STELLUNGNAHME

Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2018 des Kernkraftwerks Gösgen

Dezember 2023

Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI

Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI

ENSI 17/2962, Rev. 1

Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2018 des Kernkraftwerks Gösgen

Brugg, Dezember 2023

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung 1-1

1.1 Veranlassung und Randbedingungen 1-1

1.1.1 Periodische Sicherheitsüberprüfung 1-1

1.1.2 Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb 1-1

1.2 Beurteilungsgrundlagen 1-2

1.3 Eingereichte Dokumente 1-2

1.4 Aufbau der Stellungnahme 1-3

2 Übersicht 2-1

2.1 Standort 2-1

2.1.1 Neue Industrieanlagen und Transportwege in der näheren Umgebung 2-1

2.1.2 Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen 2-2

2.1.3 Neue Erkenntnisse bezüglich hydrologischer Bedingungen 2-3

2.1.4 Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Erdbeben 2-7

2.1.5 Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen 2-9

2.2 Übergeordnetes Auslegungskonzept 2-10

2.2.1 Grundsätzlicher Aufbau des KKG 2-10

2.2.2 Barrierenkonzept 2-11

2.2.3 Schutzzielkonzept 2-12

2.2.4 Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge 2-13

2.2.5 Erfüllung der Vorgaben des schweizerischen Regelwerks 2-17

2.2.6 Stand der Nachrüstungstechnik 2-19

2.3 Stand der Auflagen und Forderungen 2-20

2.3.1 Stand der Forderungen zur PSÜ 2008 2-20

2.3.2 Stand der in 2008 bis 2017 verfügten Forderungen 2-32

2.4 Wesentliche Entwicklungen nach dem Überprüfungszeitraum (ab Stichtag: 31. Dezember 2018) 2-35

3 Betriebsführung und Betriebsverhalten 3-1

3.1 Betriebserfahrungen des KKG 3-1

3.1.1 Methodik der Betriebsauswertung 3-1

3.1.2 Betriebsverlauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren 3-3

3.2 Vorkommnisse 3-9

3.2.1 Methodik der Vorkommnisbearbeitung 3-9

3.2.2 Auswerteergebnisse interner Vorkommnisse 3-11

3.2.3 Auswerteergebnisse externer Vorkommnisse 3-13

3.3 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente 3-15

3.3.1 Kernauslegung, -überwachung und -verifikation 3-15

3.3.2 Betriebserfahrungen mit den eingesetzten Brenn- und Steuerelementen 3-20

3.3.3 Handhabung von Brenn- und Steuerelementen 3-27

3.3.4 Fertigung von Brenn- und Steuerelementen 3-27

3.3.5 Lagerung von Brennelementen 3-28

3.4 Strahlenschutz 3-31
3.4.1 Änderungen der Prozesse im Strahlenschutz 3-31
3.4.2 Schutz- und Überwachungsmassnahmen 3-31
3.4.3 Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätsinventars in der Anlage 3-32
3.4.4 Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition des Personals 3-34
3.4.5 Verbesserungsmöglichkeiten aufgrund betriebsinterner und externer Erkenntnisse 3-39
3.4.6 Zustand, Änderungen und Erfahrungen mit den Strahlenmessmitteln des operationellen Strahlenschutzes, der Personendosimetrie und zur Anlagenüberwachung 3-43
3.4.7 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone 3-43
3.4.8 Abgabe radioaktiver Stoffe 3-44
3.5 Wasserchemie und Aufbereitungssysteme 3-48
3.5.1 Primärkühlmittel 3-48
3.5.2 Wasser-Dampf-Kreislauf 3-50
3.5.3 Brennelementbecken, Nasslagerbecken 3-51
3.5.4 Austausch der Kondensatorberohrung und Niederdruckturbinen 2013 und Umbau des Trafozwischenkühlkreislaufs 2017 3-52
3.5.5 Biozid-Dosierung im Hauptkühlwasser 3-53
3.5.6 Eingesetzte Filter und Harze 3-54
3.5.7 Abläufe im Labor 3-54
3.5.8 Neue Erkenntnisse für die Wasserchemie im Überprüfungszeitraum 3-55
3.6 Umgebungsüberwachung 3-56
3.7 Entsorgung 3-58
3.7.1 Abfallbehandlung 3-59
3.7.2 Lagerung der radioaktiven Abfälle und Grosskomponenten 3-61
3.7.3 Defekte Brennstäbe 3-64
3.7.4 Bewirtschaftung Lagerbecken 3-64
3.7.5 Transport- und Lagerbehälter 3-66
3.7.6 Transporte 3-69
3.8 Betriebserfahrung in vergleichbaren Anlagen 3-70
3.8.1 Prozess der Auswertung 3-70
3.8.2 Verfolgen des Standes von Wissenschaft und Technik 3-71

4 Sicherheitsrelevante Anlagenteile 4-1

4.1 Bauwerke 4-1
4.2 Übersicht 4-4
4.3 Primärkreislauf 4-5
4.4 Verfahrenstechnische Sicherheits- und Hilfssysteme 4-6
4.4.1 Beurteilungsgrundlagen 4-6
4.4.2 Überprüfung der Auslegungsvorgaben 4-6
4.4.3 Übergeordnete Beurteilung der Auslegung, der Betriebserfahrung und des Zustands 4-10
4.4.4 Reaktorkühlsystem YA/YD 4-14
4.4.5 Druckhaltesystem YP 4-17

4.4.6 Frischdampfsystem RA 4-18
4.4.7 Speisewassersysteme RL/RR 4-21
4.4.8 Notspeisesystem RS 4-24
4.4.9 Nukleares Nachkühlsystem TH 4-28
4.4.10 Nukleares Zwischenkühlsystem TF 4-33
4.4.11 Nukleares Nebenkühlwassersystem VE 4-36
4.4.12 Nebenkühlwassersystem VA 4-39
4.4.13 Notstandspeisesystem / Brunnenwassersystem RX/VX 4-42
4.4.14 Volumenregelsystem TA, Zusatzboriersystem TA81/82 4-45
4.4.15 Nukleare Lüftungsanlagen TL 4-48
4.5 Elektro- und leittechnische Sicherheits- und Hilfssysteme 4-51
4.5.1 Beurteilungsgrundlagen 4-51
4.5.2 Überprüfung der Auslegungsvorgaben der SSK 4-51
4.5.3 Übergeordnete Beurteilung der Betriebserfahrung und des Zustandes der SSK 4-52
4.5.4 Eigenbedarfsversorgung 4-52
4.5.5 Notstromversorgung 4-55
4.5.6 Notstandnotstromversorgung FY 4-57
4.5.7 Gleichstromversorgung 4-60
4.5.8 Gesicherte Wechselstromversorgung 4-62
4.5.9 Sicherheitsleittechnik 4-63
4.5.10 Neutronenflussinstrumentierung 4-64
4.5.11 Seismische Instrumentierung 4-65
4.5.12 Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung 4-66
4.5.13 Regelungen und Begrenzungen des Primärkreislaufs 4-68
4.5.14 Sicherheitstechnisch relevante Leittechnik des Sekundärkreislaufs 4-70
4.5.15 Mensch-Maschine-Schnittstelle 4-72
4.5.16 Prozessvisualisierungssystem 4-73
4.5.17 Steuerungssystem ISKAMATIC B 4-73
4.5.18 Zweite Wasserfassung ZM05 4-75
4.5.19 Stell- und Regelantriebe 4-76
4.5.20 Motoren 4-77
4.5.21 Kabel von klassierten Komponenten 4-78
4.6 Weitere wichtige Einrichtungen 4-79
4.6.1 Brandschutz 4-79
4.6.2 Blitzschutz 4-83
4.6.3 Strahlenmesstechnik 4-85
4.6.4 Hebezeuge 4-89

5 Instandhaltung und Alterungsüberwachung 5-1
5.1 Bautechnik 5-1
5.2 Maschinentechnik 5-4
5.2.1 Alterungsüberwachung gemäss Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01 5-4
5.2.2 Aktueller Stand des Alterungsüberwachungsprogramms 5-6
5.2.3 Alterungsbedingte Schadensfortschritte 5-7

5.2.4 Ersatz- oder Nachbesserungsstrategie 5-8
5.3 Elektro- und Leittechnik 5-9
5.4 Technologische Alterungsüberwachung 5-11
5.4.1 Maschinentechnische Systeme und Komponenten 5-11
5.4.2 Elektrische Systeme und Komponenten 5-13

6 Deterministische Sicherheitsanalysen 6-1
6.1 Grundlagen deterministischer Störfallanalysen 6-1
6.1.1 Grundlegende Anforderungen 6-1
6.1.2 Beurteilungsgrundlagen 6-3
6.1.3 Ausgangslage 6-3
6.1.4 Ereignisspektrum 6-3
6.1.5 Störfallkategorisierung 6-6
6.2 Beurteilung der technischen Störfallanalysen 6-7
6.2.1 Rechenprogramme 6-8
6.2.2 Störungen der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf 6-8
6.2.3 Zufuhr von Reaktivität 6-16
6.2.4 Verlust von Reaktorkühlmittel 6-18
6.2.5 Einwirkungen von aussen 6-25
6.2.6 Absturz von Lasten 6-28
6.2.7 Interne Ereignisse 6-30
6.2.8 Ausgewählte Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb – Ausfall der Nachkühlung beim Mitte-Loop-Betrieb 6-32
6.2.9 Ausgewählte SE4a-Störfälle 6-33
6.3 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen 6-37
6.3.1 Nachweisführung 6-37
6.3.2 Beurteilungsgrundlagen 6-38
6.3.3 Aktivitätsinventare 6-38
6.3.4 Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnung 6-40
6.3.5 Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen 6-41
6.3.6 Radiologische Auswirkungen für das Betriebspersonal der Anlage 6-59
6.4 Sicherheitsanalyse für Lager 6-61
6.4.1 Externes Nasslager 6-61
6.4.2 Trockenlager 6-64
6.4.3 Kompaktlagerbecken im Containment und Ladebecken im Ringraum 6-65
6.4.4 Abfalllager LAA/MAA 6-67

7 Probabilistische Sicherheitsanalysen 7-1
7.1 Beurteilungsgrundlagen 7-1
7.2 Vorgehen bei der Beurteilung 7-1
7.3 Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb 7-1
7.3.1 Zuverlässigkeit von Komponenten 7-2
7.3.2 Zuverlässigkeit von Personalhandlungen 7-3
7.3.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien 7-6
7.3.4 Interne Ereignisse 7-6

7.3.5 Interne systemübergreifende Ereignisse 7-9
7.3.6 Externe Ereignisse 7-14
7.3.7 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb 7-24
7.4 Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb 7-26
7.4.1 Kernschadenszustände der Anlage 7-26
7.4.2 Containmenttragfähigkeit 7-27
7.4.3 Containmentbeanspruchungen und Unfallablaufanalyse 7-28
7.4.4 Quelltermanalyse 7-30
7.4.5 Ergebnisse der Stufe-2-PSA 7-31
7.5 Risiko des Brennelementlagerbeckens bei Leistungsbetrieb 7-33
7.6 Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb 7-33
7.6.1 Definition und Dauer von Betriebszuständen 7-34
7.6.2 Zuverlässigkeit von Komponenten 7-37
7.6.3 Zuverlässigkeit von Personalhandlungen 7-38
7.6.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien 7-39
7.6.5 Interne Ereignisse 7-39
7.6.6 Interne systemübergreifende Ereignisse 7-42
7.6.7 Externe Ereignisse 7-44
7.6.8 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb 7-46
7.7 Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb 7-47
7.7.1 Analysen 7-48
7.7.2 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb 7-49
7.8 Anwendungen der PSA 7-51
7.9 Zusammenfassende Bewertung 7-55
8 Organisation und Personal 8-1
8.1 Organisation des Bewilligungsinhabers 8-1
8.1.1 Eigentumsverhältnisse und Organisationsstruktur 8-1
8.1.2 Sicherheitsverantwortung 8-1
8.1.3 Kompetenzen des Kraftwerksleiters und ihm zur Verfügung gestellte Mittel 8-3
8.1.4 Entscheidungsfindung bei Sicherheitsfragen und Kommunikationswegen 8-3
8.2 Organisation des Kernkraftwerks 8-4
8.2.1 Organisationsstruktur, Verantwortlichkeiten, sicherheitsrelevante Funktionen und Aufgaben 8-4
8.2.2 Wesentliche organisatorische Änderungen im Überprüfungszeitraum 8-6
8.2.3 Personelle und materielle Ressourcen 8-7
8.2.4 Führungskultur 8-16
8.2.5 Sicherheitskultur 8-17
8.2.6 Motivation zur Nutzung von Meldesystemen 8-18
8.2.7 Vollständigkeit und Zweckmässigkeit des Managementsystems 8-20
8.2.8 Kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit und Sicherung 8-22
8.2.9 Prozess zur Gewährleistung der Qualität und zur internen Freigabe von Vorschriften 8-23
9 Notfallschutz 9-1

9.1 Notfallvorsorge und Notfallbereitschaft 9-1
9.2 Notfallorganisation, Notfallausbildung, Notfallübung 9-2
9.2.1 Notfallorganisation 9-2
9.2.2 Notfallausbildung 9-3
9.2.3 Notfallübungen 9-4
9.3 Notfallabläufe 9-5
9.3.1 Notfallabläufe 9-5
9.3.2 Flucht und Interventionswege 9-6
9.4 Notfalldokumentation 9-8
9.4.1 Notfallvorschrift «Notanspeisung ab Wasserkraftwerk Gösgen» 9-8
9.4.2 Severe Accident Management Guidance 9-9
9.5 Technische Ausrüstungen 9-11
9.5.1 Räumlichkeiten des Notfallschutzes 9-11
9.5.2 Technische Einrichtungen für das Notfallmanagement 9-12
9.5.3 Technische Ausrüstungen für das Notfallmanagement 9-13
9.5.4 Kommunikationsmittel für die Notfallorganisation 9-15
9.5.5 Störfallinstrumentierung sowie Post-accident Sampling System 9-16
9.5.6 Safety Parameter Display System 9-17
9.5.7 Anlagenparametersystem 9-18

10 Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb 10-1
10.1 Zustand von Grosskomponenten 10-1
10.1.1 Auslegungsgrenzen und Ausserbetriebnahmekriterien 10-1
10.1.2 Alterungsmechanismen und Betriebsüberwachungsmassnahmen 10-1
10.1.3 Reaktordruckbehälter (RDB) und Kerneinbauten 10-3
10.1.4 Nukleares Dampferzeugersystem 10-9
10.1.5 Stahldruckschale des Containments 10-13
10.1.6 Betonhülle des Containments 10-16
10.2 Vergleich mit den Auslegungsanforderungen für neue Kernkraftwerke 10-17
10.2.1 Sicherheitskonzept aus deterministischer Sicht 10-17
10.2.2 Sicherheitskonzept aus probabilistischer Sicht 10-20
10.3 Nachrüstungskonzept 10-22
10.3.1 Beurteilungsgrundlagen 10-22
10.3.2 Massnahmen zur Erhhöung der Sicherheit 10-23
10.3.3 Redundanzgrad und Diversität von Sicherheitsfunktionen (SE3-Funktionen) 10-27
10.3.4 Funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung der Sicherheitssysteme 10-28
10.3.5 Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme 10-30
10.3.6 Schutz gegen äussere Einwirkungen 10-31
10.3.7 Vorsorge gegen schwere Unfälle 10-32
10.4 Betriebsdauermanagement 10-33
10.4.1 Technische Beurteilung des Langzeitbetriebs 10-33
10.4.2 Bewirtschaftung der abgebrannten Brennelemente 10-36
10.4.3 Beurteilung des Langzeitbetriebs im Hinblick auf Personalbestand 10-38

11 Gesamtbewertung 11-1

11.1 Schutzziel-orientierte Bewertung 11-1
11.2 Sicherheitsebenen-orientierte Bewertung 11-2
11.3 Forderungen 11-6

Anhang 1: Abkürzungen **1**

Anhang 2: Referenzen **1**

KKG-Dokumente 1
ENSI-Korrespondenz 10
ENSI-Richtlinien 14
Sonstige 15

Revisionsverzeichnis **22**

Verzeichnis der Abbildungen

Abbildung 2-1 Prinzipdarstellung des KKG

Abbildung 2-2 Sicherheitskonzept des KKG

Abbildung 3-1 Aufteilung der Nichtverfügbarkeiten im KKG

Abbildung 3-2 Übersicht der Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung in den Jahren 2007 bis 2017

Abbildung 3-3 Anzahl abgeleiteter Massnahmen pro Jahr innerhalb des Überprüfungszeitraums

Abbildung 3-4 Entwicklung der Dosisleistung am RDB-Deckel und den Dampferzeugern

Abbildung 3-5 Abnahme der Dosisleistung an ausgewählten Primärkomponenten

Abbildung 3-6 Entwicklung der mittleren Individualdosis getrennt nach Eigen- und Fremdpersonal

Abbildung 3-7 Dosis pro Revisionsstunde

Abbildung 3-8 Edelgas-, Iod- und Aerosolabgaben über den Kamin und Tritium und «übrige Nuklide» über das Abwasser

Abbildung 3-9 Abgaben von Radiokohlenstoff (14C) in der Form von CO2 und von Tritium (3H) in der Form von tritiiertem Wasser (HTO) an die Umwelt

Abbildung 3-10 Flüssige Abgaben der Schweizer Kernanlagen zwischen 1998 und 2018 in die Aare resp. den Rhein

Abbildung 3-11 Wertebereich der Tagesmittelwerte aller MADUK-Messstationen im Messring KKG im Zeit-raum von 2008 bis 2018. Die helle Linie stellt dabei den Medianwert dar.

Abbildung 10-1 Zeitliche Entwicklung der Fluenz an der Innenoberfläche des RDB aus BER-S-92855

Verzeichnis der Tabellen

Tabelle 2-1 Schutzziele, Teilschutzziele und Sicherheitsfunktionen

Tabelle 3-1 Insgesamt 83 meldepflichtige Vorkommnisse innerhalb des Überprüfungszeitraums

Tabelle 4-1 Im Überprüfungszeitraum durchgeführte bautechnische Instandsetzungen im Reaktorgebäude

Tabelle 4-2 Im Überprüfungszeitraum durchgeführte bautechnische Eingriffe im Reaktorgebäude

Tabelle 4-3 Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung des Primärkreislaufs

Tabelle 4-4 Systembewertungsberichte und Langzeitsicherheitsnachweise

Tabelle 4-5 Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme

Tabelle 4-6 Reaktorregelungen

Tabelle 4-7 Reaktorbegrenzungen

Tabelle 5-1 Steckbriefe der AÜP-Bautechnik, Stand 31.12.2017

Tabelle 6-1 Kriterien zur Bewertung der Störfallbeherrschung (Überblick)

Tabelle 6-2 Abdeckendes KKG-Ereignisspektrum

Tabelle 6-3 Nachweisziele für die technischen Kriterien

Tabelle 6-4 Abdeckendes Ereignisspektrum für externes Lager

Tabelle 7-1 CDF-Beiträge interner Ereignisse

Tabelle 7-2 Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur CDF

Tabelle 7-3 Tragfähigkeit verschiedener Elemente des KKG-Containments

Tabelle 7-4 KKG-Freisetzungskategorien, die im Leistungsbetrieb zu grossen frühen Freisetzungen beitragen

Tabelle 7-5 LERF-Beiträge der verschiedenen Ereigniskategorien

Tabelle 7-6 Zuordnung der POS zu Abstellungstypen für das Schwachlast-Modell

Tabelle 7-7 In der GPSA2019 definierte POS für den Brennelementwechsel (Typ C) und deren durchschnittliche Dauer

Tabelle 7-8 FDF-Beiträge interner Ereignisse (Nichtleistungsbetrieb)

Tabelle 7-9 Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur FDF

Tabelle 7-10 KKG-Freisetzungskategorien, die im Stillstand zu grossen frühen Freisetzungen beitragen

Tabelle 7-11 SLERF-Beiträge der verschiedenen Ereigniskategorien

Tabelle 10-1 $RT_{ref,ART}$ für die am höchsten versprödeten Bereiche von GW I und GW II aus BER-S-92623

1 Einleitung

1.1 Veranlassung und Randbedingungen

1.1.1 Periodische Sicherheitsüberprüfung

Gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. e des Kernenergiegesetzes [KEG] hat der Bewilligungsinhaber eines Kernkraftwerks periodisch eine umfassende Sicherheitsüberprüfung vorzunehmen. Gemäss Art. 34 der Kernenergieverordnung [KEV] hat der Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk alle 10 Jahre eine umfassende Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ) durchzuführen. Er hat zu diesem Zweck folgende Themen zu behandeln:

a. Sicherheitskonzept;
b. Betriebsführung und Betriebsverhalten;
c. deterministische Sicherheitsanalyse;
d. probabilistische Sicherheitsanalyse;
e. Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus;
f. Organisation und Personal.

Die mit der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme bewertete PSÜ 2018 für die Anlage KKG bezieht sich auf den Überprüfungszeitraum 2008 bis 2018. Wie im vorhergehenden PSÜ-Bericht berücksichtigen die Betrachtungen zur Alterungsüberwachung die gesamte Betriebszeit der Anlage beziehungsweise die seit damals wirkenden Alterungsmechanismen. Die Beurteilung der Sicherung ist nicht Gegenstand der PSÜ.

1.1.2 Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb

Das KKG hat im Jahr 2019 sein 40. Betriebsjahr vollendet und ist in die Phase des Langzeitbetriebes eingetreten. Gemäss Art. 34 Ziff. 4 [KEV] hat der Bewilligungsinhaber eines Kernkraftwerks für die Zeit nach dem vierten Betriebsjahrzehnt als Bestandteil der PSÜ zusätzlich einen Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb nach Art. 34 Bst. a [KEV] einzureichen. Er hat im Sicherheitsnachweis folgende Themen zu behandeln:

a. die zugrunde gelegte Betriebsdauer;

b. die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile für die geplante Betriebsdauer;

c. die für das nachfolgende Betriebsjahrzehnt vorgesehenen Nachrüstungen sowie technischen und organisatorischen Verbesserungsmassnahmen;

d. die für die geplante Betriebsdauer vorgesehenen Massnahmen zur Sicherstellung eines ausreichenden Personalbestandes und des benötigten Fachwissens.

Gemäss der Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.8 «Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb» müssen der technische Zustand von Grosskomponenten, das Nachrüstungskonzept sowie das Betriebsdauermanagement für einen ausreichenden Prognosezeitraum des Langzeitbetriebs dargelegt und bewerten werden. Dazu gehören die Massnahmen zur Gewährleistung eines sicheren Betriebes.

Ferner fordert die Kernenergieverordnung [KEV] die systematische Instandhaltung und Alterungsüberwachung für den Betrieb. Die Anforderungen für die Alterungsüberwachung sind in der Richtlinie [ENSI-B01] konkretisiert.

Der vom KKG im Rahmen der PSÜ 2018 vorgelegte Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb basiert im Wesentlichen auf Erfahrungen und Erkenntnissen des KKG innerhalb des Überprüfungszeitraums. Er beschreibt einen Prognosezeitraum für die nächsten 10 Betriebjahre der Anlage. Diesen Prognosezeitraum legt das ENSI seiner Beurteilung zugrunde.

1.2 Beurteilungsgrundlagen

Als Beurteilungsgrundlagen gelten die schweizerischen Gesetze und Verordnungen, die Richtlinien des ENSI sowie eine Reihe bezeichneter Grundlagen, namentlich internationale Normen. Die für das einzelne Sachgebiet angewandten Beurteilungsgrundlagen sind in den nachfolgenden Kapiteln jeweils detailliert aufgeführt.

1.3 Eingereichte Dokumente

Das KKG hat mit seinem Schreiben vom 5. Dezember 2016 BRI-S-92273 das Konzept zur PSÜ 2018 beim ENSI eingereicht. Mit Schreiben vom 7. April 2017 ENSI 2017-04-07 gab das ENSI diesbezüglich eine Stellungnahme ab. Mit Schreiben vom 21. Dezember 2018 BRI-S-92548 hat das KKG fristgerecht die PSÜ-Unterlagen eingereicht.

Die PSÜ-Unterlagen umfassen übergeordnet folgende Leitberichte:

- Übersicht über die Anlage:
  - PEG-X-64172 Sicherheitsbericht 2017, 31.12.2017
  - BER-S-92660 PSÜ 2018 Stand der Forderungen, 21.10.2018
  - ALD-S-89991 Sicherheitsstatusanalyse (SSA) Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (KKG) mit Druckwasserreaktor, 29.08.2018
  - BER-S-92657 Programm zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für den Langzeitbetrieb des KKG. Massnahmen für den Zeitraum 2018–2027, 29.11.2018
- Betriebsführung und Betriebsverhalten:
  - BER-B-92678 Sicherheitsindikatoren der Betriebserfahrung, Verlauf, Vergleich, festgestellte Schwachstellen, 16.11.2018
  - BER-B-92690 Vorkommnisbearbeitung, Ursachen, Erkenntnisse, Folgerungen, 27.11.2018
  - BER-F-92394 PSÜ 2018 – Periode 2008–2017 – Erfahrungsbericht Brennstoff, 10.08.2018
  - BER-C-92682 PSÜ 2018, Betriebserfahrungsbericht, Kap. 4, Strahlenschutz und Kap. 6 Umgebungsüberwachung, 26.09.2018
  - BER-C-92653 PSÜ 2018, Betriebserfahrungsbericht (Teil Chemie), 08.03.2018
  - BER-C-92682 PSÜ 2018, Betriebserfahrungsbericht, Kap. 4, Strahlenschutz und Kap. 6 Umgebungsüberwachung, 26.09.2018
  - BER-C-92658 PSÜ 2018 – Betriebserfahrungsbericht, Teil radioaktive Abfälle, 17.01.2018
  - BER-C-92683 PSÜ 2018, Betriebserfahrungsbericht, Kap. 7.9, Radioaktivtransporte, 21.03.2018
  - BER-S-92679 Stand von Wissenschaft und Technik sowie Nachrüstmassnahmen, ENSI-A03/d, 5.2.8.c/d, 18.10.2018
  - BER-S-92693 PSÜ-2018 Leitbericht Technologische Alterung, 19.12.2018
- Sicherheitsrelevante Anlagenteile:
  - BER-S-92687 Leitbericht zur Bewertung der Auslegungsvorgaben von Strukturen, Systemen und Komponenten, 07.12.2018
  - BER-S-92637 PSÜ 2018 – Leitbericht Betriebserfahrung und Zustand der SSK, 27.11.2018
- Alterungsüberwachung:
  - BER-S-92650 PSÜ 2018 – Leitbericht Alterungsüberwachung Maschinentechnik, 16.11.2018
  - BER-S-92653 PSÜ 2018 – Leitbericht Alterungsüberwachung Elektrotechnik, 16.06.2018

  - BER-S-92681 PSÜ 2018 – Leitbericht Alterungsüberwachung Bautechnik, 23.07.2018
  - BER-S-92693 PSÜ-2018 Leitbericht Technologische Alterung, 19.12.2018
- Sicherheitsanalysen:
  - ALD-D-31094 Zusammenstellung und Bewertung der gültigen Störfallanalysen des KKG, 05.12.2017
  - BER-S-92694 PSÜ-2018 Leitbericht deterministische Sicherheitsanalysen für externe Ereignisse, 06.12.2018
  - BER-S-92690 Bewertung der Erdbebensicherheit mit Berücksichtigung der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015, 08.12.2018
  - BER-S-92642 Übergeordneter Bericht gemäss ENSI-A03 zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse, 05.12.2018
- Organisation und Personal:
  - BER-S-92657 PSÜ-2018 – Organisation und Personal, 14.06.2018
- Notfallvorsorge und Notfallmanagement:
  - BER-C-92659 PSÜ 2018 – Notfallvorsorge und Notfallmanagement, 11.10.2018
- Sicherheitsnachweis für den Lagenzeitbetrieb:
  - BER-S-92623 PSÜ 2018 – Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb, 13.12.2018
  - PEG-M-812 Alterungsüberwachung sicherheitstechnisch klassierter Bauwerke, 26.03.2018
  - BER-S-92657 Programm zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für den Langzeitbetrieb des KKG. Massnahmen für den Zeitraum 2018–2027, 29.11.2018
- Gesamtbewertung der PSÜ:
  - BER-S-92648 Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ 2018, 17.12.2018

Im Rahmen der Grobprüfung der PSÜ 2018 ENSI 17/2386 hat das ENSI eine Reihe von Nachforderungen gestellt. Die wichtigsten der aufgrund von Nachforderungen nachgereichten Unterlagen sind in den nachfolgenden Kapiteln erwähnt.

1.4 Aufbau der Stellungnahme

In Anlehnung an die Richtlinie ENSI-A03 ist diese Stellungnahme in folgende Kapitel strukturiert:

- Kap. 2: Übersicht
- Kap. 3: Betriebsführung und Betriebsverhalten
- Kap. 4: Sicherheitsrelevante Anlagenteile
- Kap. 5: Instandhaltung und Alterungsüberwachung
- Kap. 6: Deterministische Sicherheitsanalysen
- Kap. 7: Probabilistische Sicherheitsanalysen
- Kap. 8: Organisation und Personal
- Kap. 9: Notfallschutz
- Kap. 10: Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb
- Kap. 11: Gesamtbewertung

Die Stellungnahme enthält überdies zwei Anhänge mit Abkürzungen und Referenzen.

2 Übersicht

2.1 Standort

2.1.1 Neue Industrieanlagen und Transportwege in der näheren Umgebung

Angaben des KKG

Im Überprüfungszeitraum ergaben sich keine sicherheitstechnisch relevanten Änderungen in der näheren Umgebung des Standorts KKG. Das KKG hat die Auswirkungen von Störfällen aus den benachbarten Verkehrswegen (inkl. Luftverkehr), Betrieben im Umkreis von 8 km, welche gefährliche Güter gemäss der Verordnung über den Schutz vor Störfällen StFV handhaben und der am nächsten zum Standort verlaufenden Erdgasleitungen auf die sicherheitsrelevanten Gebäude untersucht. Ebenfalls wurden die Auswirkungen möglicher Freisetzungen toxischer Gase analysiert.

Bezüglich der Einwirkungen von Explosionen in der Nachbarschaft des KKG und anderer externer Ereignisse, verweist das KKG auf die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude gegen die Explosion von 20 t TNT am Ort des geplanten und nie gebauten Güterbahnhofes.

Bei Freisetzungen von 55 t Chlor aus einem Bahnkesselwagen liegen die ermittelten Konzentrationen im Bereich der Schwellenwerte für letale Gesundheitsschäden. Die Warte des KKG kann in einem solchen Fall lüftungstechnisch abgeschottet werden, sodass der weitere Betrieb oder, falls nötig, ein sicheres Abfahren der Anlage gewährleistet sind.

Hinsichtlich des Luftverkehrs geht das KKG davon aus, dass sich die Absturzhäufigkeiten von Verkehrs- und Militärflugzeugen bis zum Jahre 2030 nicht signifikant erhöhen. Unabhängig von den ermittelten Absturzhäufigkeiten ist das KKG deterministisch gegen Flugzeugabsturz ausgelegt.

Bezüglich Waldbrände und durch Unfälle in der Nachbarschaft ausgelöster Brände ist die Anlage, aufgrund der Auslegung gegen Kerosinbrände infolge eines Flugzeugabsturzes sowie der Auslegung gegen interne Brände, ausreichend geschützt.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Störfallverordnung StFV

Beurteilung des ENSI

Gesamthaft kann das ENSI den Ausführungen des KKG zur generellen Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und des autarken Notstandsystems gegen Einwirkungen infolge von Unfällen in Industriebetrieben und auf Transportwegen folgen.

Für das ENSI ist es nachvollziehbar, dass sich in dem für die PSÜ relevanten Überprüfungszeitraum seit dem Jahr 2008 keine weiteren Erkenntnisse bezüglich der genannten Einwirkungen aus Industrieanlagen und Transportwegen ergeben haben. Nach den dem ENSI vorliegenden Informationen ergeben sich aus den Verkehrswegen und Industrieanlagen in der Umgebung des Standorts keine unzulässigen Gefährdungen. Die Distanzen von Anlagen mit einem nennenswerten Gefährdungspotenzial sind ausreichend gross, um eine relevante Beeinträchtigung der Sicherheit ausschliessen zu können.

Zum Luftverkehr sei auf Kap. 7.3.6.5 der vorliegenden Stellungnahme verwiesen.

2.1.2 Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen

Als meteorologisch bedingte Gefährdungen werden in dem vorliegenden Kapitel folgende Wetterphänomene betrachtet: Wind, Tornado, extreme Luft- und Wassertemperaturen, lokaler Starkregen, Schnee, Hagel, vereisender Regen, Trockenheit, Vereisung und Kombinationen von ausserordentlichen Winter- und Sommerbedingungen. Zudem wird Waldbrand wegen vergleichbaren Einwirkungen auf die Anlage behandelt.

Die einzelnen Gefährdungen können aufgrund ihrer Vorlaufzeit bis zum Eintreffen bzw. der Zeitdauer ihres Einwirkens auf die Anlage in drei Gruppen unterteilt werden:

- Instantan einwirkende Gefährdungen wie Wind, Tornado, Starkregen, Hagel und vereisender Regen müssen mit den festinstallierten Systemen, Strukturen und Komponenten beherrscht werden, da nur bedingt Massnahmen zu deren Beherrschung vorbereitet werden können.
- Gefährdungen wie extreme Lufttemperatur, Schneefall und Waldbrand wirken in der Regel erst nach Stunden oder Tagen vollständig auf die Anlage ein. Ihre Einwirkungsdauer ist üblicherweise jedoch länger als jene der instantan auftretenden Gefährdungen. Während der längeren Vorlaufzeit können wirksame Massnahmen zur Beherrschung dieser Gefährdungen getroffen werden. Beispielsweise ist es aus Sicht des ENSI bei einem mehrtägigen extremen Schneefallereignis zulässig, Massnahmen zur Reduktion der Schneelast auf den Gebäuden in den Sicherheitsnachweisen zu kreditieren oder bei hohen Temperaturen eine Leistungsreduktion der Anlage anzunehmen.
- Gefährdungen wie Trockenheit, extreme Flusswassertemperatur oder extreme Winter- bzw. Sommerbedingungen kündigen sich über noch längere Zeiträume an, sodass auch hier wirksame Massnahmen ergriffen werden können. Die vorhandenen Zeitfenster sind so gross, dass die Anlage rechtzeitig vorsorglich abgefahren werden kann.

Angaben des KKG

Im Rahmen der PSÜ reichte das KKG eine aktualisierte Studie zur Beurteilung der Gefährdung durch meteorologische Bedingungen ein. Diese Studie enthält insbesondere neue Analysen zur Bestimmung der Gefährdung durch extreme Lufttemperaturen, Wind und Starkregen auf dem Anlagenareal.

Die neuen Analysen basieren auf extremwertstatistischen Auswertungen von anlagenspezifischen Zeitreihen. Für Starkregen und extreme Lufttemperaturen wurde zusätzlich eine regionale Analyse auf Basis von Messwerten von mehreren Messstationen durchgeführt.

Die Gefährdung durch Tornados wurde unter Verwendung eines geometrischen Verfahrens mit Berücksichtigung der Fläche des Tornado-Schadenszugs und des KKG-Areals ermittelt. Für die weiteren meteorologisch bedingten Gefährdungen wurde grundsätzlich auf die Resultate von früheren Analysen zurückgegriffen.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung [KEV]

Richtlinie [ENSI-A05]

Beurteilung des ENSI

Die überarbeiteten Analysen bezüglich extremer Wetterbedingungen werden im laufenden Aufsichtsverfahren behandelt. Bis zum Abschluss des Verfahrens gelten die vom ENSI provisorisch festgelegten Werte.

Für Ausführungen zur Beherrschung der extremen Wetterbedingungen sei auf die Kap. 6.2.5 und Kap. 7.3.6 der vorliegenden Stellungnahme verwiesen.

2.1.3 Neue Erkenntnisse bezüglich hydrologischer Bedingungen

2.1.3.1 Grundwasservorkommen

Angaben des KKG

Die folgenden Angaben beziehen sich auf die Aussagen:

- im KKG-Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Kap. 4.4.1, Kap. 4.4.4, Kap. 4.4.4.1;
- in der KKG-Aktennotiz [ANO-S-92944], Kap. 2.1; sowie
- im Bericht [PEG-X-56762], Kap. 2.2.1, Kap. 2.3.1 und Kap. 2.3.3.

Der zwischen 20 und 25 m mächtige, von ca. 4 bis 8 m ungesättigter Zone überdeckte Grundwasserstrom im quartären Schottergrundwasserleiter folgt dem Lauf der Aare mit einem Gefälle von 0,17 % bis 0,4 % und einer Filtergeschwindigkeit von ca. 1 m pro Tag in östlicher Richtung.

Der Grundwasserspiegel auf dem KKG-Gelände ist eng an den Pegelstand der Alten Aare geknüpft und liegt bei ca. 375 m ü. M. Die Aare dient westlich des KKG als Infiltrant und unterhalb Mühledorf als Vorfluter (Exfiltration). Die Uferpartien der Alten Aare sind generell nicht kolmatiert, weshalb es bei erhöhter Wasserführung auch unterstromseitig vorübergehend zur Infiltration kommen kann. In einem lokalen Grundwassermodell stehen 50 Messstellen zur Kalibrierung zur Verfügung.

An der Messstelle 0VX01L001 im Notstandgebäude ZX00 wird der Grundwasserspiegel seit 1979 kontinuierlich erfasst. Der Grundwasserspiegel liegt dort normalerweise bei 375,0 m ü. M. Der Höchststand von 380 m ü. M. wurde am 13. November 1985 gemessen. Generell kann der Grundwasserhöchststand auf dem Kraftwerksareal dem Höchststand des Aarewasserspiegels gleichgesetzt werden. Etwa monatlich werden seit Juni 2003 an verschiedenen Stellen die Grundwasserstände aufgenommen.

Für den Standort des KKG existiert eine Konzession für die Notstandkühlanlage von 6552 l/min (Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Tabelle 4.4 5). In einem Umkreis von etwa 2 km um den Standort, d. h. bei den Gemeinden Obergösgen, Niedergösgen, Däniken und Gretzenbach, handelt es sich um eine konzessionierte Gesamtentnahmemenge von ca. 59 000 l/min.

Im Rahmen des Messprogramms durch den Kanton Solothurn werden seit Anfang 1995 an der Messstelle Li (Limnigraph) Dängertwäldli (Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Abbildung 4.4-4) kontinuierlich Temperaturdaten erfasst. Ein langfristiger Trend ist seit Beginn der Aufzeichnungen nicht erkennbar. Eine Bewertung des Grundwassertemperaturverlaufs hat ergeben, dass dieser nur schwach von der Flusswasser- und Lufttemperatur abhängt. Eine systematische Beurteilung der Kühlwasserversorgung erfolgte im Rahmen des Post-Fukushima-Aktionsplans des ENSI (extreme Wetterbedingungen). Die im Rahmen des Post-Fukushima-Aktionsplans zur systematischen Beurteilung der Kühlwasserversorgung bestimmte Prognose der Grundwassertemperatur (hochgerechnet bis 2050) basierte auf Messungen an externen Standorten. Dort wurden mit einem numerischen Grundwassermodell für extreme Szenarien bei Niedrigwasser und sehr trockenen und heissen Verhältnissen nachgewiesen, dass im Falle eines Notstandes mit einem Brunnen die Wärmeabfuhr durch Grundwasser gesichert ist.

Regelmässig wurden Wasserproben aus Wasserversorgungsanlagen und Privatbrunnen durch das kantonale Laboratorium entnommen und analysiert. Eine umfassende Beschreibung der hydrochemischen Verhältnisse und der Eigenschaften des Grundwassers anhand dieser Ergebnisse findet sich in zwei Berichten [Niederamt1969] und [Motor1972] aus den Jahren 1969 bzw. 1972. Weitere Grundwasseranalysen wurden im Sommer 1971 durchgeführt ([PEG-X-64172], Tabelle 4.4 10). Jüngere Analysenergebnisse wurden aus dem Bericht des Kantons Solothurn zur Grundwasserüberwachung zusammengetragen ([PEG-X-64172], Tabelle 4.4 11).

Beurteilungsgrundlagen

IAEA Safety Standards: «Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundations for Nuclear Power Plants», Safety Guide No. NS-G-3.6, April 2005 [IAEA NS-G-3.6]

IAEA Safety Standards: «Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations», Specific Safety Guide No. SSG-9, 2010 [IAEA SSG-9]

Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.1.1

Beurteilung des ENSI

Die Grundwasserverhältnisse werden in den diversen Unterlagen mit teilweise unterschiedlichen Zahlen charakterisiert, die Abweichungen sind aber gering und nicht weiter sicherheitsrelevant. Abbildung 4.4-1 im Sicherheitsbericht [PEG-X-64172] ist kaum zu entziffern und in dieser Form unbrauchbar. Es bleibt z. B. unklar, auf welchen Zustand sich diese Darstellung bezieht. Falls es sich um den Mittelwasserstand handelt, scheint der Grundwasserspiegel aktuell (KKG-Erläuterungen [ANO-S-92944], Abbildung 1) im Vergleich zu 1994 um ca. 0,5 m höher zu liegen. Die Interpretationen herauszuarbeiten, ist Sache des KKG.

Bericht [TNP-S-92341] enthält eine ausführliche Dokumentation und Darstellung der Grundwasserstände für verschiedene Messstellen auf dem Areal des KKG im Sinne eines Rohdaten-Berichts bis ins Jahr 2018, inkl. Feststellungen zur technischen Funktion der Messstellen. Es fehlen jedoch weitergehende hydrologische Interpretationen. So lassen sich z. B. starke Schwankungen des Grundwasserspiegels, die nicht ohne Erklärung zu den hohen Durchlässigkeiten des Aquifers passen wollen, oder das Fehlen ausgeprägter Minima bei stark ausgeprägten Maxima erkennen. Der Bericht [TNP-S-92341] weist ausserdem einige fachliche und handwerkliche Mängel sowie Inkonsistenzen auf.

Eine Darstellung numerisch modellierter Grundwasserisohypsen, wie sie für die aktuelle Situation in den Berichten [ANO-S-92944] und [PEG-X-56762] herangezogen wird, ist im Allgemeinen nur bedingt geeignet, um die realen Verhältnisse (Messergebnisse) abzubilden, da die Ergebnisse numerischer Modelle von der Aufgabenstellung, von der erforderlichen räumlichen und zeitlichen Auflösung und von der erwarteten Genauigkeit mitbestimmt werden und die so erhaltenen Grundwasserisohypsen demzufolge bereits eine inhärente Interpretation beinhalten. Um die Aussagekraft beurteilen zu können, wären neben Karten gemessener (nicht: modellierter) Grundwasserstände auch eine Karte (nicht nur ein Scatterplot) mit der Differenz «berechnet minus gemessen» hilfreich. Für eine Stichtagsmessung im Juli 2012 wurden Messwerte dargestellt (Berichte [ANO-S-92944] und [PEG-X-56762] jeweils Abbildung 2), jedoch keine Isohypsen. Ausserdem fehlen Karten und eine zugehörige Interpretation für Niedrig- und Hochwasserstände. Sie wären für eine Beurteilung der zeitlichen Veränderungen des Grundwasserstroms hilfreich. Es bleibt unklar, warum eine Stichtagsmessung für eine Hochwassersituation vom 8. Juni 1971 gewählt wurde (Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Abbildung 4.4 2), denn für andere Jahre sind noch höhere Grundwasserstände beschrieben und das Jahr 1971 scheint nicht herauszustechen (Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Kap. 4.4.4.1). Die Abbildungen verschiedener Strömungssituationen vor, während und nach der Absenkung in der Hauptbaugrube aus den 1970er-Jahren (Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Abbildung 4.4-5 bis Abbildung 4.4-7) sind hilfreich, um die Reaktion des Grundwassers auf starke Entnahmen (bis zu 50 000 l/min) einzuschätzen. Es zeigt sich für die damalige Situation, dass am Standort des KKG ein Grundwasserdargebot besteht, das deutlich über die für den Notstandbrunnen konzessionierte Wassermenge der Grundwassernutzung in der Umgebung hinausgeht. Ob diese Situation auch heute besteht, kann durch das ENSI nicht ohne weitere Angaben beurteilt werden.

Obwohl das «Grundwassermodell Niederamt» des Amtes für Umwelt des Kantons Solothurn [Niederamt2015] als verlässliche und aktuelle Interpretation der Grundwasserverhältnisse angesehen werden kann, ist es als regionales Modell grossskalig (Olten bis Aarau) angelegt und die dort getroffenen Aussagen (z. B. Grundwasserisohypsen) sind daher nur bedingt auf die lokalen Verhältnisse am Standort KKG zu übertragen. Sehr überzeugend im verwendeten Lokalmodell ist, wie gut es durch einen Fit der Porosität (und damit des Betrags der Abstandsgeschwindigkeit) gelingt, diverse Markierungsversuche abzubilden (Bericht [PEG-X-56762], Kap. 2.5.2). Dies spricht für eine hohe Qualität des zugrunde gelegten Darcy-Strömungsmodells, in welchem die Strömungsrichtungen stationär vorgegeben sind. Gemäss Abbildung 3 (Bericht [PEG-X-56762], S. 7) sind die Exfiltrationszonen jeweils zu 100 % wirksam, es gibt demnach keine Unterströmung, wie dies in einem 3D-Modell

eigentlich zu erwarten wäre. Die komplexen, von der Kolmatierung der Flusssohle abhängigen Austauschverhältnisse werden explizit erwähnt (Bericht PEG-X-56762, S. 9).

Im Becken Winznau-Schönenwerd liegen die «konzessionierten Entnahmeraten bei 90 % des Gesamtdargebots und sind somit weit über dem nachhaltig nutzbaren Dargebot. Die tatsächlichen Entnahmeraten liegen aber im Bereich des nachhaltig nutzbaren Dargebots (Grundwassermodell Niederamt2015, S. 70). Demnach kann die gesamte konzessionierte Menge nicht nachhaltig zur Verfügung gestellt werden. Die summarischen, regionalen Angaben in Grundwassermodell Niederamt2015 können zwar nicht direkt auf die lokalen Verhältnisse am Standort KKG übertragen werden. Dort scheinen am ehesten die Konzessionen der oberstromseitig gelegenen Pumpwerke Obergösgen-Lostorf (3050 l/min) und Düberten/Obergösgen (600 l/min) in Konkurrenz zur Konzession für das KKG zu stehen. Wenn das KKG auf die konzessionierte Menge im Hinblick auf die Sicherheit (Wasserversorgung) angewiesen ist, braucht es einen Nachweis, dass die für das Notkühlsystem erforderliche Grundwassermenge auch zur Verfügung steht, wenn alle relevanten Konzessionen ausgeschöpft werden.

Auch in den nachgereichten Unterlagen reichen die Zeitreihen der Grundwassertemperatur nur bis 2009 (Bericht ANO-S-92944, Kap. 2.3, Abbildung 1). Sicherheitsbericht PEG-X-64172, Abbildung 4.4-3 enthält die auf 1981 bezogenen Messstellen der Grundwassertemperatur. Die Messstellen sind nicht bezeichnet, können aber immerhin mithilfe der Tabelle 4.4 2 zugeordnet werden. Neuere Messstellen sind nicht abgebildet (z. B. die als Zeitreihe dargestellte Messstelle Dängertwäldli). Es fehlt eine moderne Karte, welche die historischen und aktuellen Messstellen abbildet. Die Repräsentativität der auf «externen Standorten» basierten Grundwassertemperatur im Verhältnis zur direkten Messung der Brunnenwassertemperatur im KKG, kann nicht beurteilt werden, weil diese Standorte nicht bekannt sind. Entscheidend dürfte dabei neben einer geeigneten räumlichen Lage (Fliessdistanz zur Aare) sein, dass diese externen Messstellen nicht von anderen Wärmequellen (z. B. durch Produktionsbetriebe oder Erdwärme/-Kältenutzungen) beeinflusst sind. Laut KKG-Bericht ANO-S-92944 hängt die Grundwassertemperatur nur schwach vom Flusswasser und von der Lufttemperatur ab, sodass Klimaschwankungen keinen nennenswerten Einfluss auf die Auslegung der Notstand-Brunnenkühlwassersysteme haben werden. Unter der Voraussetzung, dass eine Grundwassertemperatur von 17 °C unkritisch angesehen werden kann, kann das ENSI diese Aussage nachvollziehen, basierend auf Prüfung der im Bericht PEG-X-51198 von AF-Consult Switzerland AG dargelegten Prognosen.

Entgegen der Aussage des KKG im Bericht ANO-S-92944 enthält der Bericht PEG-X-56762 keine Angaben zur Grundwasserbeschaffenheit (Hauptionen, Karbonatsystem, physikalisch-chemische Eigenschaften etc., vergleiche Guideline IAEA NS-G-3.6). Die Analysen aus den Jahren 1969 bis 1971 können nicht ohne weiteres zur Beschreibung der aktuellen Situation verwendet werden. Um zeitliche Veränderungen erfassen und beurteilen zu können, sind neuere Analysen erforderlich. Jüngere Daten stammen von der kantonalen Messstelle «Inseli». Sie werden tabellarisch für verschiedene Zeitpunkte dargestellt, eine Diskussion und Bewertung fehlt jedoch. So scheinen sich z. B. die Konzentrationen von Ca und Na mit der Zeit zu verändern. Geeignet wäre eine Darstellung wichtiger Parameter als Zeitreihen, die entsprechenden Daten sind, z. B. für die Messstelle «Inseli», öffentlich vorhanden. Es ist Aufgabe des KKG, diese Daten zusammenstellen, auszuwerten und im Hinblick auf die Sicherheit zu bewerten.

Forderung 2-1 (Hydrologie)

Das KKG hat das Kap. 4.4 des Sicherheitsberichts nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik zu überarbeiten. Dafür sind die neusten Erkenntnisse zur Hydrologie einzubeziehen und auf deren Relevanz hinsichtlich der Sicherheit des KKG zu bewerten. Das KKG hat nachzuweisen, dass die für das Notkühlsystem erforderliche Grundwassermenge auch zur Verfügung steht, wenn alle relevanten Konzessionen im Umfeld ausgeschöpft werden. Es ist auf die weiteren in der Stellungnahme angesprochenen Kritikpunkte einzugehen. Der revidierte Sicherheitsbericht ist dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2024.

2.1.3.2 Hochwassergefährdung

Angaben des KKG

Das KKG hat im Überprüfungszeitraum Analysen zu den Hochwassern durchgeführt, die durch Niederschläge oder Stauanlagenbrüche ausgelöst werden.

Für Hochwasser hervorgerufen durch Niederschläge ergibt die Analyse, dass das Anlagenareal beim 10 000-jährlichen Hochwasser nicht überflutet wird. Lediglich wenn zusätzlich unterstellt wird, dass die Brücke Sandackerstrasse vollständig bis zur Geländerhöhe verklaust, wird das Gelände überflutet. Allerdings wird die Sicherheitskote des Notstandgebäudes auch in diesem Szenario nicht überschritten.

Betreffend erdbebenbedingtes Hochwasser bezieht sich das KKG auf die Berechnungen des Bundesamts für Wasserwirtschaft (BWW). Demnach führt ein hypothetisches Folgeversagen mehrerer Staumauern oberhalb des Bielersees (Hongrin, Montsalvens, Rossens, Schiffenen und Wohlensee) zu einem Pegelstand von ca. 381,50 m ü. M. beim KKG. Dieser liegt unter der Terrainkote des KKG von 382,1 m ü. M. (beim Notstandgebäude).

Das KKG hat ausserdem eine Analyse durchgeführt, welche den sequenziellen, vollständigen, instantanen Bruch der Stauanlagen zwischen dem Bielersee und KKG untersucht hat. Diese Analyse kommt zum Schluss, dass das KKG-Areal in einem der untersuchten Szenarien kurzzeitig überströmt werden kann, jedoch die mit dem Notstandsystem beherrschbare Kote von 385,4 m ü. M. mit grossem Sicherheitsabstand nicht erreicht wird.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A05

Beurteilung des ENSI

Sowohl für erdbebeninduzierte Überflutungen als auch für die niederschlagsbedingten Überflutungen wurden im Rahmen des Projekts EXAR (Extremhochwasser Aare Rhein) neue Untersuchungen und Simulationen durchgeführt, deren Ergebnisse dem KKG für die Erstellung der PSÜ jedoch noch nicht vorlagen. Mit der Verfügung vom 12. November 2021 hat das ENSI das KKG aufgefordert, die Hochwassersicherheitsnachweise basierend auf den neuen EXAR-Gefährdungsannahmen zu aktualisieren.

Bei der Hochwassergefährdung unterscheidet das ENSI zwischen der Gefährdung durch die Wasserspiegellage (WSPL) sowie der Gefährdung durch Erosion. Aus einem Vergleich der KKG-Angaben mit der EXAR-Studie kann Folgendes festgehalten werden:

- Bezüglich WSPL unterscheidet sich die EXAR-Studie von den Analysen des KKG methodisch insbesondere darin, dass sie nicht auf statistischer Extrapolation gemessener Abflussspitzenwerten basiert, sondern auf aufwendigen Wetter- und Abflusssimulationen. Dabei werden Phänomene wie zum Beispiel Verklausung bei der Gefährdungsbestimmung integral berücksichtigt.

  Die Überflutungshöhen beim Notstandgebäude betragen 5 bzw. 65 cm (382,20 resp. 382,80 m ü. M.) für das 1000- resp. 10 000-jährliche Hochwasser und liegen damit in einem vergleichbaren Bereich wie die Ergebnisse früherer Studien.

- Bezüglich der Gefährdung durch Erosion bei einem 1000- oder 10 000-jährlichem Hochwasser hat das KKG keine Analyse eingereicht. Die EXAR-Studie hat die potenzielle Gefährdung durch Ufererosion anhand vereinfachter Annahmen (kohäsionsloses Lockermaterial, Böschungen nicht gesichert) untersucht und empfiehlt genauere standortspezifische Abklärungen möglicher Ufererosionsprozesse. Das ENSI hat diese Abklärungen mit der Verfügung vom 12. November 2021 gefordert. Die Nachweise wurden vom KKG eingereicht und werden im laufenden Aufsichtsverfahren vom ENSI bewertet.

2.1.4 Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Erdbeben

2.1.4.1 Geologie, Tektonik, Hydrogeologie und Geotechnik

Angaben des KKG

Die folgenden Angaben beziehen sich auf die Aussagen im KKG-Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], Kap. 4.6.1 bis 4.6.4 sowie den ergänzenden Erläuterungen seitens KKG zur Forderung 2-1 der ENSI-Grobprüfung [ANO-S-92939]. Das Aaretal ist aufgefüllt mit Schottern pleistozänen Alters. In der Talsohle liegen die Niederterrassenschotter (Würmeiszeit). Diese bestehen aus sandigem Kies und sind im Allgemeinen schlecht sortiert. Die Sand-, Silt- und Lehmanteile sind in vertikaler und horizontaler Richtung variabel. Die Niederterrassenschotter waren nie eisbedeckt, sind aber dennoch kompakt gelagert; sie sind gut durchlässig und stellen einen idealen Grundwasserleiter dar. In der Nähe des heutigen Aare-Laufes finden sich über den Niederterrassenschottern bis zu 4 m mächtige feinkörnige Überschwemmungssedimente.

Die Felsoberfläche liegt ca. 25–30 m unter OK-Terrain. Der Fels darunter zeigt Schichten des Malms (Crenularis-Schichten, Sequan-Kalke und Effinger-Schichten), die mit 4–5° gegen Südosten einfallen. Anhand von Bohrungen konnten im Untergrund zwei Verwerfungen (WNW-ESE und NNE-SSW) festgestellt werden, entlang derer die jeweils südlich bzw. östlich liegenden Gebiete um wenige Meter während der Jurafaltung (Pliozän) nach unten versetzt wurden. Die Verwerfungen sind heute inaktiv und ohne seismische Bedeutung. Die jüngeren Schichten darüber sind nicht verstellt.

Vor dem Bau des KKG und später im Rahmen des PEGASOS Refinement Project wurden umfangreiche geotechnische Untersuchungen (Refraktionsseismik, Sondierbohrungen, Rammsondierungen und Pfahlsondenversuche) durchgeführt. Die Nuklearbauteile fundieren ausnahmslos auf den Schottern und ihre Baugruben wurden seitlich mit verdichtetem Kiesmaterial aufgefüllt. Bei den jungen Überschwemmungssedimenten entlang der Aare handelt es sich um eine geringmächtige Schicht locker bis mitteldicht gelagerter siltiger Sande mit geringem Tonanteil. In Oberflächennähe des Felsens hat es viele Klüfte und Karstlöcher, welche mit Eozän-Tonen gefüllt sind. Eine fortschreitende Erosion oder Auslaugung wurde nicht beobachtet, sodass keine natürlichen Setzungen im Kraftwerksareal zu erwarten sind.

Beurteilungsgrundlagen

IAEA Safety Standards: «Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundations for Nuclear Power Plants», Safety Guide No. NS-G-3.6; April 2005 [IAEA NS-G-3.6]

IAEA Safety Standards: «Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations», Specific Safety Guide No. SSG-9, 2010 [IAEA SSG-9]

Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.1.1

Beurteilung des ENSI

Gemäss Kap. 5.1.1 der Richtlinie [ENSI-A03] sind im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung die Standorteigenschaften zu überprüfen und sicherheitstechnisch zu bewerten. Dabei sind u. a. neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Erdbeben zu berücksichtigen (Kap. 5.1.1 Bst. d). Neue Erkenntnisse können sich insbesondere durch neuere Untersuchungen zur Geologie oder Kompilationsarbeiten der vorhandenen Daten ergeben. Das daraus abgeleitete Wissen definiert den zur Bewertung der geologischen Situation am Standort des KKG geltenden Stand von Wissenschaft und Technik, an dem die Standorteigenschaften des KKG gespiegelt werden müssen und auf den sich das ENSI bei seiner Beurteilung bezieht.

Die Ausführungen seitens KKG zur Geologie, Tektonik und Geotechnik des Standorts enthalten vorwiegend Angaben aus Untersuchungen zur Vorbereitung des Baus der Kernanlage, es finden sich nur wenige Verweise auf neuere Untersuchungen. Es finden sich nur unvollständig Referenzen zu den gemachten Aussagen, sodass die Darstellungen nicht anhand der ursprünglichen Datenquellen überprüft werden können. Wie die Geologie des Standorts im Sicherheitsbericht dargestellt ist, entspricht nicht dem heutigen Stand der Wissenschaft.

Für die Beschreibung der geologischen Standorteigenschaften sind im Sicherheitsbericht aktuelle Daten, aktuelle Terminologien und aktuelle Literaturreferenzen zu verwenden. Für eine aktuelle Darstellung der Geologie wären aus Sicht des ENSI mindestens folgende Arbeiten zu berücksichtigen und zu bewerten:

- Kartenblatt Aarau des geologischen Atlas der Schweiz, 1:25 000, samt Erläuterungen;
- Unterlagen zum Rahmenbewilligungsgesuchs der KKN AG [BER-08-002] und [ENSI 18/12] soweit für das KKG relevant;
- Untersuchungen der Nagra zum Standortgebiet Jura-Südfuss [NAGRA-2];
- Ergebnisse und Daten aus neueren Bohrungen, z. B. Nagra-Bericht [NAGRA-101];
- Standortspezifische Ergebnisse aus dem Projekt PRP [Interoil2009].

Die Angaben des KKG sind zum Teil widersprüchlich und weichen von den Aussagen in diesen neuen Arbeiten ab. Die stratigraphischen Namen und zeitlichen Angaben sind an moderne Kompilationen (z. B. stratigraphische Nomenklatur von swisstopo oder www.stratigraphy.org) anzupassen.

Eine grossräumige Einbettung des Standorts ins regionale tektonische Bild fehlt. Es fehlen ebenso Angaben zu Untersuchungen bzgl. Neotektonik («capable faults» gemäss IAEA Guide [IAEA SSG-9], z. B. auf der Basis von LiDAR-Daten). Damit fehlt auch die Grundlage für eine Interpretation seismischer Signale vor Ort und deren Herdflächenlösungen. Anhand moderner seismischer Datensätze (z. B. der Nagra, in denen sich aus der Umgebung vom KKG auch weitere Störungen finden) sind die seitens KKG erwähnten Störungen unterhalb des KKG-Geländes zu überprüfen, mit weiteren Störungen zu ergänzen und alle Störungen im regionalen Spannungsfeld zu bewerten.

Die Baugrunduntersuchungen aus den 1960er-Jahren sind mit den Untersuchungen [Interoil2009] zu verknüpfen und Widersprüche zu entfernen (z. B. Kohäsion von 5 bis 30 kPa für Schotter gemäss Sicherheitsbericht [BER-08-002], S. 255, aber 0 gemäss KKG-Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], S. 262) und nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik darzustellen. Die Darstellungen sind veraltet (z. B. fehlen in Abbildung 4.6.2 alle neueren Bohrungen) und benutzen heute nicht mehr gängige Parameter (z. B. ME-Wert als Kompressibilitätsmodul, KKG-Sicherheitsbericht [PEG-X-64172], S. 258). Ein Hinweis darauf, dass der Baugrund unterhalb der nuklearen Anlagen vor Baubeginn entfernt und durchmischt wieder eingefüllt wurde, fehlt vollständig, womit die an den natürlichen Schottern gemachten Untersuchungen ggf. nicht zutreffend sind. Eine Diskussion der bautechnischen Konsequenzen aus der vor Ort vorhandenen Verkarstung fehlt ebenfalls.

Forderung 2-2 (Geologie)

Das KKG hat die Kap. 4.6.1 bis 4.6.4 des Sicherheitsberichts nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik zu überarbeiten. Dafür sind die neusten Erkenntnisse zur Geologie, Tektonik und Geotechnik einzubeziehen und bzgl. deren Relevanz für die Sicherheit des KKG zu bewerten. Der revidierte Sicherheitsbericht ist dem ENSI als Unterlage im Rahmen des nächsten PSÜ-Zyklus einzureichen. Termin: 31.12.2027.

2.1.4.2 Erdbebengefährdung

Angaben des KKG

Ausgehend von deterministischen Untersuchungen zum Erdbeben von Basel von 1356, lag der Auslegung des Kernkraftwerks Gösgen ein Sicherheitserdbeben (safe shutdown earthquake, SSE) zugrunde, welches auf Niveau des Reaktorgebäudefundaments durch ein Beschleunigungsantwortspektrum mit einem Ankerpunkt bei einer Spitzenbodenbeschleunigung (peak ground acceleration, PGA) von 0,15 g charakterisiert war.

Nach wesentlichen Weiterentwicklungen der Methoden zur Beurteilung der Erdbebengefährdung, dem kontinuierlichen Ausbau der Erdbebenmessnetze und folglich der bedeutenden Zunahme der weltweit aufgezeichneten Starkbeben, lancierte der UAK (Unterausschuss Kernenergie der Überlandwerke, heute swissnuclear) im Jahr 2000 das auf dem SSHAC-Level-4-Verfahren basierende Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz).

Aufgrund weiterer Verfeinerungsmöglichkeiten wurde 2008 das PEGASOS Refinement Project (PRP) gestartet. Aus dem Projekt resultierten die im Jahr 2016 verfügten Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015. Damit beträgt auf Niveau des Reaktorgebäudefundaments die PGA des 10 000-jährlichen Erdbebens neu 0,39 g.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.1.1 Ziff. d

Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.6.2.1.1

Beurteilung des ENSI

Bedingt durch natürlicherweise vorhandene Unschärfen lässt sich die standortspezifische Erdbebengefährdung, oder genauer die jährliche Häufigkeit der Überschreitung seismischer Bodenbeschleunigungen am Standort, nur mit erheblicher Streubreite abschätzen. Mit der höchsten Anforderungsstufe des international anerkannten SSHAC-Verfahrens als Basis, wurde in den Projekten PEGASOS und PRP ENSI-AN-9657 diese Streubreite nach rigiden prozesstechnischen Vorgaben und unter Mitwirkung international führender Experten umfassend quantifiziert. Diese beiden Projekte der Betreiber wurden vom ENSI eng beaufsichtigt, wobei das ENSI mit Unterstützung durch externe Experten auch die im SSHAC-Verfahren vorgesehene Aufgabe der Projektbegleitung und den abschliessenden Peer Review übernahm.

Am 18. März 2011 verfügte das ENSI, dass die Auslegung der Kernkraftwerke in der Schweiz bezüglich Erdbeben erneut zu überprüfen war und legte, in einer zweiten Verfügung, am 1. April 2011 die Randbedingungen für die Überprüfung fest. In der Verfügung vom 1. April 2011 ist festgelegt, dass nach Abschluss der Überprüfung der Ergebnisse des PRP durch das ENSI die Erdbebenfestigkeitsnachweise zu aktualisieren sind und der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens nochmal zu erbringen ist. Mit der Verfügung vom 26. Mai 2016 wurden die Randbedingungen und Termine für die, basierend auf den Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015, zu führenden Sicherheitsnachweise festgelegt.

2.1.5 Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen

Angaben des KKG

Die Entwicklung für die Bevölkerungszahlen um den Standort wird im Sicherheitsbericht PEG-X-64172 dargelegt. Insgesamt beträgt die Bevölkerung im Umkreis von 10 km ca. 203 000 Personen. Gemäss den Prognosen für die Bevölkerungsentwicklung der Kantone Solothurn und Aargau ist bis zum Jahr 2040 mit einer Zunahme der Bevölkerung von 21 % respektive 27 % zu rechnen.

Aufgrund der vorhandenen Infrastruktur des Zivil- und Bevölkerungsschutzes ist die vertikale Evakuation in der Schweiz überall machbar. Für eine horizontale Evakuation verfügt der Standort über leistungsfähige Verkehrswege innerhalb und ausserhalb der Notfallschutzzone 1, die ein rasches Verlassen der Notfallschutzzonen ermöglichen. Die Abläufe und die Organisation im Notfall sind im Notfallreglement REG-D-4 des KKG definiert. Zutritts- und Einlassverfahren zum Werk und der Einlass von Interventionskräften in das Sicherungsareal sind darin geregelt. Zusätzliches Notfallmaterial kann jederzeit vom externen Notfalllager mithilfe von Transporthubschraubern auf das Kraftwerksareal gebracht werden.

Beurteilung des ENSI

Die Bevölkerungszahlen und die Prognosen bis zum Jahr 2040 sind nachvollziehbar dargelegt. Die Darstellung und Beurteilung der Bevölkerungsverteilung um den Standort dient in erster Linie der Beurteilung der Durchführbarkeit von Notfallschutzmassnahmen zum Schutz der Bevölkerung.

Die Verteilung der Kaliumiodid-Tabletten innerhalb des im Jahr 2014 auf 50 km vergrösserten Radius ist erfolgt. Nach den Vorgaben des Bundes erarbeiteten die Kantone Solothurn und Aargau gemeinsam Konzepte zur vorsorglichen Evakuierung der Bevölkerung aus den Notfallschutzzonen 1 und 2. Die dazu notwendige

Festlegung und Ausrüstung von Notfalltreffpunkten, Aufnahmestellen und Betreuungsstellen ist erfolgt. Die Fluchtrouten aus der Notfallschutzzone 2 wurden in den kantonalen Konzepten festgelegt.

Das ENSI schätzt, dass aufgrund der bereits für den Standort bestehenden Vorkehrungen und Einrichtungen des Notfallschutzes und der moderaten Bevölkerungsdichte keine nachteiligen Faktoren hinsichtlich der Planung und Durchführung von Massnahmen zum Schutz der Bevölkerung bestehen.

Die Planung und Durchführung einer Evakuierung nach Vorgaben des Bundesamtes für Bevölkerungsschutz obliegt gemäss Notfallschutzverordnung NFSV den Kantonen der Notfallschutzzonen 1 und 2.

2.2 Übergeordnetes Auslegungskonzept

2.2.1 Grundsätzlicher Aufbau des KKG

Beim Kernkraftwerk Gösgen (KKG) handelt es sich um einen Druckwasserreaktor des Herstellers Kraftwerk Union AG (KWU, heute Framatome GmbH). Die im Reaktorkern erzeugte Wärme wird über drei parallele Kreisläufe an die Dampferzeuger (DE) abgeführt. Die bewilligte thermische Reaktorleistung beträgt 3002 MW. Die aktuelle elektrische Bruttoleistung beträgt 1035 MWe.

Der Druckwasserreaktor (s. Abbildung 2-1) ist dadurch charakterisiert, dass die Dampferzeugung zum Antreiben der Turbinengruppe über voneinander getrennte Kreisläufe, den Primär- und den Sekundärkreislauf, erfolgt. Die im Reaktor erzeugte Wärme wird über Dampferzeuger vom Primärkreislauf an den sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf abgegeben. Dem Primärkreislauf wird durch den Druckhalter ein ausreichend hoher Druck aufgeprägt, um ein Verdampfen des Kühlmittels im Reaktor zu vermeiden.

Im KKG besteht das Reaktorkühlsystem aus drei Reaktorkühlkreisläufen, in denen jeweils eine Hauptkühlmittelpumpe das Kühlmittel zwischen Dampferzeuger und Reaktordruckbehälter umwälzt, und einem Druckhalter, der über die Volumenausgleichsleitung mit dem Reaktorkühlsystem verbunden ist. Als Kühlmittel dient entgastes, vollentsalztes und boriertes Wasser. Die Reaktorleistung wird über die Stellung der Steuerstäbe und über die Änderung der Borkonzentration des Kühlmittels geregelt.

Der in den Dampferzeugern erzeugte Sattdampf wird dem Hochdruckteil der aus einer Hochdruckturbine und drei Niederdruckteilturbinen bestehenden Turbinengruppe zugeführt. In dem Hochdruckteil wird der Dampf entspannt und anschliessend über Wasserabscheider und Zwischenüberhitzer in die Niederdruckteilturbinen geleitet. Dort wird der Dampf weiter entspannt und im Turbinenkondensator kondensiert. Für die Kühlung des Turbinenkondensators ist ein Kühlturmkreislauf mit Naturzugkühler vorhanden. Das Kondensat gelangt mittels der Kondensatpumpen aus dem Kondensator über eine Niederdruckvorwärmung in den Speisewasserbehälter. Aus diesem wird das Speisewasser über eine Hochdruckvorwärmung in die Dampferzeuger zurückgefördert. Die Hochdruckturbine und die Niederdruckteilturbinen liegen auf einer gemeinsamen Welle und treiben so den Generator an, dessen elektrische Leistung über die Freiluftschaltanlage in das 400-kV-Netz gespeist wird.

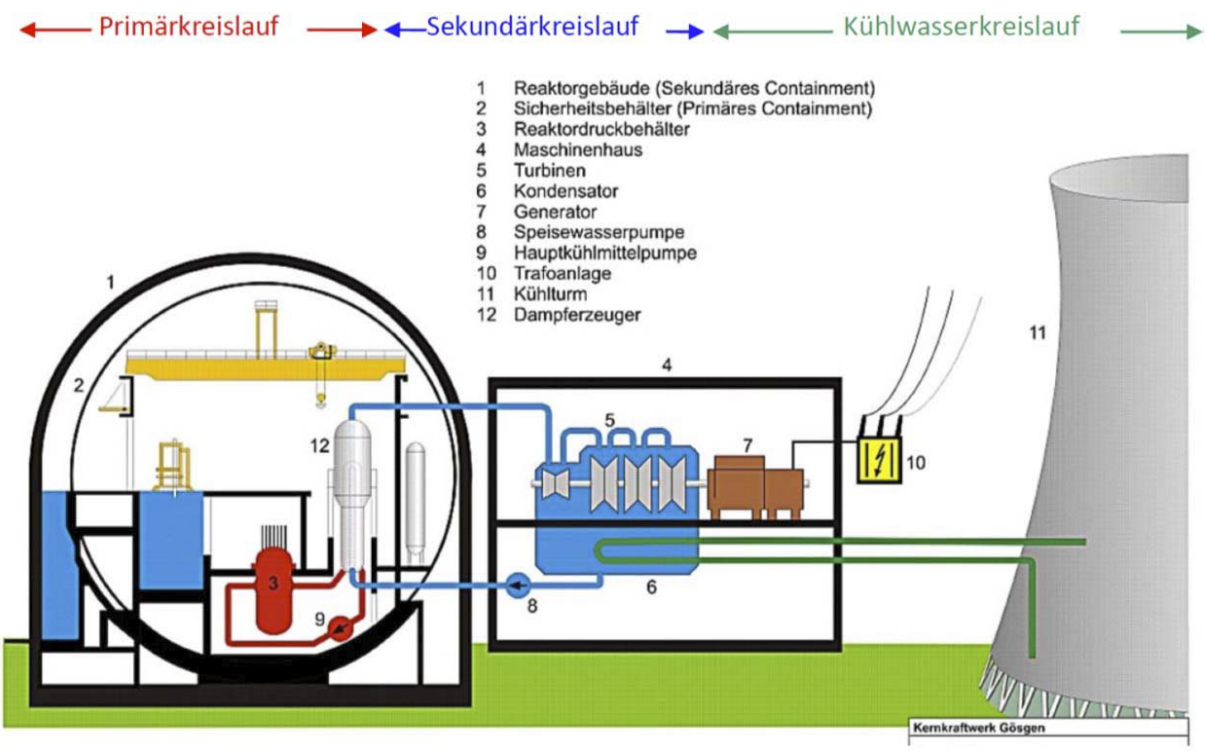

Abbildung 2-1: Prinzipdarstellung des KKG

Der gesamte Primärkreislauf ist im Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) untergebracht. Er besteht aus einem 32 mm starken, kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl, den durchdringenden Rohrleitungen und deren Isolationsarmaturen sowie einer Personen-, einer Not-, einer Material- und einer Brennelementschleuse. Der RSB, in dem auch ein Brennelement-Lagerbecken angeordnet ist, ist von einem Ringraum umgeben, in dem die Sicherheitssysteme untergebracht sind. Ringraum und umgebende Betonstrukturen bilden das Sekundärcontainment. Das sekundäre Containment sorgt für einen ausreichenden Schutz des RSB sowie der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme gegen Einwirkungen von aussen.

Die zentralen Gebäude der Kraftwerksanlage sind das Reaktorgebäude ZA mit Ringraum ZB, direkt anschliessend das Reaktorhilfsanlagengebäude ZC, das Notspeisegebäude ZV sowie das Schaltanlagengebäude ZE. Räumlich getrennt von diesem Gebäudekomplex befinden sich das Maschinenhaus ZF, die beiden Notstromdieselgebäude ZK01 und ZK02, das Notstandgebäude ZX sowie das passiv gekühlte Nasslager für abgebrannte Brennelemente, das gegen externe Einwirkungen speziell geschützt ist. Die Kühlwasserversorgung des KKG wird über die beiden Wasserfassungen ZM0 und ZM5 sichergestellt. Im Notstandfall wird die Abfuhr der Nachzerfallswärme über die Notstand-Deionatvorräte und Brunnenwasser, das aus dem Notstandbrunnen im ZX-Gebäude gefördert wird, sichergestellt.

2.2.2 Barrierenkonzept

Angaben des KKG

Das Barrierenkonzept ist integraler Bestandteil des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge. Zur Einhaltung des Schutzziels S3 «Einschluss radioaktiver Stoffe» und daher des übergeordneten Schutzziels S4 «Begrenzung der Strahlenexposition» weist das Kraftwerk die folgenden hintereinander geschalteten Barrieren auf:

- Brennstoffmatrix und Brennstoffhüllrohr;
- Reaktorkühlsystem (druckführende Umschliessung);
- Reaktorsicherheitsbehälter / Sicherheitseinschluss sowie Massnahmen an Durchdringungen des Reaktorsicherheitsbehälters.

Die Barrieren sind so ausgelegt, dass ein Versagen einer Barriere nicht zwangsläufig das Versagen der nachgelagerten Barriere nach sich zieht. Das Ziel des Barrierenkonzepts ist es, dass bei Undichtigkeiten einer Barriere jeweils eine weitere Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Stoffen vorhanden ist. Die Überprüfung der Barrieren auf ihren einwandfreien Zustand zur Erfüllung ihrer sicherheitstechnischen Aufgabe erfolgt durch Überwachung während des Anlagenbetriebs und/oder durch wiederkehrende Prüfungen (z. B. Dichtheits- und Ultraschall-Prüfungen).

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-G02

Beurteilung des ENSI

Das vom KKG angeführte Barrierenkonzept als Teil des gestaffelten Sicherheitskonzepts entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02, Kap. 4.2. Demnach bilden die Brennstoffmatrix und das Brennstoffhüllrohr die erste, die druckführende Umschliessung des Reaktorkühlmittels die zweite und der Reaktorsicherheitsbehälter die dritte Barriere.

2.2.3 Schutzzielkonzept

Angaben des KKG

Das Schutzzielkonzept des KKG ordnet den Schutzzielen Teilschutzziele zu, deren Einhaltung durch Sicherheitsfunktionen wahrgenommen wird. Das Schutzzielkonzept ist zusammenfassend in Tabelle 2-1 dargestellt.

Tabelle 2-1: Schutzziele, Teilschutzziele und Sicherheitsfunktionen

Schutzziel	Teilschutzziel	Sicherheitsfunktionen
Kontrolle der Reaktivität	Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern	Reduzierung der erzeugten Wärme
		Sicherstellung Unterkritikalität
	Kontrolle der Reaktivität im BE-Lagerbecken	(Sicherstellung Unterkritikalität)
Kühlung der BE	Sicherstellung Wasserinventar im PKL	Ergänzung Kühlmittel (KM)
		Minimierung KM-Verlust
	Sicherstellung Wasserinventar im SKL	DE-Bespeisung
		Minimierung Wasser-/Dampfverlust aus SKL
	Sicherstellung Wasserinventar im BE-Lagerbecken	(Beckenwasserergänzung)
		(Minimierung Beckenwasserverlust)
	Sicherstellung Wasserinventar im RSB	Sumpfwasserergänzung
		Minimierung Sumpfwasserverlust
	Sicherstellung Integrität des PKL	Primärseitige Druckbegrenzung
		(Sprödbruchabsicherung)
		(DH-Überspeisungsabsicherung)
	Sicherstellung Integrität des SKL	(Sekundärseitige Druckbegrenzung)
		DE-Überspeisungseinrichtung
	Sicherstellung Integrität des BE-Ladebeckens	(keine aktiven Massnahmen)
	Sicherstellung Integrität RSB	(Druckbegrenzung in dem RSB)
		(RSB-Überspeisungsabsicherung)

Schutzziel	Teilschutzziel	Sicherheitsfunktionen
	Sicherstellung der Wärmeabfuhr aus dem PKL	Primärseitige Wärmeabfuhr
	Sicherstellung der Wärmeabfuhr aus dem SKL	Sekundärseitige Wärmeabfuhr
	Sicherstellung Wärmeabfuhr aus dem BE-Ladebecken	BE-Beckenwärmeabfuhr
	Sicherstellung der Wärmeabfuhr aus dem RDB	(RSB-Wärmeabfuhr)
Begrenzung der Aktivitätsabgabe / Begrenzung der Strahlenexposition		Aktivitätseinschluss RSB
		Aktivitätseinschluss Ringraum
		Aktivitätseinschluss DE
		Aktivitätseinschluss Reaktorhilfsanlagengebäude
Schutzziel-übergreifend		Sicherstellung der Funktionsfähigkeit von Systemfunktionen

Durch das Zusammenwirken aktiver Sicherheitseinrichtungen werden Sicherheitsfunktionen ausgeführt, mit denen die Funktion der Barrieren sichergestellt wird. Beispielsweise wird durch ein Zusammenwirken von Reaktorschutzsystem, Notspeisesystem, Notstromversorgung, Notstandspeisesystem und Notstandnotstromversorgung – unabhängig von den vorgelagerten betrieblichen Bespeisungssystemen – die Sicherheitsfunktion der DE-Bespeisung erfüllt, die bei vielen Störfällen für die Nachwärmeabfuhr benötigt wird. Für die Beherrschung von Störfällen ergibt sich die in Tabelle 2-1 wiedergegebene Struktur von Schutzzielen und Teilschutzzielen, zu deren Gewährleistung ein Spektrum von Sicherheitsfunktionen erforderlich ist.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-G02

Beurteilung des ENSI

Das KKG leitet aus den übergeordneten Schutzzielen S1 bis S4 Teilschutzziele ab und weist diesen jeweils Sicherheitsfunktionen (Schutzzielfunktionen und schutzzielübergreifende Aufgaben und Prozesse nach dem Glossar der Richtlinie ENSI-G02) zu. Diese Schutzzielfunktionen dienen dazu, dass die Schutzziele auf den einzelnen Sicherheitsebenen entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02 Kap. 4.1 erfüllt werden. Insgesamt entspricht das Schutzzielkonzept des KKG den Vorgaben des Regelwerks.

2.2.4 Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge

Angaben des KKG

Das gestaffelte Sicherheitskonzept beruht im Wesentlichen auf verschiedenen Sicherheitsebenen (SE) zur Gewährleistung der Schutzziele S1 bis S3 und zusätzlich auf dem Barrierenkonzept zur Begrenzung der Strahlenexposition S4.

Zur Einhaltung der Schutzziele wurde eine gestaffelte Sicherheitsvorsorge, bestehend aus fünf hintereinander gestaffelten SE angewendet. Jede SE setzt Vorkehrungen um, von denen jeweils die nächste dazu dient, ein Versagen der Vorkehrungen der davorliegenden Ebene aufzufangen bzw. die Konsequenzen des Versagens zu begrenzen oder zu lindern. Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge wird auf alle Anlagenzustände angewandt.

Jede der fünf SE hat ein bestimmtes Ziel:

- **SE1, Normalbetrieb**: **Vermeidung von Betriebsstörungen** durch entsprechende Betriebssysteme, einschliesslich der erforderlichen Versorgungssysteme und Leitanlagen. Ziel: Vermeiden betrieblicher Störungen, hohe Anlagenverfügbarkeit.
- **SE2, Betriebsstörungen**: **Beherrschung von Betriebsstörungen** mittels Begrenzungssystemen, einschliesslich der erforderlichen Versorgungssysteme und Leitanlagen. Ziel: Begrenzung betrieblicher Störungen, Vermeiden des Eintritts von Störfällen.
- **SE3, Auslegungsstörfälle**: **Beherrschung von Auslegungsstörfällen** durch Sicherheits- und Notstandsysteme einschliesslich der erforderlichen Versorgungssysteme und Leitanlagen, sodass ein Kernschaden verhindert wird. Ziel: Sicherheitsfunktionen gewährleisten die Unterkritikalität, den ausreichenden Wärmeübergang von den Brennstab (BS)-Hüllrohren zum Kühlmittel und die Integrität der Barrieren. Für Auslegungsstörfälle der Störfallkategorie 3 gilt: höchstens kurzfristig nicht gewährleistete Unterkritikalität, höchstens lokale und kurzfristige Beeinträchtigung des Wärmeübergangs, mindestens eine Barriere intakt.
- **SE4a, Auslegungsüberschreitende Störfälle ohne schweren Kernschaden**: Beherrschung ausgewählter, sehr seltener Ereignisse mittels Notfallsystemen und Notfallausrüstungen mit dem Ziel, einen schweren Kernschaden zu verhindern.
- **SE4b, Auslegungsüberschreitende Störfälle mit schwerem Kernschaden**: Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe durch Einsatz von Notfallausrüstungen und mitigativen Notfallmassnahmen.
- **SE5, Auslegungsüberschreitende Störfälle (externe Notfallmassnahmen)**: Linderung der radiologischen Auswirkungen in der Umgebung durch den anlagenexternen Notfallschutz.

Störfälle der SE4 und SE5 durchbrechen den Rahmen der Auslegung. Bei Ereignissen der SE4a gewährleisten Schutzzielfunktionen, Personalhandlungen oder Prozesse, dass es nicht zu einem schweren Kernschaden kommt. Auf SE4b kann es nach einer ereignisspezifischen Dauer zu Freisetzungen kommen, welche ausreichend Zeit zum Schutz der Bevölkerung gewährleisten.

Um die Schutzziele S1 bis S3 auf den SE1 bis SE4a zu gewährleisten, sind Schutzziel- und Sicherheitsfunktionen definiert. Die Anregung der Schutzzielfunktionen löst Systemfunktionen aus, die zur Einhaltung der Schutzziele S1 bis S3 führen. Abgestuft nach den SE gelten unterschiedliche Anforderungen an die Systeme, Strukturen und Komponenten (SSK). Insbesondere werden Schutzzielfunktionen zur Beherrschung von Ereignissen der SE3 auch Sicherheitsfunktionen genannt. Sie lösen Systemfunktionen aus, die von entsprechend klassierten Sicherheitssystemen gewährleistet werden. Auf SE4b werden Massnahmen getroffen, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe bezüglich des Umfangs wie auch der Dauer soweit wie möglich und angemessen zu begrenzen.

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge des KKG ist zusammenfassend in Abbildung 2-2 dargestellt:

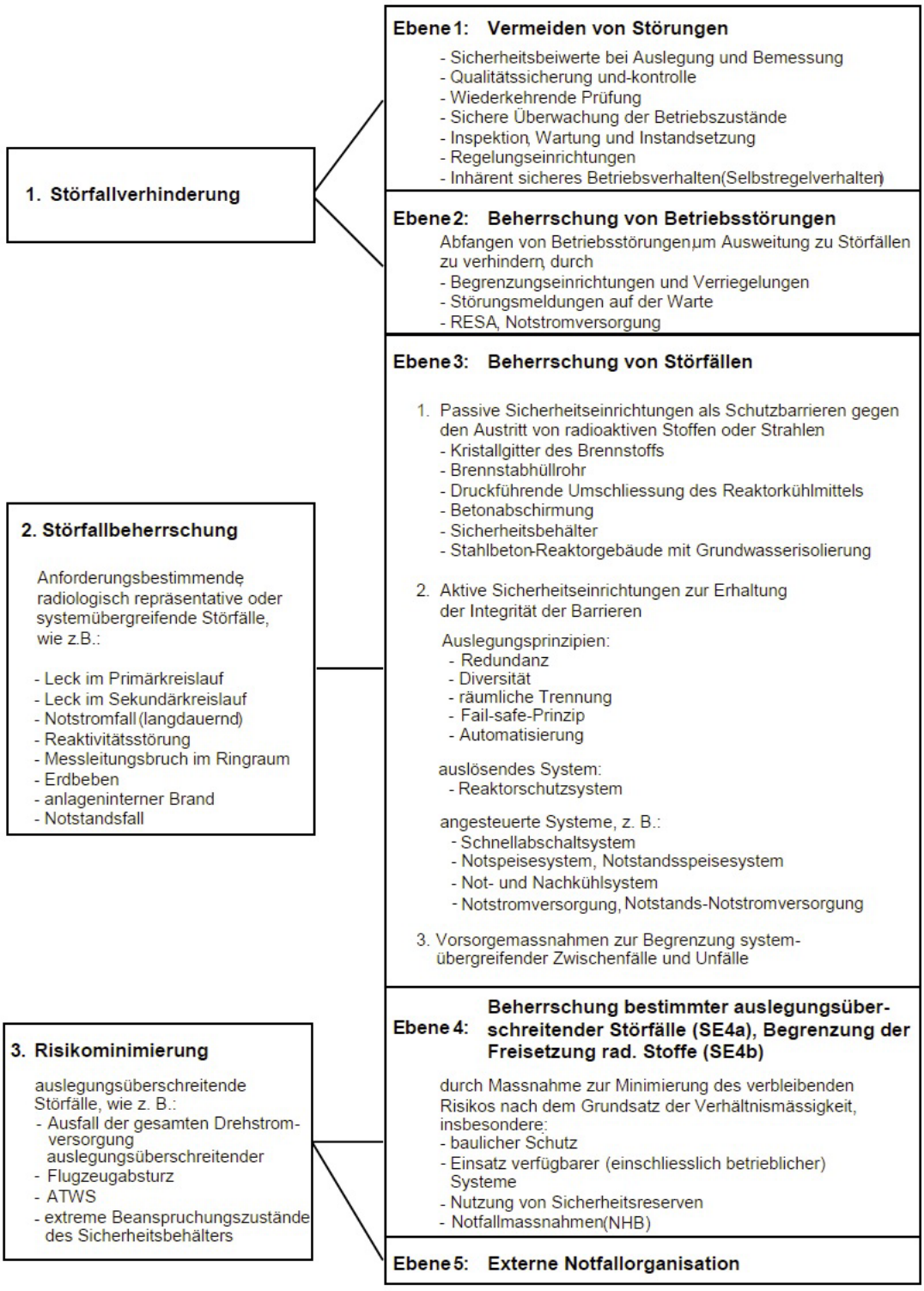

Abbildung 2-2: Sicherheitskonzept des KKG

Zur Umsetzung des Konzepts wurden folgenden Massnahmen realisiert:

Massnahmen auf der Sicherheitsebene 1

Die wesentlichste Sicherheitsmassnahme auf der SE1 ist das Erreichen einer hohen Qualität bei den eingesetzten Komponenten, insbesondere bei den druckführenden. Diese wird sichergestellt durch entsprechende Auslegung, Konstruktion, Berechnung und Werkstoffauswahl, durch Spannungs- und Ermüdungsanalysen, Versprödungsüberwachung sowie durch Inspektion, Wartung, Instandsetzung und wiederkehrende Prüfungen.

Ein inhärent stabiles Betriebsverhalten bzw. Selbstregelverhalten des Druckwasserreaktors sowie die Regelungseinrichtungen (Reaktorleistung, Kühlmitteldruck, Druckhalter- und Dampferzeuger-Füllstand, Turbinen- und Frischdampf-Umleitregelung etc.) halten beim Normalbetrieb der Anlage (SE1) alle Parameter innerhalb ihrer spezifizierten Grenzen, sodass Sicherheitseinrichtungen nicht angefordert werden.

Massnahmen auf der Sicherheitsebene 2

Auf der SE2 dienen die vorhandenen Einrichtungen und Massnahmen dazu, Betriebsstörungen so zu erkennen und zu begrenzen, dass es bis auf eine eventuelle Reaktorschnellabschaltung (RESA) oder Notstromversorgung grundsätzlich zu keiner Anforderung von Sicherheitssystemen kommt. Bei Störungen erfolgen optische und/oder akustische Störungsmeldungen zur Information des Betriebspersonals, damit es die notwendigen Massnahmen ergreifen kann. Begrenzungseinrichtungen und Verriegelungen bewirken, dass sich Betriebsstörungen nicht zu Störfällen ausweiten. Sie sind vorgesehen, um noch vor Erreichen von Grenzwerten des Reaktorschutzsystems korrigierende Aktionen auszulösen. Um auf den SE1 und SE2 Störungen zu erkennen und zu beheben und damit eine Ausweitung zu Zwischenfällen und Unfällen zu verhindern, sind Überwachungseinrichtungen vorhanden. Es werden sowohl Systeme als auch Räume hinsichtlich auftretender Aktivität überwacht (Integrität von BE-Hüllrohren, Reaktorkühlkreislauf, DE-Heizrohre, nukleare Zwischenkühler und weitere aktivitätsführende Systeme). Das Ermüdungsüberwachungssystem FAMOSi registriert betriebsbegleitend Parameter, welche relevant für die Werkstoffermüdung repräsentativer Bauteile von Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems sind. Die Schwingungsüberwachung dient der Früherkennung von Unregelmässigkeiten im Bewegungsverhalten der Hauptkühlmittelpumpenwellen sowie der Kerneinbauten. Weitere Überwachungsmassnahmen wie Körperschallüberwachung und Leckageüberwachung dienen ebenfalls der frühzeitigen Erkennung von Abweichungen vom Normalbetrieb.

Massnahmen auf der Sicherheitsebene 3

Zur Beherrschung von Störfällen sind passive und aktive Sicherheitseinrichtungen vorhanden. Das Ziel des Barrierenkonzepts als passive Massnahme ist, dass bei Undichtigkeiten einer Barriere jeweils eine weitere Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Stoffen vorhanden ist. Die inhärente Stabilisierung bzw. Abschaltung des Reaktors bei Temperaturzunahme im Brennstoff oder Dichteabnahme des Kühlmittels verringern somit die Anforderungen an aktive Massnahmen zur Einhaltung des Schutzziels «Kontrolle der Reaktivität». Weitere passive Elemente bilden der Naturumlauf im Reaktorkühlkreislauf, die Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters sowie die Gewährleistung der Unterkritikalität beim Umgang mit Brennelementen.

Zu den aktiven Sicherheitseinrichtungen zählen die Sicherheitsfunktionen gemäss Tabelle 2-1. Zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen und der entsprechend dafür vorgesehenen Systemfunktionen von Sicherheitssystemen müssen diese Systeme mit elektrischer Energie, Kühlwasser, Öl usw. versorgt werden. Ein weiteres Element der aktiven Sicherheitseinrichtungen bildet das im KKG angewendete Fehlerbeherrschungskonzept mit der Auslegung gegen Einzelfehler (Redundanz), gegen gemeinsam verursachte Ausfälle (Diversität) und übergreifende Fehler (räumliche Trennung und baulicher Schutz), mit dem Fail-Safe-Prinzip sowie der Automatisierung wichtiger Funktionen zur Minimierung von Fehlhandlung des Betriebspersonals. Schliesslich sind auch Vorsorgemassnahmen zur Vermeidung oder Begrenzung systemübergreifender Störfälle implementiert. Im Wesentlichen handelt es sich dabei um passive Massnahmen, die durch die Gebäudeauslegung realisiert wurden (z. B. Redundanz, Separation, Bildung von Brandabschnitten, Erdbebenauslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, etc.). Schliesslich sind auch spezielle aktive Einrichtungen vorhanden, die zur Vermeidung und Beherrschung systemübergreifender Störfälle eingesetzt werden können (z. B. Branderkennungs- und Brandbekämpfungseinrichtungen).

Massnahmen auf der Sicherheitsebene 4

Über die erforderliche Vorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik hinaus sind auf der SE4 technische Massnahmen zur Beherrschung (ohne Kernschaden, SE4a) und Begrenzung der Auswirkungen auslegungsüberschreitender Störfälle (SE4a und 4b) realisiert. Bei Ereignissen auf der SE4 handelt es sich entweder um extrem seltene Ausgangsereignisse oder um sehr komplexe Ereignisketten mit postulierten Mehrfachfehlern an Sicherheitseinrichtungen. Definitionsgemäss wird bei diesen Ereignissen postuliert, dass

getroffene Vorsorgemassnahmen versagen bzw. redundante Sicherheitseinrichtungen ausfallen können. Entsprechend den Genehmigungsrandbedingungen wurden die Nachweise, dass die Störfälle auf der SE3 beherrscht werden, unter sehr konservativen Annahmen geführt (Unterstellung von Einzelfehler, Wartung, Überlagerung eines Notstromfalls, ungünstigen Analyserandbedingungen, etc.). Bei realistischer Betrachtungsweise bieten somit die in der Anlage vorhandenen Systeme mehr Möglichkeiten Schäden entgegenzuwirken, als in den Ereignisablaufanalysen für Zwischenfälle und Unfälle berücksichtigt. Das hierfür zur Verfügung stehende Spektrum der technischen Massnahmen umfasst:

- die Nutzung von Reserven in Sicherheitseinrichtungen;
- die Nutzung von betrieblichen Systemen, soweit verfügbar;
- die Nutzung spezifischer, nur für die Sicherheitsebene 4 vorgesehener Einrichtungen (fest installierte Systeme und mobile Notfalleinrichtungen).

Soweit für die Anwendung dieser Massnahmen Eingriffe bei Sicherheitseinrichtungen erforderlich sind (z. B. Unscharfmachen einer Reaktorschutzansteuerung), ist das Vorgehen im Notfallhandbuch (NHB) im Einzelnen beschrieben. Je nach Randbedingungen kann auch eine Kombination der genannten Massnahmen zum Tragen kommen. Das NHB unterscheidet dabei zwischen präventiven Notfallmassnahmen (schutzzielorientiertes Vorgehen) zur Verhinderung eines Kernschadens und mitigativen Massnahmen (SAMG) zur Begrenzung der Folgen eines im weiteren Unfallablauf nicht mehr verhinderbaren Kernschadens.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-G02

Internationale Anforderungen INSAG-10 und IAEA SSR-2

Beurteilung des ENSI

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge sieht gemäss INSAG-10 und IAEA SSR-2 vor, der Sicherheitsvorsorge fünf Sicherheitsebenen (SE) zuzuordnen. Jede SE soll auf spezifische Anlagezustände ausgerichtete Sicherheitsvorkehrungen mit spezifischen Zielen aufweisen. Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge soll somit aus mehreren hintereinander gestaffelten Ebenen von Vorkehrungen bestehen, von denen jeweils die nächste dazu dient, ein Versagen der Vorkehrungen auf der davor liegenden SE aufzufangen. Die SE1 bis 4 sollen die anlageninterne Sicherheitsvorsorge bilden, die Ebene 5 die anlagenexterne Sicherheitsvorsorge. Für die SE1 bis 4 gilt, dass für jede SE Vorkehrungen für die Einhaltung der Schutzziele zu treffen sind. Dazu sind entsprechende Schutzzielfunktionen vorzusehen. Die SE5 dient ausschliesslich dem Schutzziel «Begrenzung der Strahlenexposition». Die Unabhängigkeit der verschiedenen Sicherheitsebenen ist ein wichtiges Element der gestaffelten Sicherheitsvorsorge.

Die Darlegungen des KKG bezüglich der gestaffelten Sicherheitsvorsorge, die dem Sicherheitsbericht Kap. 5.1.5 sowie der Sicherheitsstatusanalyse (SSA) Kap. 2 und 4 zu entnehmen waren und vom ENSI zusammengefasst wurden, entsprechen den internationalen Vorgaben und erfüllen die Anforderungen des schweizerischen Regelwerks (Richtlinien ENSI-G02 Kap. 4.3 und ENSI-A03 Kap. 5.1.3 Bst. b). Insbesondere in der SSA wird umfassend dargelegt, wie das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge im KKG im Detail umgesetzt wird. Das ENSI bestätigt, dass Massnahmen technischer und organisatorischer Art zur Einhaltung der Schutzziele auf allen Sicherheitsebenen implementiert sind.

2.2.5 Erfüllung der Vorgaben des schweizerischen Regelwerks

Angaben des KKG

Das auf das KKG anzuwendende kerntechnische Regelwerk der Schweiz wird in den oberen Hierarchiestufen gebildet durch das Kernenergiegesetz KEG, die Kernenergieverordnung KEV und die Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G. Daneben sind die Strahlenschutzgesetzgebung mit der Strahlenschutzverordnung StSV zu erfüllen.

Hinsichtlich der Auslegungsanforderungen werden die Regelungen der oberen Hierarchiestufen in den Richtlinien des ENSI konkretisiert und detaillierter ausgeführt. Ein Vergleich hinsichtlich der massgebenden Auslegungsanforderungen an im Betrieb stehende Kernkraftwerke zwischen den Richtlinien der Schweiz und den internationalen Anforderungen hat gezeigt, dass die in den aktuellen ENSI-Richtlinien formulierten Forderungen die entsprechenden Anforderungen der internationalen Regeln vollständig erfüllen, im Detail weiter präzisieren und darüber hinaus die technisch anspruchsvolleren Anforderungen stellen. Dabei ist zu beachten, dass die für die Beurteilung herangezogenen massgeblichen Schweizer Richtlinien (ENSI-A01, ENSI-B12 und ENSI-G02, Teil 1 und 2) teilweise neu sind bzw. der Entwurf der zukünftigen Richtlinie zur Bewertung herangezogen wurde. Auch die IAEA- und WENRA-Anforderungen sind weitgehend erst in den letzten Jahren neu aufgesetzt oder revidiert worden, um insbesondere die aus dem Fukushima-Unfall gezogenen Erkenntnisse zu berücksichtigen.

Bezüglich der Erfüllung neuer Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01 wurden für das KKG die Bereiche Störfallspektrum und seismische Ertüchtigungs- bzw. Qualifizierungsmassnahmen als relevant beurteilt.

Zum Störfallspektrums wurde das Fehlen von Analysen für den Streckbetrieb, für Lastwechselfahrweisen, für eine Fehlfunktion des Volumenregelsystems, für brandinduzierte Transienten sowie für den ATWS bei Turbinenschnellschluss mit Bypass-Versagen festgestellt, wobei die verschiedenen Anlagenzustände (Volllast, Teillast, 2-Loop-Betrieb, Nichtleistungsbetrieb) zu berücksichtigen sind.

Für die seismischen Ertüchtigungs- bzw. Qualifizierungsmassnahmen werden zusätzlich Nachweise und Analysen verlangt, die bereits in Bearbeitung sind. Danach ist die Erdbebenkapazität der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems anhand eines gekoppelten Gesamtmodells mit den Bauwerksstrukturen zu bestimmen. Weiterhin sind Sicherheitsmargenanalysen für naturbedingte Ereignisse gefordert.

Im Rahmen der Arbeiten zur PSÜ 2018 wurde ein separates Projekt zur Gesamtüberarbeitung des Notfallhandbuches gestartet und dieses in der überarbeiteten Version 2019 in Kraft gesetzt, womit auch die entsprechenden Punkte des neuen Entwurfs zur Richtlinie ENSI-B12 abgedeckt werden.

Zur Erreichung einer hinreichenden Übereinstimmung mit den Anforderungen des weiterentwickelten Regelwerks führte das KKG zahlreiche Nachbewertungen durch, die als Konsequenz in entsprechende Modernisierungs- und Nachrüstprogramme mündeten.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 10

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-G02

Beurteilung des ENSI

Das kerntechnische Regelwerk und insbesondere die Richtlinien des ENSI werden regelmässig aktualisiert, wobei die Vorgaben der IAEA und die Empfehlungen der WENRA berücksichtigt werden.

Die Bewertung der Vervollständigung der Analysen eines erweiterten Störfallspektrums um weitere Ereignisse und um relativ seltene Anlagenzustände zur Erfüllung der neu hinzugekommenen Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01 findet sich in Kap. 6 der vorliegenden Stellungnahme.

Hinsichtlich der neuen Erdbebengefährdungsannahmen sei auf Kap. 2.3.2 der vorliegenden Stellungnahme verwiesen. Vom KKG vorgenommene seismische Ertüchtigungs- bzw. Qualifizierungsmassnahmen sind in Kap. 4 der vorliegenden Stellungnahme behandelt. Die Beurteilung der Beherrschung naturbedingter Ereignisse erfolgt in den Kap. 6.2.5 und 7.3.6 der vorliegenden Stellungnahme.

Mit der frühzeitigen Überarbeitung des Notfallhandbuches und Anpassungen an die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12 führte das KKG nach Wertung des ENSI zeitnah die Notfallschutzmassnahmen an den aktuellen Stand der Technik heran. Weitere Bewertungen des ENSI hierzu finden sich in Kap. 9.4 der vorliegenden Stellungnahme.

Die Richtlinie ENSI-G02 hat zum Ziel, den Stand der Nachrüstungstechnik durch die Formulierung von Auslegungsgrundsätzen für bestehende Kernkraftwerke zu bestimmen und damit die im Art. 10 KEV festgelegten

Auslegungsanforderungen zu präzisieren. In der Entstehung wurde die Richtlinie ENSI-G02, Teil 1 mit den Kap. 1 bis 6 im Jahr 2016 und als gesamte Richtlinie ENSI-G02, ergänzt mit dem Teil 2 (d. h. mit Kap. 7 und weiteren Anhängen), im Jahr 2019 in Kraft gesetzt. Der Erfüllungsstand ihrer Anforderungen wird in Kap. 2.2.6 der vorliegenden Stellungnahme behandelt.

Auch die Richtlinie ENSI-A03 enthält im Vergleich zur Vorgänger-Richtlinie HSK-R-48 neue Anforderungen. Insbesondere wird gemäss Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.8.3 ein Nachrüstungskonzept verlangt. Die Beurteilung des Nachrüstungskonzepts des KKG erfolgt in Kap. 10.3 der vorliegenden Stellungnahme.

Die aus Sicht des ENSI bestehenden punktuellen Abweichungen vom schweizerischen Regelwerk werden in den folgenden Kapiteln dieser Stellungnahme bewertet und, wo erforderlich, entsprechende Forderungen gestellt.

2.2.6 Stand der Nachrüstungstechnik

Angaben des KKG

Bei der Prüfung zur Erfüllung der Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02, Teil 1 (Teil 1 entspricht den ersten sechs Kapiteln der heutigen Richtlinie ENSI-G02) kommt das KKG zu dem Ergebnis, dass Abweichungen bereits in der vorangegangenen PSÜ ENSI 17/1350 erkannt wurden und anschliessend Massnahmen (Überprüfung der Klassierung) ergriffen bzw. Abweichungen, wie Strangrevisionen des Notstandes während des Leistungsbetriebes als zulässig bewertet wurden.

Damals war vom KKG festgestellt worden, dass bei den verfahrenstechnisch zweisträngig aufgebauten Notstandsystemen das Einzelfehlerkriterium bei während des Leistungsbetriebs planmässig durchgeführten Strangrevisionen nicht mehr eingehalten werden kann. Es wurde begründet, dass dieser Zustand akzeptabel ist, weil er aufgrund seiner zeitlichen Kürze und der seltenen Anforderung der betroffenen Systemfunktionen sicherheitstechnisch und risikomässig nicht ins Gewicht fällt.

Weiteres Verbesserungspotenzial betraf einige Punkte der sicherheitstechnischen Klassierung, insbesondere von Hilfssystemen, von unklassierten Komponenten mit Sicherheitsrelevanz gemäss PSA und von Sicherheitsausrüstungen mit Aufgaben auf der Sicherheitsebene 4a. Die Prüfung von Komponenten und Ausrüstungen auf Abweichungen zwischen Soll- und Istzustand war bis 2020 vorgesehen.

Bei den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02, Teil 2 (Teil 2 entspricht Kap. 7 der heutigen Richtlinie ENSI-G02) stehen als Reaktion auf den Fukushima-Unfall zusätzliche präventive und mitigative Massnahmen auf der Sicherheitsebene 4 im Vordergrund. Mit den geplanten Nachrüstungen in den Projekten ERNOS (ERweiterung NOtstandSysteme) und LETA (LEittechnikTAusch) wird das KKG bei noch offenen Punkten die Anforderungen der Richtlinie erfüllen bzw. in einigen Bereichen auch darüber hinausgehen.

Allgemein ist festzustellen, dass das umfassende, robuste Sicherheitsdesign des KKG noch immer eine hervorragende konzeptionelle Basis für die Erfüllung der grundsätzlichen Anforderungen im Bereich der Beherrschung der Auslegungsstörfälle und selbst für auslegungsüberschreitende Zustände der Sicherheitsebene 4a bietet. Bezieht man die zwischenzeitlich erfolgten Umrüstungen von Systemteilen sowie die Nachrüstungen von Notfallsystemen und Notfallausrüstungen, die implementierten Störfallbeherrschungsstrategien und die bereitgestellten mobilen Mittel mit ein, so ist erkennbar, dass auch die Vorsorge für alle Störfälle der Sicherheitsebene 4, inklusive der extremen Ereignisse der Sicherheitsebene 4b einen hohen Erfüllungsstand aufweist.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 10

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-G02

Beurteilung des ENSI

Im Bereich der Auslegung von Kernkraftwerken wurde die Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» neu erstellt. Das KKG hat die Erfüllung der Anforderungen des ersten Teils der Richtlinie ENSI-G02 (Teil 1 entspricht den ersten sechs Kapiteln der heutigen Richtlinie ENSI-G02) überprüft. Der zweite Teil dieser Richtlinie (Teil 2 entspricht Kap. 7 der heutigen Richtlinie ENSI-G02) wurde erst nach dem Überprüfungszeitraum im 2019 in Kraft gesetzt. Eine systematische Überprüfung der Erfüllung der darin enthaltenen Anforderungen ist daher in der PSÜ 2018 nicht erfolgt. Da die genannte Richtlinie den Stand der Nachrüstungstechnik präzisiert, ist es erforderlich, eine solche systematische Überprüfung durchzuführen, die aus Sicht des ENSI zeitlich gestaffelt erfolgen kann. Die Anforderungen an aktive, kurzfristig notwendige Systeme zur Störfallbeherrschung sind dabei prioritär zu bewerten.

Forderung 2-3 (Systematische Überprüfung der Auslegung)

Das KKG hat eine systematische Überprüfung der Auslegung der Anlage durchzuführen, inwieweit die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02, Kap. 7 erfüllt werden. Die Ergebnisse sind zu dokumentieren und dem ENSI einzureichen. Ein Terminplan für die Überprüfung, unter Berücksichtigung einer Priorisierung der aktiven, kurzfristig notwendigen Systeme zur Störfallbeherrschung, ist dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Strangrevisionen des Notstandsystems während des Leistungsbetriebs wurden vom ENSI im Rahmen der Aufsicht im 2020 ENSI 2020-02-7 als zulässig bewertet, jedoch im Hinblick auf den Langzeitbetrieb der Rückgriff auf eine regelwerkskonforme, manuelle Massnahme eines Operateurs vor Ort für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen als Verbesserungspunkt identifiziert. Hierzu sei auf Kap 10.3 und Forderung 10-4 (Massnahmen Strangrevision) der vorliegenden Stellungnahme verwiesen.

Die Überprüfung der sicherheitstechnischen Klassierung wurde vom KKG systemweise begonnen und vom ENSI sicherheitstechnisch bewertet. Dabei wurden bisher wenige Abweichungen bezüglich der Richtlinien ENSI-G01 und ENSI-G02 festgestellt. Die Überprüfung ist noch nicht abgeschlossen und vom KKG zwingend fortzusetzen (vgl. Kap. 4.4.2).

Die geplanten Nachrüstungen (ERNOS und LETA), mit denen das KKG die Sicherheitseinrichtungen des KKG an den aktuellen Stand der Nachrüstungstechnik heranführen will, werden in Kap. 10.3 der vorliegenden Stellungnahme beurteilt.

2.3 Stand der Auflagen und Forderungen

2.3.1 Stand der Forderungen zur PSÜ 2008

Das ENSI hatte in seiner Stellungnahme zur PSÜ 2008 insgesamt 38 Forderungen gestellt. Diese Forderungen betreffen zusammengefasst die Bereiche Bautechnik, Maschinentechnik, Elektro- und Leittechnik, Strahlenmesstechnik, Auslegungsstörfälle und radiologische Auswirkungen, Bautechnik, probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) sowie Notfallschutz. Bis auf eine Forderung im Bereich Auslegungsstörfälle und radiologische Auswirkungen wurden alle daraus abgeleiteten Geschäfte geschlossen. Im Folgenden wird auf die einzelnen Forderungen eingegangen.

Mensch und Organisation

Forderung 3.3-1

Das KKG hat sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe Sicherheitskultur systematisch in die Entscheidungsfindung des internen Sicherheitsausschusses (ISA) einfliessen. Das KKG hat dem ENSI bis zum 31. Dezember 2012 entsprechende Massnahmen vorzulegen.

Das KKG reichte fristgerecht den geforderten Bericht ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Maschinentechnik

Forderung 4.3-1

Für den Überprüfungszeitraum und darüber hinaus sind die wesentlichen thematischen Erkenntnisse aus der Alterungsüberwachung im Bereich Maschinentechnik zu diskutieren. Insbesondere werkstoffkundliche Themen, wie z. B. Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen und Armaturen durch verschleppte innere oder äussere Chloridkontamination, thermomechanische Ermüdung durch Temperaturschichtungen, Alterung von Beschichtungen sind dabei von Interesse. Eine mögliche Übertragbarkeit der internationalen Erkenntnisse auf das KKG ist zu bewerten und die eingeleiteten Massnahmen sind zusammenfassend zu dokumentieren. Die dazu verwendeten Kriterien sind darzulegen und die eingeleiteten Instandhaltungsmassnahmen zusammenfassend darzustellen. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 31. Dezember 2012 einzureichen.

Das KKG reichte fristgerecht im Juni 2013 nach einer bewilligten Terminerstreckung die Bewertung sämtlicher für das KKW Gösgen wichtigen AÜP-spezifischen Themenbereiche des letzten PSÜ-Überprüfungszeitraums ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 4.3-2

Die Situation im KKG ist hinsichtlich PWSCC (primary water stress corrosion cracking) für alle Schweissverbindungen aus Nickelbasislegierungen in Kontakt zum Primärwasser detailliert darzulegen. Dazu ist eine werkstoffkundliche Bewertung unter Berücksichtigung von Erkenntnissen aus der Herstellung im KKG (z. B. lokale Reparaturstellen, lokale Schleifarbeiten etc.), Befunden an anderen Anlagen sowie aus aktuellen Forschungsergebnissen zu berücksichtigen. Das Prüfprogramm für die drucktragenden Schweissnähte aus Nickelbasislegierungen ist hinsichtlich dieser werkstoffkundlichen Bewertung zu überprüfen. Dabei sind auch international übliche Inspektionsanforderungen (z. B. EPRI-MRP) für Anlagen mit gleicher Bauvorschrift einzubeziehen. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 31. Dezember 2012 einzureichen.

Zur Erfüllung der Forderung reichte das KKG den hierzu erstellten Bericht «Bewertung der Mischnähte im KKG bezüglich PWSCC» fristgerecht ein. Dargestellt wurden unter anderem die Mischnähte aus Nickelbasislegierungen mit Kontakt zum Primärwasser, die im KKG in den Systemen YA (Hauptkühlmittelleitung), YB (Dampferzeuger), YC (Reaktordruckbehälter), YP (Druckhalter) und YP (Steuerstabantrieb) vorkommen. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 4.3-3

Für die Wiederholungsprüfprogramme hat das KKG bis zum 31. Dezember 2012 eine Liste von gemäss Regelwerk prüfpflichtigen Prüfpositionen zu erstellen, die bisher als nicht prüfbar von den Wiederholungsprüfungen ausgenommen wurden. Das KKG hat diese Prüfpositionen einer neuen Beurteilung der Prüfbarkeit nach dem aktuellen Stand der Technik zu unterziehen und allenfalls ins Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen. Wo Ausnahmen bestehen bleiben, sind die entsprechenden Begründungen in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.

Zur Erfüllung der Forderung reichte das KKG den hierzu erstellten Bericht «Prüfpflichtige Prüfpositionen gemäss Regelwerk ausgenommen in Wiederholprüfprogrammen» fristgerecht ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 4.3-4

Die Erfahrungen aus der Instandhaltung an Verschraubungen an mechanischen Ausrüstungen im KKG sind systematisch auszuwerten. Bei Bedarf sind Verbesserungsmassnahmen einzuleiten. Ein Bericht über diese Auswertung ist dem ENSI bis 31. Dezember 2012 einzureichen.

Die fristgerecht eingereichte Abklärung durch das KKG zu den erhöhten Zahlen beanstandeter Schrauben ist plausibel und wurde vom SVTI-N bestätigt. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 5.3-1

Das KKG wird aufgefordert, die Daten der Bestrahlungssätze gemäss dem Vorgehen des Reg.-Guide 1.99 Rev. 2. auszuwerten und zu überprüfen, dass die Grenzwerte für die Sprödbruchsicherheit des RDB in der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 nicht erreicht werden. Über die Ergebnisse ist das ENSI bis 31. Dezember 2012 in einem Bericht zu informieren.

Mit Brief vom 8. Oktober 2012 beantragte das KKG eine Fristerstreckung für die Erfüllung der Forderung bis zum 1. März 2013. Die dem ENSI anschliessend fristgerecht eingereichte Auswertung zeigt, dass der Werkstoff des Reaktordruckbehälters die Vorgaben der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 in allen Punkt erfüllt. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 5.3-2

Das KKG wird aufgefordert, die bisher durchgeführten PTS-Analysen gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Insbesondere ist der Lastfallkatalog zu erweitern (Kleinleckagen bis zu 3 cm^2). Die Konservativität der Berechnungen der Temperaturfelder und mechanischen Beanspruchungen ist mithilfe von ausreichend fein diskretisierten 3D-Finite-Elemente-Analysen zu verifizieren. Als Fehler sind gemäss Stand von Wissenschaft und Technik mindestens drei verschiedene Risstiefen (üblich sind 4, 8 und 12 mm) zu postulieren, sowohl an der Stutzenkante als auch für die RDB-Wand auf Höhe des Reaktorkerns. Für Lage, Form und Mindestabmessungen der Fehlerpostulate sind die entsprechenden Vorschriften der einschlägigen nuklearen Regelwerke anzuwenden. Die Ergebnisse sind bis zum 31. Dezember 2013 dem ENSI in einem Bericht vorzulegen.

Das KKG führte den Nachweis der Sprödbruchsicherheit nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik und reichte ihn fristgerecht ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2014 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 5.4-2

Das KKG hat das Wiederholungsprüfprogramm des Containments um Prüfungen zu ergänzen, die geeignet sind, Art. 7 Abs. 1 der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 zu erfüllen. Zudem ist zu zeigen, dass die rechnerische Mindestwandstärke gemäss Art. 7 der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 an der Stahldruckschale eingehalten ist. Dabei sind auch unzugängliche Bereiche zu betrachten. Das Wiederholungsprüfprogramm sowie ein Bericht über die Ergebnisse sind bis zum 31. Dezember 2013 vorzulegen.

Das KKG reichte am 11. Dezember 2013 die überarbeiteten und durch den SVTI-N geprüften Komponentenprüfpläne zur Gebäudeentwässerung TZ und zum Sicherheitsbehälter fristgerecht ein. Mit Brief vom 11. Februar 2014 forderte das ENSI das KKG auf, bis zum 31. Juli 2014 ein Konzept zur Überprüfung und Bewertung unzugänglicher Bereiche des Containments auf Wanddickenabnahme zu erstellen. Nach Terminerstreckung auf den 31. Dezember 2014 erstellte das KKG fristgerecht zum neuen Termin ein Instandhaltungskonzept zur Prüfung der unzugänglichen Bereiche des Containments, in dem gemäss der Beurteilung des ENSI die wesentlichen Aspekte adressiert wurden. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 5.8-3

Das KKG hat die sicherheitstechnische Klassierung der Hebezeuge im Reaktorgebäude sowie der Handhabungsmaschinen für die Brennelemente bis zum 31. Dezember 2012 zu überprüfen und die klassierten Hebezeuge in die Komponentenliste aufzunehmen.

Das KKG überprüfte die Handhabungsmaschinen für die Brennelemente und reichte die aktualisierte Komponentenliste fristgereicht. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2012 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente

Forderung 4.4-1

Das KKG hat darzulegen, wie die Kritikalitätssicherheit im Ladebecken gewährleistet wird und wie viele Brennelemente sich gleichzeitig im Ladebecken befinden dürfen (inkl. das Beladen von Transportbehältern). Diese Angaben sind bis zum 31. Juli 2013 in den notwendigen Dokumenten (z. B. Sicherheitsbericht) zu ergänzen.

Das KKG führte die Kritikalitätsbetrachtungen des Ladebeckens auf alle Sicherheitsebenen (Normalbetrieb und Störfälle der Kategorien 1 bis 3) durch und reichte diese fristgerecht ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2012 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Strahlenmesstechnik

Forderung 5.8-1

Die Klassierung, Auslegung und Ausführung der Edelgasmonitore (0TL90R001 und 0TL90R002) ist bis 31. Dezember 2013 anhand des Regelwerks zu überprüfen. Für eventuell notwendige Verbesserungsmassnahmen ist ein Umsetzungsplan vorzulegen.

Die geforderten Dokumente wurden vom KKG fristgerecht eingereicht. Die Überprüfung des ENSI ergab, dass die Klassierung, Auslegung und Ausführung der Edelgasmessstellen 0TL90R001 und 0TL90R002 korrekt sind. Die Verbesserung durch eine erdbebenfeste Befestigung von drei Schaltschränken im Reaktorhilfsanlagengebäude wurde im Jahr 2015 bestätigt. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 5.8-2

Die Anlagendokumentation ALD-D-39119 «Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenmesstechnik» ist bis 31. Dezember 2012 mit den Messsystemen zur Überwachung der nuklearen Zwischenkühlkreisläufe, des Zwischenkühlkreis nach Leckwasserkühler und nach HD-Kühler, der Dampferzeugerabschlämmung, des Hilfsdampfkondensats, des Frischdampfsystems, des Kaltwassersystem, der Gasverzögerungsstrecke (Abgassystem), der Kondensatorevakuierung, der Fremddampfauskopplung für die Kartonfabrik Mondi und die Kartonfabrik Cartaseta sowie der Abluft des Nasslagers hinsichtlich radioaktiver Edelgase und Aerosole zu ergänzen. Zusätzlich ist die Beschreibung der einzelnen Messeinrichtungen in der Anlagendokumentation mit folgenden Informationen zu ergänzen:

- *Klassierung der Messeinrichtungen*
- *Umgebungsbedingungen, Messmediumsbedingungen, Vergleich mit den Betriebsbedingungen des zu überwachenden Systems*
- *Beurteilung der Auslegung der Probenahme; dazu gehört ihre Repräsentativität, die Gesamtübertragungsraten für Partikel etc.*
- *Angabe der Nachweisgrenze mit den Faktoren für die statistische Sicherheit*
- *Stromversorgung*
- *aktueller Standortplan*

Im Weiteren sind die Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft und des Abwassers einschliesslich der erreichten Nachweisgrenzen zu dokumentieren.

Das KKG aktualisierte die Anlagendokumentation zu den festinstallierten Strahlenmessgeräten ALD-D-39119 und reichte diese fristgerecht ein. Da Angaben zu Strahlenmessgeräten fehlten, wurde in 2014 eine überarbeitete Version der Anlagendokumentation eingereicht. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2014 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Bautechnik

Forderung 5.2-1

Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKG muss nachweisen, dass die Tragsicherheit der Bauwerke auch bei Anwendung der aktuellen Tragwerksnormen des SIA und der Berücksichtigung aktualisierter Einwirkungen erfüllt wird. Beim Nachweis zur Erfüllung der Anforderungen von den aktuellen Tragwerksnormen vom SIA fordert das ENSI nicht zwingend die Erstellung von neuen statischen und dynamischen Berechnungen. Der Nachweis kann auch qualitativ erfolgen, das heisst ohne neue Berechnungen unter Verwendung der Resultate der bisherigen Nachrechnungen und Plausibilitätsüberlegungen.

Das KKG muss dem ENSI bis 31. Dezember 2012 ein Konzept zur Erfüllung dieser Forderung einreichen.

Mit Brief vom 20. Dezember 2012 reichte das KKG fristgerecht ein Konzept für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke BK I und BK II ein. Mit ENSI-Brief vom 17. Dezember 2018 wurde das KKG aufgefordert, eine revidierte Aktennotiz bis zum 28. Februar 2019 einzureichen. Mit Brief vom 4. April 2019 wurde die revidierte Aktennotiz «Konzept für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke BK I und BK II, ENSI-Geschäft Nr. 17/12/046» eingereicht. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft in 2019.

Elektro- und Leittechnik

Forderung 4.3-5

Das KKG hat dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 ein Konzept für die bis zur nächsten PSÜ vorgesehenen Teile des Austauschs der sicherheitsrelevanten Leittechnik inklusive Terminplan vorzulegen.

Das KKG reichte fristgerecht eine Aktennotiz «Konzept Leittechniktausch» ein. Es besteht keine Notwendigkeit für einen dringenden, flächendeckenden Ersatz der Leittechnik. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Auslegungsstörfälle und radiologische Auswirkungen

Forderung 4.7-1

Das KKG hat bis zum 31. Dezember 2013 gemäss UVEK-Verordnung SR 732.112.2 zu analysieren und nachvollziehbar darzulegen, welche Schäden und radiologischen Auswirkungen ein Flugzeugabsturz auf die Abfalllager LAA und MAA des KKG hat, unabhängig von der Eintrittshäufigkeit.

Das KKG reichte zwei technische Berichte PEG-X-47860 und PEG-X-48657 fristgerecht ein. Die Prüfung durch das ENSI ergab, dass sowohl bei der Ermittlung des mechanischen Schadensbildes, als auch bei der Modellierung des Quellterms teilweise nicht abdeckend sind. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2017 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.1-1

Das KKG hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die Auslegung der Anlage den Einwirkungen eines Referenzerdbebens mit einer Häufigkeit von 10^{-3} pro Jahr (Störfallkategorie 2) und eines Sicherheitserdbebens SSE mit einer Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr (Störfallkategorie 3) gemäss den Resultaten des PRP mit ausreichender Sicherheit standhält. Dabei sind für das SSE alle sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke der Klasse BK I und Ausrüstungen der Klasse EK I sowie diejenigen Komponenten, welche klassierte

Ausrüstungen gefährden können, wie auch die Brennelemente und Steuerstäbe zu berücksichtigen. Für das Referenzerdbeben muss gemäss der Erdbebenklasse EK II und der Bauwerkklasse BK II die Integrität der Ausrüstungen gewährleistet sein. Dies gilt auch für alle Ausrüstungen, welche Aktivität enthalten oder enthalten können (siehe Anhang 4 Absatz 3.1 d KEV). Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, gegebenenfalls beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festzulegen sind. Das Konzept ist unter Beachtung der Forderungen 6.3-6 und 7.2-1 dem ENSI bis ein Jahr nach Vorliegen der Ergebnisse der PRP zur Abstimmung einzureichen.

Das KKG reichte in 2015 das überarbeitete Konzept zum deterministischen Erdbebennachweis nach PRP dem ENSI fristgerecht ein. Im Rahmen der Überprüfung des Konzepts durch das ENSI wurden fünf weitere Forderungen zur Überarbeitung der deterministischen Erdbebennachweise nach PRP an das KKG gestellt. Die im Jahr 2016 hierzu eingereichten Ausführungen des KKG waren für das ENSI nachvollziehbar. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.1-2

Das KKG wird aufgefordert, die deterministischen Störfallanalysen systematisch auf Konformität und Vollständigkeit bezüglich der Richtlinie ENSI-A01 und der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 zu prüfen. Darauf aufbauend ist die Störfallkategorisierung, dargestellt in dem KKG-Bericht «Klassierung von Störfällen» [BER-D-16314 v1], bis zum 31. Dezember 2013 zu revidieren. Der zusammenfassende Bericht über die «Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerkes KKG» [ALD-D-38664 v1] ist bis zu diesem Termin ebenfalls zu aktualisieren. Die Ergebnisse der Kategorisierung und der Aufstellung der Störfallanalysen sind nachvollziehbar und übersichtlich zusammenzufassen und hinsichtlich der geänderten technischen Kriterien zu bewerten.

Das KKG reichte dem ENSI nach einer Terminverschiebung fristgerecht die Neuberechnungen der gültigen Störfallanalysen ein. Mit Brief vom 1. Juli 2015 äusserte das ENSI Klärungsbedarf im Hinblick auf Methodik und Ergebnisse einiger der vom KKG eingereichten Störfallanalysen und forderte weitere Berichte zum anlagendynamischen Verhalten unter der Bedingung des Dampferzeugerheizrohrbruches bei Nulllast, welche über den Inhalt der seinerzeit gültigen Richtlinie [ENSI-A01] hinausgingen.

Das KKG führte zwei zusätzliche Analysen durch und reichte diese dem ENSI nach. Diese Analysen dienten der Vervollständigung der Störfallanalysen des KKG zur Herstellung der Übereinstimmung mit dem Auslegungskonzept deutscher Druckwasserreaktoranlagen (KWU) und deren Nachweispraxis. Zudem zog das KKG eine der Analysen (Analyse ohne Einzelfehler bei Dampferzeugerheizrohrbruch bei Nulllast) als eine der Grundlage für die radiologische Betrachtung heran. Mit dem Protokoll vom 12. Dezember 2016 wurden die Fragen des ENSI bezüglich der Analysen zur Radiologie im Falle von Dampferzeugerheizrohrbrüchen umfassend beantwortet. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI in 2016 die Forderung als vollumfänglich erfüllt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.1-3

Das KKG hat darzulegen, welche vom Reaktorschutzsystem ausgelösten Systemfunktionen nicht eindeutig sicherheitsgerichtet und im ungesicherten Bereich untergebracht sind. Es ist bis zum 31. Dezember 2013 zu überprüfen, ob von diesen nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen auch Systemfunktionen aus dem gesicherten Bereich beeinträchtigt werden können. Sofern es solche gibt, sind diese im Rahmen des geplanten Ersatzes des Reaktorschutzsystems im gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems anzuordnen.

Das KKG reichte fristgerecht einen Bericht ein, welcher den Einfluss von möglicherweise im Notstandfall fehlangeregter Reaktorschutzsignale aus dem ungesicherten Bereich auf Schutzaktionen, die aus dem gesicherten Bereich ausgelöst werden, untersucht. Das ENSI kam zum Schluss, dass die zur Beherrschung des Notstandfalls erforderlichen Schutzfunktionen nicht durch Reaktorschutzfehlsignale aus dem ungesicherten Bereich entscheidend beeinträchtigt werden und somit wurde das Geschäft im Jahr 2015 geschlossen.

Forderung 6.2-1

Für den Fall eines kleinen Lecks ist die mögliche Reflux-Condenser-Phase hinsichtlich der Sicherstellung der Unterkritikalität, wie in der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 gefordert, zu bewerten. Die Bewertung ist bis zum 31. Dezember 2013 dem ENSI einzureichen.

Die durch das KKG durchgeführten Analysen wurden dem ENSI fristgerecht eingereicht. Eine nachträgliche Berechnung, welche dem ENSI im April 2014 zugestellt wurde, führt zu leicht ungünstigeren Ergebnissen. Die Borkonzentration verbleibt im Störfallverlauf aber weiterhin sehr hoch. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.2-2

Das KKG hat den DE-Heizrohrbruch bis zum 31. Dezember 2013 sowohl unter Berücksichtigung von Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV als auch unter der Annahme der Einhaltung der Betriebsvorschriften gemäss Richtlinie ENSI-A01 bis zum Erreichen eines sicheren Anlagenzustandes zu analysieren. Die Konservativität der abgeblasenen Dampfmenge ist bezüglich der Dosisbelastung ebenfalls zu berücksichtigen (siehe auch Forderung 6.3-4).

Dem ENSI wurde eine Zwischenaktualisierung des zusammenfassenden Berichts der gültigen Störfallanalysen fristgerecht eingereicht. Zur Unterstützung der Prüfarbeiten beauftragte das ENSI einen externen Experten, welcher seinerseits wiederum entsprechende Analysen zweier Vergleichsanlagen heranzog. Im Rahmen eines Fachgesprächs im Dezember 2016 wurden alle offenen Fragen geklärt.

Darüber hinaus forderte das ENSI noch die Durchführung der radiologischen Neuanalyse des Dampferzeugerheizrohrbruchs ohne Einzelfehler (Störfallkategorie 2), welche im September 2017 eingereicht wurde. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2018 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-1

Das KKG hat für die vom KKG als „radiologisch relevant“ bezeichneten Störfälle mit Freisetzung von Primärkühlmittel oder Frischdampf bis zum 31. Dezember 2013 in einem Bericht die Herleitung der Aktivitätsinventare im Frischdampf- und im Primärkühlmittel im Detail nachvollziehbar und anlagenspezifisch darzulegen; dabei ist für die verwendete Nuklidliste nachzuweisen, dass damit mindestens 99 % der resultierenden Dosis in der Umgebung erfasst werden.

Zur Erfüllung der Forderung reichte das KKG den Bericht «Primär- und Sekundärkühlmittel Aktivitätskonzentrationen» nach einer Terminverschiebung fristgerecht ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-2

Das KKG hat für die vom KKG als «radiologisch relevant» bezeichneten Störfälle die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen gemäss Richtlinie ENSI-G14 Rev. 1 neu durchzuführen und bis 31. Dezember 2013 dem ENSI einzureichen. Die Ergebnisse sind im Sicherheitsbericht zu dokumentieren.

Das KKG reichte die geforderten Analysen dem ENSI gemäss Fristerstreckungsantrag termingerecht im April 2014 ein. Die Prüfung durch das ENSI ergab, dass die Ergebnisse und Erkenntnisse der Analysen noch nicht im Sicherheitsbericht abgebildet waren.

Die Einreichung des aktualisierten Sicherheitsberichtes wurde dem ENSI als «Revision 2017» im Jahr 2017 zugestellt. Die Prüfung durch das ENSI zeigte, dass die Liste der radiologisch repräsentativen Störfälle mit der KKG-Anlagendokumentation «Zusammenstellung und Bewertung der gültigen Störfallanalysen des KKG» übereinstimmt. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2018 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-3

Die Analyse zum Störfall «Absturz eines Brennelements im Ringraum» ist neu zu erstellen und bis zum 31. Dezember 2013 in einem Bericht zu dokumentieren. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen:

a) Die Einhaltung der technischen Kriterien der UVEK-Verordnung SR 732.112.2, welche störfallbedingte Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstabhüllrohre in der Störfallkategorie 2 untersagt, ist nachzuweisen. Hierfür ist zu zeigen, dass es bei einem Absturz nicht zu Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstabhüllrohre kommt, oder es ist zu zeigen, dass die Häufigkeit eines Absturzes mit Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstabhüllrohre kleiner als 10^{-4} pro Jahr ist.

b) Die Basis für die Festlegung der Umschaltzeit der Ringraumlüftung und die Konservativität der Modellierung der Transportprozesse sind anhand des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik zu belegen. Nach Art. 36 KEV sind dabei auch Erkenntnisse zu berücksichtigen, die in kerntechnische Regelwerke anderer Länder massgebend eingeflossen sind.

c) Das KKG hat zu überprüfen, auf welche Weise eine weitere Reduktion der Personendosen im Falle eines Brennelementhandhabungsstörfalls erreicht werden kann (vgl. Kap. 6.3.6). Die Möglichkeiten sind in einem Bericht zu diskutieren und wo sinnvoll entsprechend umzusetzen.

Das KKG reichte dem ENSI termingerecht die geforderten Analysen ein. Das ENSI prüfte die vom KKG eingereichten Unterlagen zum Brennelementhandhabungsstörfall und begrüsste die Bemühungen des KKG hinsichtlich eines besseren Verständnisses der Vorgänge beim Iodtransport durch eine Wasservorlage. Eine Änderung der Aufsichtspraxis in eine nicht konservative Richtung, basierend auf einer nicht breit abgestützten Untersuchung, die zudem nicht öffentlich und damit nicht zitierbar ist, erachtete das ENSI jedoch als kritisch und liess das dazugehörige Geschäft bis zur PSÜ 2018 offen. Das ENSI hat zum Sachverhalt im Rahmen der vorliegenden Stellungnahme eine Bewertung vorgenommen (vgl. Kap. 6.3.5.15)

Forderung 6.3-4

Das KKG hat für den Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden die radiologische Analyse unter Berücksichtigung der Forderung 6.2-2 neu zu erstellen und in einem Bericht zu dokumentieren, der dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen ist. Dabei ist die Modellierung des Nuklidtransports dem Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen: Das Transportmodell für Edelgase ist zu korrigieren, organisches Iod sowie die unterschiedlichen Transportmechanismen (Flashing, Partition) sind zu berücksichtigen. Zudem ist die Modellierung der Aktivitätsüberhöhung auf alle modellierten Edelgas- und Halogennuklide zu erweitern. Der Einfluss der Lage der Dampferzeugerheizrohr-Bruchstelle ist zu berücksichtigen. Die für die Berechnung des Quellterms verwendeten Grössen sind tabellarisch aufzuführen und zu referenzieren.

Das KKG reichte fristgerecht nach einer zuvor beantragten Terminverschiebung die radiologischen Analysen des Dampferzeugerheizrohrbruchs mit und ohne Einzelfehler sowie Unterlagen zum auslegungsüberschreitenden Störfall «Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden» ein. In Anerkennung des grossen Abstands zum Grenzwert von 100 mSv für den Dampferzeugerheizrohrbruch mit Einzelfehler (Störfallkategorie 3) stellte das ENSI keine weitere Forderung zur sofortigen Nachbesserung der radiologischen Analyse für diesen Fall. Das ENSI erachtete im Jahr 2017 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-5

Die radiologische Analyse für den Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagengebäude ist vom KKG neu zu erstellen, in Berichtsform zu dokumentieren und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen. Darzulegen sind insbesondere:

- *Die Einstufung des Störfalls ist zu begründen.*

- *Die Nachvollziehbarkeit des vom KKG ermittelten Quellterms ist gemäss Richtlinie ENSI-A08 in der Dokumentation zu gewährleisten. Dafür sind die getroffenen Annahmen zu beschreiben und zu referenzieren. Die unterstellten Anteile der Iodspezies, der Partitionsfaktor von elementarem Iod in Wasser und die Dauer der Abgaben sind zu begründen. Die Einflussgrössen sind tabellarisch aufzuführen und zu referenzieren.*

Das KKG reichte dem ENSI nach einer Terminerstreckung fristgerecht im April 2014 die AREVA-Berichte «Radiologische Analyse für den Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagengebäude» und «Bruch einer TA-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude» ein. Das ENSI erstellte mit Unterstützung eines externen Experten hierzu eine Bewertung, welche zu folgendem Ergebnis kam: Die Zuordnung der Störfälle in Kategorie 2 bzw. 3 ist korrekt und die ermittelten Dosiswerte von 1 mSv resp. 100 mSv werden eingehalten. Das ENSI erachtete im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft. Ein Nachfolgegeschäft zur Klärung offener Punkte wird im Rahmen der laufenden Aufischt behandelt.

Forderung 6.3-6

Die radiologische Analyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung ist vom KKG unter Berücksichtigung der Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-A08 neu zu erstellen, in Berichtsform zu dokumentieren und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu beachten:

- *Denkbare mögliche Freisetzungen vor Isolation des Sicherheitsbehälters sowie mögliche Leckagen und Freisetzungspfade auch in Bypass des Ringraums sind anlagenspezifisch zu betrachten.*
- *Der Zeitpunkt des frühestmöglichen Versagens von Brennstäben ist anlagenspezifisch auszuweisen.*
- *Die Konservativität des Partitionsmodells ist hinsichtlich des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik zur Iodchemie in wässriger Umgebung nachzuweisen.*
- *Der Abbruch der Berechnung nach 24 Stunden unter Vernachlässigung allfälliger späterer.*
- *Abgaben ist nachvollziehbar zu begründen.*
- *Die Einflussgrössen sind tabellarisch aufzuführen, ihre Konservativität ist aufzuzeigen und ihre Basis zu referenzieren.*

Das KKG reichte den Bericht «Radiologische Analyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung» fristgerecht ein, welcher anschliessend revidiert wurde. Dem ENSI liegt die aktuelle Version, Rev. C, des Berichts vor. Die Überprüfung der neu durchgeführten radiologischen Analyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung durch des ENSI ergab Mängel in der Dokumentation sowie in der Quelltermberechnung. Diese stellen die Einhaltung des Dosiswerts von 100 mSv insgesamt aber nicht in Frage, weil sie kleine Auswirkungen haben oder sich gegenseitig kompensieren. Das ENSI erwartet aber, dass diese in absehbarer Zeit behoben werden. Da die PSÜ 2018 bereits anstand, verzichtete das ENSI auf eine Forderung unter Hinweis auf das in ENSI 17/1871 identifizierte Verbesserungspotenzial. Das ENSI schloss im Jahr 2015 das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-7

Das KKG hat in einem Bericht die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme darzulegen, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 6.1-1 den Einwirkungen eines 1000-jährlichen Referenzerdbebens und eines Sicherheitserdbebens (SSE) nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten.

Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis zu ermitteln und die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV ist nachzuweisen.

Der Termin für diesen Nachweis ist in dem gemäss Forderung 6.1-1 spätestens ein Jahr nach Vorliegen der Ergebnisse der PRP zu erstellendem Konzept verbindlich festzulegen.

Die Inhalte dieser Forderung sind mit den Vorgaben A) bis E) aus der Verfügung des ENSI vom 26. Mai 2016 zu den Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 für die Standorte der Schweizer Kernkraftwerke abgedeckt. Das ENSI verfolgt die Umsetzung dieser Forderung im Rahmen der Abarbeitung der Verfügung vom 26. Mai 2016 «Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 für die Standorte der Schweizer Kernkraftwerke» ENSI 2016-05-26. Das ENSI schloss im Jahr 2017 das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-8

Die Post-LOCA Studie ist unter Berücksichtigung der vorgenommenen Anlagenänderungen und der Erweiterung des Notfallmanagements hinsichtlich ihrer Aktualität zu überprüfen und ggf. zu aktualisieren. Die aktualisierte Studie ist dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

Das KKG reichte hierzu fristgerecht zwei von der Fa. Framatome erstellte Dokumente ein:

- «Szenario (1) für Post-LOCA-Studie: Dosisbelastung für das Personal bei verschiedenen Operateurhandlungen im Notfall»; und
- «Szenario (2) für Post-LOCA-Studie: Dosisbelastung für das Personal bei verschiedenen Operateurhandlungen im Notfall».

Das ENSI kam zum Schluss, dass die neue Post-LOCA-Studie des KKG von der bisher etablierten Praxis in der Schweiz für die Erstellung von solchen Studien abweicht. Mit Blick auf die vom ENSI geplante Aufnahme und Darlegung der Anforderungen an eine Post-LOCA-Studie in eine Richtlinie beschloss das ENSI, bis zu deren voraussichtlicher Verabschiedung im Jahr 2017 von einer Forderung im Zusammenhang mit den vom KKG eingereichten Unterlagen abzusehen. Das ENSI schloss im Jahr 2016 das dazugehörige Geschäft.

Forderung 6.3-9

Der Sicherheitsbericht ist gemäss Art. 41 Abs. 1 KEV durch das KKG bis zum 31. Dezember 2012 und danach turnusgemäss spätestens alle zwei Jahre bezüglich der Ergebnisse der überarbeiteten Störfallanalysen (siehe Kap. 6 und 7 dieser Stellungnahme) nachzuführen und dem aktuellen Stand der Kernanlage anzupassen. Details der Analysen sind zu dokumentieren, gegebenenfalls in separaten Berichten. Inkonsistenzen zwischen Sicherheitsbericht und ergänzenden Berichten sind zu beheben.

Das KKG reichte den überarbeiteten Sicherheitsbericht 2012 fristgerecht ein. Der Sicherheitsbericht 2014 wurde im Juni 2014 eingereicht. Der Einreichung des Sicherheitsberichts 2016 verzögerte sich mehrfach. Die aktualisierte Fassung wurde dem ENSI als «Revision 2017» im Dezember 2017 zugestellt. Die Prüfung des Sicherheitsberichtes Revision 2017 zeigte, dass die Liste der radiologisch repräsentativen Störfälle mit der KKG-Anlagendokumentation ALD-D-38664 v4 «Zusammenstellung und Bewertung der gültigen Störfallanalysen des KKG» vom 17. Oktober 2014 übereinstimmt. Das ENSI schloss im Jahr 2018 das dazugehörige Geschäft.

PSA

Forderung 7.2-1

Die Erdbebenanalyse der GPSA2009 ist qualitätsgesichert so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik entspricht. Insbesondere sind

- *die vom ENSI als gültig erklärten Erdbebengefährdungsresultate unverändert zu verwenden;*
- *die Fragility-Analysen und die Unfallablaufanalysen mit etablierten Verfahren durchzuführen, die im Einklang mit gesicherten Forschungsergebnissen oder der gängigen Praxis stehen;*
- *die Erdbebenanalyse klar strukturiert, umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

Bis 30. Juni 2013 ist hierfür ein verbindliches Konzept einzureichen, welches die verwendeten Methoden, den Umfang der Analysen, den Zeitplan für die einzelnen Analyseschritte, die beauftragten Experten, die vorgesehenen Qualitätssicherungsmassnahmen und die Erdbebengefährdungsannahmen konkret festlegt.

Das KKG reichte das verlangte Konzept fristgerecht ein unter Beachtung der vom KKG realisierten Weiterentwicklungen. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2016 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Forderung 7.2-2

Bis 31. Dezember 2014 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Volllast umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Das KKG beantragte im Mai 2015 die Stufe-1-PSA später gemeinsam mit der Stufe-2-PSA einzureichen. Aktualisierte PSA-Modelle und Dokumentationen wurden im Oktober 2015 und Juli 2016 eingereicht, in denen die einzelnen Aktionspunkte behandelt wurden. Ende 2018 reichte das KKG weitere Antworten zu den Aktionspunkten in Form einer Aktennotiz ein. Aus Sicht des ENSI wurden die meisten Aktionspunkte adäquat umgesetzt. Einzelne Aktionspunkte, für die weiterer Klärungsbedarf besteht, wurden in die vorliegende Stellungnahme überführt. Die Forderung ist damit erledigt.

Forderung 7.3-1

Bis 31. Dezember 2015 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Volllast umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Das KKG reichte nach Fristerstreckung Antworten zu der Aktionsliste ENSI 17/1400 im Juli 2016 ein. Die noch ausstehenden offenen Aktionspunkte wurden dem ENSI Ende 2018 eingereicht. Aus Sicht des ENSI wurden die meisten Aktionspunkte adäquat umgesetzt. Einzelne Aktionspunkte, für die weiterer Klärungsbedarf besteht, wurden in die vorliegende Stellungnahme überführt. Die Forderung ist damit erledigt.

Forderung 7.4-1

Bis 31. Dezember 2015 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Stillstand umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Am 7. Dezember 2015 beantragte das KKG zur Aktualisierung der Stufe-1-PSA eine Terminverschiebung. Des Weiteren wurde eine gemeinsame Einreichung dieser Studie zusammen mit der Stufe-2-PSA auf den 31. Juli 2016 vorgeschlagen. Das ENSI stimmte dieser Vorgehensweise zu.

Im Juli 2016 überstellte das KKG termingerecht dem ENSI die Antworten zu Leistungs- und Stillstands-PSA. Das ENSI prüfte diese Antworten und fasste die Ergebnisse dieser Überprüfung in einer Aktennotiz zusammen. Die meisten Aktionspunkte wurden erfüllt, die noch offenen Aktionspunkte wurden vermerkt und für deren Erfüllung neue Termine (Dezember 2017 bzw. 2018) gesetzt.

Das KKG reichte im Dezember 2017 resp. Dezember 2018 die Antworten zu Leistungs- und Stillstands-PSA fristgerecht ein. Aus Sicht des ENSI wurden die meisten Aktionspunkte adäquat umgesetzt. Einzelne Aktionspunkte für die weiterer Klärungsbedarf besteht, wurden in die vorliegende Stellungnahme überführt. Die Forderung ist damit erledigt.

Forderung 7.5-1

Bis 31. Dezember 2016 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Stillstand umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Am 7. Dezember 2015 beantragte das KKG, die überarbeitete Stufe-1-Stillstands-PSA gemeinsam mit der überarbeiteten Stufe-2-Stillstands-PSA einzureichen, da das KKG-PSA-Modell für den Stillstand ein kombiniertes Stufe-1- und Stufe-2-Modell ist und wesentliche Bearbeitungsschritte der Stufe-1- und Stufe-2-PSA zeitlich parallel durchzuführen sind.

Das ENSI stimmte dem Antrag des KKG zu. Das Geschäft zur Forderung 7.5.1 wurde zusammen mit der Forderung 7.4.1 bearbeitet und ist geschlossen.

Forderung 7.6-1

Das KKG hat bis zum 31. Dezember 2012 darzulegen, 1. Wie es in Zukunft sicherstellen wird, dass es die Verantwortung für die Bewertung der nuklearen Sicherheit (namentlich bei Sicherheitsanalysen, insbesondere der PSA), entsprechend Art. 30 Abs. 1 Bst. G KEV wahrnehmen kann, und 2. Wie es die persönliche Eignung des für diesen Bereich verantwortlichen Personals entsprechend Art. 23 der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK) gewährleisten wird.

Das KKG sah eine personelle Verstärkung im Bereich Sicherheitsanalysen ab 2013 vor. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2014 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Systemtechnik

Forderung 5.4-1

Das KKG hat den aktuellen Stand des verwendeten Isoliermaterials für die Leitungen und Anlagenteile im Containment unter Berücksichtigung der im Überprüfungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen darzustellen und wenn notwendig die Auswirkungen auf die Auslegung der Sumpfsiebe zu bewerten. Die Ergebnisse sind in einem Bericht zusammenzufassen und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

Das KKG reichte fristgerecht den Bericht «Aktueller Stand Isolationsmaterial im Containment» ein. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2014 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Notfallschutz

Forderung 8.3-1

Bis zum 31. Dezember 2012 ist für Störfälle während des Stillstands bei geöffnetem Reaktorkühlkreislauf im Notfallhandbuch festzulegen, unter welchen Bedingungen vom präventiven zum mitigativen Notfallmanagement überzugehen ist.

Das KKG reichte termingerecht die geänderten Teile des Notfallhandbuchs (NHB, Version 8, Stand 17. Dezember 2012) ein. Das Strategie-Leitschema für während des Stillstands mit geöffnetem Reaktorkreislauf ausgelöste Störfälle enthält jetzt ein Kriterium (Temperatur grösser als 80 °C und steigend im Brennelementbecken oder am Brennelementaustritt) für den Übergang vom präventiven zum mitigativen Notfallmanagement. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

Gesamtbeurteilung

Forderung 9.2-1

Der Sicherheitsbericht als Grundlage für die laufende Beurteilung der Sicherheit gemäss Anhang 3 KEV ist durch das KKG bis zum 31. Dezember 2012 auf den aktuellen Stand zu bringen.

Das KKG reichte fristgerecht den überarbeiteten Sicherheitsbericht ein, welcher auf den aktuellen Stand des Kernkraftwerks, Zustände laufender Umbauarbeiten ausgenommen, angepasst wurde. Nach Prüfung der Angaben vom KKG erachtete das ENSI im Jahr 2013 die Forderung als erledigt und schloss das dazugehörige Geschäft.

2.3.2 Stand der in 2008 bis 2017 verfügten Forderungen

Das ENSI hat im Überprüfungszeitraum der PSÜ 2018 im Zusammenhang mit verschiedenen Sachverhalten dem KKG insgesamt zwölf Forderungen mit einer Verfügungsanordnung zugestellt, sechs davon standen im Zusammenhang mit den Ereignissen in Fukushima (Japan) im März 2011.

Verfügungen im Zusammenhang mit den Ereignissen in Fukushima

Das ENSI hatte infolge der Ereignisse in Fukushima (Japan) im März 2011 mit Verfügung vom 18. März 2011 verschiedene Sofortmassnahmen sowie die Klärung von Fragen verlangt. Die Sofortmassnahmen umfassten:

- Prüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung;
- Bereitstellung von zusätzlichen Einsatzmitteln in einem externen Lager;
- Nachrüstung von extern zugänglichen Anschlüssen; und
- Nachrüstung zur externen Bespeisung der Brennelementlagerbecken.

Die zu klärenden Fragen betrafen folgende Themen:

- Sicherstellung der Kühlmittelversorgung für Sicherheits- und Hilfssysteme;
- Schutz allfälliger ausserhalb des Primärcontainments befindlicher Brennelementlagerbecken gegen interne und externe Einwirkung; und
- die Brennelementbeckenkühlung.

Falls die Beantwortung der Fragen Defizite aufzeigen sollte, war darzulegen, wie das KKG diese Defizite beseitigen will.

Mit Verfügung vom 1. April 2011 präzisierte das ENSI, unter welchen Randbedingungen das KKG die Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung zu überprüfen hat.

Bei der Beurteilung der Antworten des KKG auf die Fragen aus der Verfügung vom 31. März 2011 identifizierte das ENSI Verbesserungsbedarf, weshalb mit Verfügung vom 5. Mai 2011 drei weitere Forderungen gestellt wurden:

- ***Forderung 1***

  Das KKG hat dem ENSI bis zum 31. August 2011 Lösungsansätze vorzulegen, wie es in der Notstandsteuerstelle Möglichkeiten zur Überwachung der Brennelementbeckentemperatur und des Brennelementbeckenfüllstandes schaffen will.

- ***Forderung 2***

  Das KKG hat bis zum 31. März 2012 gemäss den Verfahrensvorgaben der ENSI-Verfügung vom 1. April 2011 die Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme zu überprüfen.

- ***Forderung 3***

  Mit Verfügung vom 1. Juni 2011 forderte das ENSI, dass das KKG eine gezielte Neubewertung der Sicherheitsmargen des Kernkraftwerks im Rahmen des EU-Stresstests durchzuführen hatte. Diese Neubewertung hatte folgende drei Bereiche zu umfassen:

  - *Auslösende Ereignisse: Analyse der Einwirkung von extremen Erdbeben, Hochwassern sowie der Kombination von Erdbeben und von Erdbeben ausgelösten Überflutungen.*
  - *Ausfall von Sicherheitsfunktionen: Überprüfung der Folgen des Verlusts der Strom- und Kühlwasserversorgung unabhängig vom auslösenden Ereignis.*
  - *Notfallmanagement: Überprüfung der Wirksamkeit der vorbereiteten Massnahmen gegen schwere Unfälle.*

Im Zusammenhang mit der Überprüfung des KKG-Berichts vom 31. Oktober 2011 zum EU-Stresstest hatte das ENSI zusätzlichen Klärungsbedarf identifiziert und daher mit Verfügung vom 10. Januar 2012 gefordert, dass die seismische Robustheit der Isolation des Containments, des Primärkreises sowie des Containment-Druckentlastungssystems zu überprüfen und die Ergebnisse einzureichen waren. Darüber hinaus waren Massnahmen zur Erhöhung der Erdbebenfestigkeit des Containment-Druckentlastungssystems vorzuschlagen.

Ergänzend forderte das ENSI mit Verfügung vom 22. April 2013 im Hinblick auf die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle:

- die Einrichtungen zur Wasserstoffmessung zu überprüfen;
- die SAMG und ihnen zugrunde gelegte Analysen in Bezug auf bestimmte Aspekte der Wasserstoffverbrennung zu überprüfen;
- einen Lösungsansatz zur Ausrüstung des Containments mit passiven autokatalytischen Rekombinatoren zu erarbeiten; und
- die Verbreitung von Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments zu analysieren.

Das ENSI legte den jeweiligen Stand der Verfolgung der Punkte zur Überprüfung der Schweizer Kernkraftwerke, die im Zusammenhang mit den Ereignissen in Fukushima identifiziert wurden, jährlich im Aktionsplan Fukushima dar. Im Schlussbericht Aktionsplan Fukushima wurde festgehalten, dass die geplanten Untersuchungen mit den identifizierten Schwerpunkten allesamt abgeschlossen sind. Ein Grossteil der daraus abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen wurde bereits abgeschlossen. Die für das KKG noch nicht vollständig umgesetzten Folgemassnahmen werden im Rahmen des Aufsichtsverfahrens durch das ENSI verfolgt. Über die Umsetzung von allfälligen Massnahmen wird im Rahmen der jährlichen Aufsichtsberichte des ENSI berichtet.

Verfügung zur Überprüfung der seismischen Robustheit der Isolation des Containments und des Primärkreislaufes

Das ENSI verfügte in seiner Stellungnahme vom 10. Januar 2012 zum KKG-Bericht zum EU-Stresstest, dass das KKG die seismische Robustheit der Isolation des Containments und des Primärkreislaufes bis zum 30. September 2012 zu überprüfen hat.

Das KKG reichte die geforderten Nachweise nach einer bewilligten Fristerstreckung auf den 31. Dezember 2012 fristgerecht ein. In seiner Stellungnahme zu diesen Nachweisen stellte das ENSI zusammenfassend fest, dass die Containment-Isolation eine ausreichende seismische Robustheit aufweist, die darüber hinaus noch einen weiteren Bereich auslegungsüberschreitender Erdbeben abdeckt. Es bestätigte damit die Erfüllung der Verfügung.

Verfügung zu Nutzung des POLYCOM

Das ENSI verfügte mit Brief vom 23. April 2013, dass das KKG unter Anwendung des mobilen Funkmittels POLYCOM die Kommunikation mit den Notfallpartnern beim Ausfall der Telefonie sicherzustellen hat. Das KKG setzte die Forderung im 2013 um, wovon sich das ENSI mit einem Verbindungstest überzeugte. Das ENSI bestätigte, dass die Verfügung zur Nutzung von POLYCOM durch das KKG vollumfänglich erfüllt wurde.

Verfügung zur Aktualisierung der Studie zum vorsätzlichen Flugzeugabsturz

Mit Verfügung vom 17. Mai 2013 zum vorsätzlichen Flugzeugabsturz wurde die Aktualisierung der Studien (wo notwendig) sowie die Überprüfung, ob weitere Massnahmen zur Erhöhung des Schutzes angezeigt sind, gefordert. Simulationsversuche sowie auch pilotengesteuerte Anflüge von Grossraumflugzeugen auf das KKG, unter Berücksichtigung der topographischen und baulichen Gegebenheiten, waren hierzu durchzuführen.

Das KKG führte die geforderten Untersuchungen durch. Diese Aktualisierung der entsprechenden Analysen bestätigt, dass das KKG über einen ausreichenden Schutzgrad gegen einen vorsätzlichen Flugzeugabsturz verfügt. Die Forderungen aus der Verfügung waren erfüllt, das zugehörige Geschäft wurde geschlossen. Details werden aus Gründen der Sicherung nicht weiter ausgeführt.

Verfügung zur Überprüfung der gefilterten Containmentdruckentlastung und des Schutzes gegen Wasserstoffverbrennungen bei schweren Unfällen

Mit Verfügung vom 22. April 2013 forderte das ENSI eine Überprüfung der Einrichtungen zur Wasserstoffmessung, der Berücksichtigung der Erkenntnisse zu Wasserstoffverbrennung in den SAMG, des bestehenden Konzepts der Auslegung der passiven autokatalytischen (Wasserstoff-)Rekombinatoren (PAR), der Ausbreitung von Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments und der Auslegung des gesamten Containmentdruckentlastungspfads. Hierzu waren ein Zwischenbericht bis Ende November 2013 und ein abschliessender Bericht bis Ende Juni 2014 einzureichen.

Das KKG führte die geforderten Überprüfungen durch und reichte den Zwischenbericht sowie den abschliessenden Bericht fristgerecht ein. Das ENSI bestätigte in seiner Stellungnahme im Wesentlichen die vom KKG dargelegten Erkenntnisse und schloss das Geschäft. Die Installation von PAR wurden im geordneten Freigabeverfahren implementiert.

Verfügung zur Einführung IAEA-kompatibler Notfallklassierung

Mit Verfügung vom 10. März 2016 forderte das ENSI, dass das KKG bis zum 1. Mai 2016 eine IAEA-kompatible Notfallklassierung zu etablieren und ab diesem Zeitpunkt Ereignisse und Befunde gemäss der neu revidierten Richtlinie ENSI-B03 (Rev. 3a vom 10. März 2016) zu klassieren und zu melden hat. Hierzu wurden zwei Forderungen formuliert:

- ***Forderung 1***

  Das KKG hat zu überprüfen, ob bereits existierende Notfallvorschriften für den Nicht-Leistungsbetrieb Kriterien enthalten, die nicht in Notfallvorschriften für den Leistungsbetrieb verwendet werden und die Festlegung spezifischer Notfallkriterien für den Nicht-Leistungsbetrieb erfordern.

- ***Forderung 2***

  Das KKG hat zu überprüfen, ob das Zeitfenster im schutzzielübergreifenden Kriterium «Gesamtausfall der Wechselstromversorgung > 2 Stunden» nicht so angepasst wird, dass die Notfallkategorie A bereits ohne Kreditierung der Notfallmassnahmen deklariert wird.

Mit Schreiben vom 29. April 2016 bestätigte das ENSI die Erfüllung der Forderung 1. Die Bearbeitung der Forderung 2 ist noch nicht abgeschlossen und wird im Rahmen der laufenden Aufsichtstätigkeit verfolgt.

Verfügung zur Neubestimmung der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015

Das ENSI legte mit Verfügung vom 26. Mai 2016 ENSI 2016-05-26 für alle schweizerischen Kernkraftwerke die Erdbebengefährdungsannahmen auf Grundlage der Erkenntnisse aus der «Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerksstandorten in der Schweiz» neu fest. Insbesondere galten für das KKG folgende Vorgaben:

a. Einreichung eines Konzepts zu den gemäss der Verfügung zu erbringenden Nachweisen auf den 31. Oktober 2016;

b. Aktualisierung der nach Fukushima vom ENSI verlangten Nachweise «Erdbeben» und «Kombination von Erdbeben und Hochwasser» auf den 21. Dezember 2018;

c. Aktualisierung der probabilistischen Sicherheitsanalyse betreffend Erdbeben sowie Bewertung der Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage und insbesondere auf das Risiko auf den 28. Juni 2019;

d. Aktualisierung der deterministischen Störfallanalyse betreffend Erdbeben für die Störfallkategorien 2 und 3 auf den 30. September 2020;

e. Die gemäss dieser Verfügung zu erbringenden Nachweise sind auf die Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 abzustellen.

Das KKG reichte fristgerecht das nach Buchstabe a) geforderte Konzept ein. Mit Schreiben vom 26. Juni 2017 bestätigte das ENSI, dass das Konzept eine ausreichende Grundlage für die weiteren Arbeiten im Zusammenhang mit der Verfügung der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 darstellt. Die Endtermine für die Bearbeitung der Punkte B) bis D) liegen ausserhalb des PSÜ-Überprüfungszeitraums.

2.4 Wesentliche Entwicklungen nach dem Überprüfungszeitraum (ab Stichtag: 31. Dezember 2018)

Umfassender Ersatz von Brandschutzklappen

Das vom KKG am 15. Dezember 2017 gemeldeten Vorkommnis «Befunde beim Brandschutzklappen-Test im Schaltanlagengebäude», wurde vom ENSI mit INES 0 eingestuft. Im Rahmen der Vorkommnisbearbeitung wurden neun Forderungen gestellt, eine davon lautet:

– *Der Austausch der Brandschutzklappen ist eine Massnahme zur Verbesserung der Sicherheit und hat über einen Zeitraum von 5 Jahren ab Konzeptfreigabe (H1) des ENSI zu erfolgen.*

Diese Forderung wurde mit der Freigabe vom 8. Mai 2019 für den Ersatz der Nordluft-Brandschutzklappen auf Hierarchiestufe 1 verfügt. Ausführliche Erläuterungen und die Bewertung des ENSI zum Ersatz der Brandschutzklappen sind dem Kap. 4.6.1 der vorliegenden Stellungnahme zu entnehmen.

Einsatz nicht eignungsgeprüfter Druckmessumformer

Das ENSI hatte das KKG mit Brief vom 14. Januar 2019 aufgefordert, zur GRS-Weiterleitungsnachricht WLN 2018/05 «Einsatz nicht spezifikationsgerechter Druckmessumformer in deutschen Anlagen» Stellung zu nehmen. Die Überprüfung des KKG der eingebauten Druckmessumformer des entsprechenden Typs zeigte, dass 101 nicht eignungsgeprüfte Druckmessumformer mehrheitlich in verschiedenen Räumen und Redundanzen verteilt verbaut waren. Eine Ausnahme bildeten die Druckmessumformer der Flutbehälter, welche für alle Redundanzen im Reaktorgebäude-Verbindungsgang verbaut waren. Im «Ringraum-Leckstörfall» musste somit von einem redundanzübergreifenden Ausfall ausgegangen werden.

Das KKG hat nach Erkennen dieses Befunds Sofortmassnahmen in die Wege geleitet. Die Ersatzbeschaffung von für Ringraum-Lecks Zone I qualifizierte Messumformertypen wurde lanciert.

Das Vorkommnis «Einsatz nicht eignungsgeprüfter Druckmessumformer» vom 13. Mai 2019 wurde vom ENSI in Übereinstimmung mit der Einschätzung des KKG auf der internationalen Ereignisskala INES der Stufe 1 zugeordnet. Der Austausch der Druckmessumformer gegen eignungsgeprüfte erfolgte in der Revision 2019.

Spannungsrisskorrosion in Schweissnähten des Notkühlsystems in französischen Druckwasserreaktoren

Während der zehnjährlichen Wiederholungsprüfung an Schweissnähten des Notkühlsystems des Kernkraftwerks Civaux 1 im August 2021 wurden Risse entdeckt. Die Risse erwiesen sich bei der im Rahmen der Schadensuntersuchung durchgeführten metallographischen Untersuchung als durch Spannungsrisskorrosion entstanden. Weitere Überprüfungen in anderen französischen Druckwasserreaktoren zur Abklärung der Übertragbarkeit ergaben weitere Rissbefunde an Rohrleitungen vergleichbarer Systemabschnitte. Die eingehenden Überprüfungen und Reparaturen führten in Frankreich dazu, dass im Jahr 2022 zeitweise nur noch ca. die Hälfte der Kernkraftwerke verfügbar waren.

Aufgrund von Abklärungen, auf welche Leitungsabschnitte eine Übertragbarkeit nach dem damaligen Wissensstand gegeben sein könnte, wurden in der Jahreshauptrevision (JHR) 2022 Sonderprüfungen an Schweissnähten von nicht absperrbaren Leitungsabschnitten des Nach- und Notkühlsystems durchgeführt. Es fanden sich keine bewertungspflichtigen Anzeichen.

In 2023 wurden weitere Rissbefunde in dem französischen Kernkraftwerk Penly entdeckt, die auf der internationalen Störfall-Bewertungsskala INES der Stufe 2 zugeordnet wurden. Daraufhin wurde eine Arbeitsgruppe der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) etabliert, um umfassende Empfehlungen zur Thematik Spannungsrisskorrosion an austenitischen Schweissnähten in nicht absperrbaren Abschnitten des Primärkreises von Druckwasserreaktoren zu entwickeln. Das ENSI beteiligte sich aktiv in dieser Arbeitsgruppe und ist dementsprechend intensiv in den internationalen Erfahrungsaustausch eingebunden. Die Erfahrungen und Empfehlungen fliessen in die Aufsichtstätigkeit des ENSI ein.

Rissanzeigen in der primärseitigen Trennwand des Dampferzeugers 20

Im Zuge von visuellen Prüfungen der Innenoberflächen der Wasserkammern der Dampferzeuger (DE) in der JHR 2022 wurden Risse in der horizontalen Schweissnaht zwischen Rohrboden und Trennwand auf der DE20-Eintrittsseite festgestellt. Vom Erscheinungsbild her wurden die Risse der Spannungsrisskorrosion zugeordnet. Die Risse sind nicht wanddurchdringend und verlaufen nicht in der druckführenden Umschliessung des Dampferzeugers. Die vom KKG vorgelegten Nachweise zur Integrität der DE-Trennwand sowie zur Bruchmechanik, unter Berücksichtigung der wesentlichen Schadensmechanismen «Ermüdung» und «Spannungsrisskorrosion», wurden vom ENSI geprüft und akzeptiert sowie die Freigabe zum Wiederanfahren unter Auflagen erteilt.

3 Betriebsführung und Betriebsverhalten

3.1 Betriebserfahrungen des KKG

3.1.1 Methodik der Betriebsauswertung

Angaben des KKG

Die Methodik des KKG zur Auswertung der Betriebserfahrung umfasst eine Reihe unterschiedlicher Instrumente [BER-C-92657].

Einerseits werden die von der Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter (GSKL) gemeinsam erarbeiteten und 2015 verabschiedeten *Sicherheitsindikatoren* eingesetzt. Diese enthalten die Indikatoren der World Association of Nuclear Operators (WANO) sowie spezifische GSKL-Indikatoren und werden für die Bewertung der folgenden Aspekte benutzt: Anlagenverhalten, Anlagenzustand, Personen- und Umgebungsschutz, Risikopotenzial, Sicherheitsbewusstsein, Personal und Wirtschaftlichkeit. Für jeden Aspekt sind ein oder mehrere Indikatoren definiert. Darüber hinaus werden eine Reihe weiterer Kennzahlen eingesetzt, wie z. B. definierte Prozesskennzahlen, sicherheitsrelevante Informationen aus dem Anlagenbetrieb für die Trendverfolgung von risikorelevanten Prozessen, Systemen und Komponenten, Feststellungen in der Anlage sowie Einschätzungen in der Entwicklung der Sicherheitskultur. Diese werden für systematische Bewertungen und Analysen genutzt und fliessen in jährliche Management-Self-Assessments im Rahmen des Management-Reviews [WSG-D-47879] ein.

Die Sicherheitsindikatoren wurden im Überprüfungszeitraum hinterfragt und überprüft und bei Bedarf weiter- oder neu entwickelt.

Das KKG kommt zum Schluss, dass der bestehende Indikatorensatz bezüglich des Grossteils der erwähnten Aspekte eine nachvollziehbare Bewertung der Prozesse und Bereiche erlaubt. Es stellt jedoch auch fest, dass einige Bewertungen aufgrund ihrer Subjektivität nur eingeschränkte Aussagekraft haben. Es sei nicht möglich, für alle Bereiche klare Bewertungskriterien zu definieren. Dies betreffe insbesondere die Bewertung der kulturellen Aspekte (Sicherheitskultur, Führungskultur). In diesem Bereich beabsichtigt das KKG die Entwicklung entsprechender methodischer Ansätze.

Neben der Erfassung und Auswertung der Sicherheitsindikatoren, unternimmt das KKG eine Vielzahl weiterer Aktivitäten, Analysen und Bewertungen, welche Teil der systematischen Sicherheitsanalyse nach Kernenergieverordnung [KEV] Art. 33 darstellen [BER-C-92657]. Die systematische Sicherheitsüberprüfung stellt einen Teilprozess des Führungsprozesses «Sicherheitsbeurteilung und Risikomanagement» [WSG-D-67940] im Managementsystem des KKG dar.

Mit der Weisung [WSG-S-86069] regelt das KKG die Erfassung und Bewertung sicherheitsrelevanter Informationen aus dem Anlagenbetrieb. Die Weisung dient der Umsetzung der Richtlinie [ENSI-G08] und von Anforderungen der WANO bezüglich einer systematischen Erfassung von Beinahe-Ereignissen und der Trendverfolgung bei Feststellungen in der Anlage. Eine zentrale Grundlage für die Bewertung stellen die Störmeldungen dar, welche im Betriebsführungssystem IPIS erfasst werden sowie weitere sicherheitsrelevante Informationen, namentlich aus Vorkommnissen und sonstigen Feststellungen. Die erfassten Daten werden statistisch ausgewertet. Auf der Basis jährlicher Vergleiche erfolgt eine Trendverfolgung. Die Ergebnisse werden jährlich dem ISA präsentiert und im Bericht «Systematische Sicherheitsüberprüfung und probabilistische Sicherheitsindikatoren …» dokumentiert.

Die Abteilung Betrieb verfügt über eine eigene Weisung [WSG-B-2], welche das Erfahrungsrückfluss-Verfahren der Abteilung regelt. Diese verfolgt für die Abteilung Betrieb das Ziel, aus (internen und externen) Erfahrungen zu lernen und deren eventuellen negativen Auswirkungen durch geeignete Massnahmen zu verhindern. Sie behandelt u. a. jene für den Betrieb relevanten Erfahrungen, welche nicht durch übergeordnete, für das ganze KKG geltende Vorgabedokumente abgedeckt sind (z. B. Vorkommnisse und Befunde; vgl. dazu Kap. 3.2.1), wie beispielsweise Erkenntnisse aus der Revision oder Feststellungen aus dem Betriebsjournal.

Weiterhin beurteilt das KKG seine Sicherheitsleistung gesamthaft anhand des sogenannten systemischen Ansatzes [BER-B-92691]. Im Verständnis des KKG, gestattet der systemische Ansatz, die Sicherheitsleistung des KKG im Zusammenwirken aller organisatorischen und technischen Faktoren zu beurteilen. Der Ansatz beruhe in theoretischer Hinsicht darauf, dass vor dem Kollaps einer Organisation (d. h. vor dem Eintreten eines schwerwiegenden Unfalls) eine erhöhte Variabilität in der Eintrittsrate vorgelagerter Ereignisse (Vorläuferereignisse) eintrete. Diese Variabilität lasse sich statistisch messen. Die Eintrittsrate von Vorläuferereignissen wird anhand von nichtparametrischen und parametrischen statistischen Verfahren daraufhin getestet, ob sie konstant oder zeitlich abnehmend ist. Dazu wurden die Vorkommnisdaten (meldepflichtige Vorkommnisse und Beinahe-Vorkommnisse) des PSÜ-Überprüfungszeitraums von 2008 bis 2017 analysiert und mit den Erfahrungen des vorherigen PSÜ-Überprüfungszeitraums verglichen.

Seit dem Jahr 2015 berichtet das KKG im Rahmen des KKG-internen Sicherheitscontrollings vierteljährlich über den Sicherheitsstatus des KKG zu Händen der Geschäftsleitung [WSG-D-83699].

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 7 Bst. a und Art. 33 Abs. 1 Bst. a

Richtlinie [ENSI-G07], Kap. 7.6 und 7.7

Beurteilung des ENSI

Das KKG wendet bei der Erfassung und Auswertung der Betriebserfahrung, namentlich mit den WANO-Indikatoren, international anerkannte und weit verbreitete und erprobte Kennwerte an, die einen Überblick über den Zustand einer Anlage vermitteln. Die Anforderungen der KEV und der Richtlinie [ENSI-G07] werden mit diesem Vorgehen eingehalten.

Darüber hinaus verfügt das KKG über ein differenziertes Verfahren, um zahlreiche weitere sicherheitsrelevante Informationen aus dem Anlagenbetrieb systematisch zu erfassen, auszuwerten und Trends über die Jahre zu beobachten. Insbesondere nimmt das KKG eine Gesamtbeurteilung seiner Sicherheitsleistung nach dem systemischen Ansatz vor. Das Verfahren basiert auf umfangreichen statistischen Analysen von meldepflichtigen Vorkommnissen und Beinahe-Ereignissen. Nach Angaben des KKG gestattet der systemische Ansatz eine Beurteilung des Verhaltens eines Systems (der Sicherheitsleistung des KKG) im Zusammenwirken aller organisatorischen und technischen Faktoren und dient damit der Erfüllung der Forderung des ENSI nach einer ganzheitlichen Beurteilung organisatorischer, menschlicher und technischer Faktoren und ihrer Auswirkungen auf die Sicherheit.

Das ENSI begrüsst die Bemühungen des KKG, seine Sicherheitsleistung mittels wissenschaftlich fundierter und systematischer statistischer Verfahren zu analysieren. Es beurteilt insbesondere die Bestrebungen des KKG nach einem systemischen Ansatz, unter Einbezug der organisatorischen Faktoren in die Bewertung der Sicherheitsleistung, positiv.

Das ENSI möchte jedoch auch auf die Grenzen einer ausschliesslich auf quantitativen, statistischen Daten und Analysen von (meldepflichtigen) Vorkommnissen und Beinahe-Vorkommnissen beruhenden Betrachtung der Sicherheitsleistung hinweisen. Wie vom KKG selbst erkannt wurde, ist es nicht möglich, alle Aspekte, welche einen Einfluss auf die Sicherheit haben, direkt quantitativ zu erfassen und auf der Grundlage eindeutiger Bewertungskriterien in ein rein quantitatives Indikatorensystem einfliessen zu lassen und statistisch auszuwerten. Dies betrifft insbesondere psychologische, soziale und organisationale Prozesse, inklusive kultureller Aspekte (beispielsweise die vom KKG genannten Aspekte der Sicherheitskultur und der Führungskultur). Das KKG stellt diesbezüglich die Entwicklung geeigneter Methoden in Aussicht. Das ENSI begrüsst dieses Vorhaben ausdrücklich. Es ist aus seiner Sicht nur durch die Integration von quantitativen und qualitativen Methoden einerseits und durch die Berücksichtigung unterschiedlicher Datenquellen andererseits möglich, ein umfassendes Gesamtbild des Sicherheitsstatus einer Organisation zu erlangen. Wie in Kap. 8.2.5 der Stellungnahme dargelegt, unternahm das KKG im Überprüfungszeitraum Anstrengungen und Aktivitäten im Bereich der Kulturentwicklung mit dem Ziel, seine Sicherheitskultur weiterzuentwickeln. Diese Aktivitäten wurden seither weitergeführt und verstärkt. Das ENSI ist aufgrund seiner Aufsichtstätigkeit in Kenntnis davon, dass

diese Aktivitäten u. a. auch die Entwicklung eines Vorgehens mit entsprechenden qualitativen und quantitativen Methoden umfassen, um den Zustand und die Entwicklungen von kulturellen und psychologischen Aspekten in der Organisation und mittel- und langfristige Veränderungen in der Kultur des KKG erfassen, auswerten und interpretieren zu können. Diese Aktivitäten werden jedoch bislang nicht mit den statistischen Auswertungen zum Sicherheitsstatus des KKG in Verbindung gebracht.

Das ENSI ist der Ansicht, dass die verschiedenen Ansätze des KKG zur Erfassung sicherheitsbezogener Informationen komplementär zueinander sind oder einander gar bedingen und gegenseitig befruchten. Sie stellen wertvolle und diverse Informations- und Erkenntnisquellen dar und ermöglichen unterschiedliche Sichtweisen auf die Sicherheitsleistung des KKG. Es wäre deshalb aus Sicht des ENSI wünschenswert, dass diese, im Sinne eines systemischen Ansatzes, zusammengeführt und gesamtheitlich betrachtet werden. Damit kann eine kollektive, organisationsweite Auseinandersetzung mit der Sicherheit stattfinden unter Berücksichtigung von Daten aus verschiedenen Quellen, welche abhängig von ihrer Natur mit quantitativen und qualitativen Methoden erfasst und ausgewertet wurden und aus unterschiedlichen Bereichen der Organisation stammen. Die Berücksichtigung einer Vielfalt unterschiedlicher Quellen von Informationen über die Organisation und unterschiedlicher vorhandener Kompetenzen innerhalb der Organisation, ist ausserdem ein zentrales Merkmal einer HRO (high reliability organization) bzw. einer resilienten Organisation und ist somit eng verbunden mit den Bestrebungen des KKG, seine Kultur als HRO und im Sinne des Konzepts von Safety 2 weiterzuentwickeln (vgl. dazu auch Kap. 8.2.8 der Stellungnahme).

Forderung 3-1 (Systemische Bewertung der Sicherheitsleistung)

Das KKG hat zu prüfen, inwiefern die Bewertung der Sicherheitsleistung durch Daten und Erkenntnisse aus weiteren Quellen, namentlich Erkenntnisse zu psychologischen, sozialen, organisationalen und kulturellen Prozessen, im Sinne einer ganzheitlichen Betrachtung erweitert werden kann. Termin: 31.12.2025.

3.1.2 Betriebsverlauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren

Angaben des KKG

Zur Beurteilung des Betriebsverlaufs während des Überprüfungszeitraums werden die jährlichen Lastdiagramme von 2008 bis 2017 dargestellt sowie die geplanten und ungeplanten Lasttransienten aufgeführt. Die KKG-WANO-Indikatoren werden mit den weltweit erhobenen WANO-Vergleichszahlen für Druckwasserreaktoren verglichen, siehe Bericht [BER-B-92678].

Betriebsverlauf

Das KKG wurde während des Überprüfungszeitraums als Grundlastproduzent im Rahmen der vorgesehenen thermischen Nennleistung weitestgehend mit Volllast betrieben. Zweimal wurde zwischen 2006 und 2017 die Bruttonennleistung durch wirkungsgradverbessernde Massnahmen auf der Sekundärseite erhöht: per 1. Januar 2010 von 1020 MW auf 1035 MW sowie nach der Revision 2014 per 8. Juli 2014 auf 1060 MW.

Geplante Abweichungen vom Volllastbetrieb sind der Streckbetrieb gegen Ende eines Betriebszyklus und der Brennelementwechsel. Weitere geplante Lasttransienten sind aufgrund der Anforderung des Lastverteilers von Tertiär Minus in den Jahren 2011, 2012, 2013 und 2015 im Bereich von Stunden und bis maximal 100 MW aufgetreten. Bei ungeplanten Lasttransienten, hervorgerufen durch Betriebsstörungen, erfolgt die Lastreduktion entweder automatisch oder wurde durch das Schichtpersonal eingeleitet. In den Jahren 2012 und 2015 erfolgte jeweils eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung (RESA). Die in den Lastdiagrammen dargestellten Abweichungen vom Volllastbetrieb lassen sich den jeweiligen Betriebszuständen zuordnen.

Im Folgenden werden die Ursachen für weitere Lasttransienten, welche sich zwischen 2008 und 2017 ereignet haben, genannt:

2008	Am 27. Januar wurde die Leistung automatisch für 6,5 s um 100 MW reduziert, da Anregung diese Lastabsenkung durch Entfernen einer Messeinrichtung im Leistungsregler ausgelöst hat.
2009	Vom 4. bis 5. Februar wurde die Leistung um 30 MW reduziert, da für die Reparatur des Ventils RK22S401 die Zwischenüberhitzer ausser Betrieb genommen werden mussten
2010	Am 11. Februar als auch am 1. Juli wurde die Leistung von Hand um 20 MW reduziert, um eine Niederdruck (ND)-Vorwärmerstrasse ausser Betrieb nehmen zu können und um dadurch an der entsprechenden Nebenkondensatpumpe RN31D001 bzw. RN33D001 die Gleitringdichtung zu tauschen. Am 29. April kam es infolge des Neutronenflussrauschens zum einsträngigen Ansprechen der Reaktorschutzgrenzwerte «Schutzabstand $<$ 0 % und kurzzeitkorrigierte thermische Reaktorleistung $>$ 108 %». Als Massnahme wurde die Reaktorleistung um 1 % reduziert und bis zum geplanten Abfahren der Anlage zur Revisionsabstellung beibehalten (meldepflichtiges Vorkommnis 2010-07).
2011	Am 15. April wurde die Leistung von Hand um 20 MW reduziert, um eine ND-Vorwärmerstrasse ausser Betrieb zu nehmen und um dadurch die Gleitringdichtung an der Nebenkondensatpumpe RN33D001 tauschen zu können. Am 1. Juli wurde im Rahmen der Inbetriebsetzung für die Überprüfung eines neu eingebauten digitalen Turbinenreglers während des Anfahrens der Anlage nach der Revision, bei 500 MW ein Lastabwurf auf Eigenbedarf ausgelöst. Die Turbinenregelung reagierte auslegungsgemäss. Im Zeitraum vom 4. bis 7. Juli 2011 wurde die Leistung von Hand um 20 MW reduziert, da eine ND-Vorwärmerstrasse für die Reparatur der entsprechenden Nebenkondensatpumpe RN33D001 ausser Betrieb genommen werden musste.
2012	Am 11. Mai wurde die Hauptkühlmittelpumpe 0YD20D001 durch ein fehlerhaft gebildetes «Schutz AUS»-Signal abgeschaltet. Die dafür vorgesehenen automatischen Leistungsbegrenzungsmassnahmen stabilisierten die Anlage auslegungsgemäss bei 30 % Leistung (meldepflichtiges Vorkommnis 2012-05). Am 11. Mai wurde, ausgelöst durch das Ansprechen des 3. Grenzwerts der «Peak unten»-Releb (Reaktorleistungsbegrenzung) infolge Neutronenflussrauschen, der Zentralstab YS30 eingeworfen und der DNB (departure from nucleate boiling, Filmabstand)-Speicher gesetzt. Dies hatte eine Leistungsreduktion auf 85 % zur Folge (meldepflichtiges Vorkommnis 2012-06). Am 23. Juni wurde, zur Überprüfung der neu eingebauten digitalen Frischdampfumleitungs (FDU)-Regelung 0SF10C100, während des Anfahrens der Anlage nach der Revision bei 500 MW ein Lastabwurf auf Eigenbedarf ausgelöst. Die Anlage reagierte dabei auslegungsgemäss. Am 30. Juni wurde durch das fehlerhafte Auslösen einer Überspannungs-Schutzdiode der Reaktorschutzschrank HV37 spannungslos. Durch die dabei ausgelösten Reaktorschutzsignale wurden unter anderem die Isolations (ISO)-Ventile der DE20 und DE30 geschlossen. Dies führte zu einem Druckanstieg in den DE20 und DE30, was auslegungsgemäss bei 82 bar zu einer automatischen RESA führte (meldepflichtiges Vorkommnis 2012-11). Im Zeitraum vom 9. bis 12. Juli 2012 musste für die Reparatur an den beiden Hauptspeisewasserpumpen RL01D001 und RL03D003 die Leistung auf 50 % reduziert werden. Vom 16. bis 18. Juli 2012 wurde die Leistung von Hand um 20 MW reduziert, um dadurch eine ND-Vorwärmerstrasse ausser Betrieb nehmen zu können und um dadurch die Gleitringdichtung an der Nebenkondensatpumpe RN33D001 tauschen zu können.

2013 Vom 2. bis 23. Juli war die Anlage, aufgrund von zu hohen Schwingungen an einem neu eingebauten Generator, ausser Betrieb.

Am 24. Juli kam es während einer Versuchsdurchführung am Generatorspannungsregler zu einer Turbinenschnellabschaltung (TUSA). Diese wurde ausgelöst über einen nicht optimal eingestellten Grenzwert im Blockschutz (meldepflichtiges Vorkommnis 2013-13).

Am 30. Juli wurde die Leistung von Hand um 20 MW reduziert, um eine ND-Vorwärmerstrasse ausser Betrieb zu nehmen. Der Sperrwasserfilter der entsprechenden Nebenkondensatpumpe musste kontrolliert werden.

Vom 8. bis 23. August war die Anlage für die Reparatur im Rahmen einer Dichtölleckage am Generator 2013 ausser Betrieb.

2014 Am 28. Januar wurde über den Wellenschwingungsschutz des Turbinenlagers SQ12 eine TUSA ausgelöst (meldepflichtiges Vorkommnis 2014-01).

Am 20., 22., 24. und 26. Juli wurden insgesamt vier Versuche durchgeführt, um die Funktion des in der Revision 2014 eingebauten LETA-1-Umrüstpaketes nachzuweisen.

Am 28. Juli kam es zu einer ungeplanten Lastabsenkung auf 290 MW. Die Lastabsenkung wurde im Rahmen der Ausführung eines mit einem Fehler behafteten Speicherangleichskript in der neu eingebauten digitalen Leittechnik ausgelöst und führte zum Ansprechen von Grenzwerten der «Peak oben»- und «Peak unten»-Überwachung (meldepflichtiges Vorkommnis 2014-13).

2015 Am 13. Juli führte ein Fehlverhalten des Spannungsreglers 0AC00C001 dazu, dass der Generator stark unterregt betrieben wurde (meldepflichtiges Vorkommnis 2015-16). Da die starke Unterregung durch die Schichtmannschaft nicht behoben werden konnte, wurde eine TUSA von Hand ausgelöst. Beim Anfahren nach der TUSA fehlten aufgrund einer fehlerhaften Schutzdiode Rückmeldungen der FD-ISO-Ventile RA01S001 und RA03S001. Bei den Vor-Ort-Abklärungen durch das Betriebspersonal wurden aufgrund von Fehlhandlungen die beiden oben genannten FD-ISO-Ventile geschlossen, was auslegungsgemäss zur Reaktorschnellabschaltung (RESA) durch das Reaktorschutzsignal «Haupt-Speisewasser-Druck $>$ 82 bar» führte (meldepflichtiges Vorkommnis 2015-17).

Vom 16. bis 18. August wurde die Anlage zur Reparatur einer festgestellten Leckage an einer Messleitung im Speisewassersystem heruntergefahren (meldepflichtiges Vorkommnis 2015-19).

2016 Am 29. März fiel der Steuerstab 0YS01S015 bei Volllast in den Kern ein und löste die dafür vorgesehenen automatischen Massnahmen SAFE aus. Die Reaktorleistung wurde entsprechend der Begrenzung auf 85 % reduziert und die Generatorleistung stabilisierte sich bei circa 865 MW (meldepflichtiges Vorkommnis 2016-06).

Am 2. September wurde als Folge von Unregelmässigkeiten im Bereich der Überwachungsrechner im Turbinenschutzsystem eine TUSA ausgelöst (meldepflichtiges Vorkommnis 2016-24).

Am 16. Oktober wurde die Anlage geplant vom Netz getrennt, um im Bereich des Turbinenschutzes die Firmware anzupassen.

2017 Am 10. Februar wurde die Leistung von Hand um 20 MW reduziert, um eine ND-Vorwärmerstrasse ausser Betrieb nehmen zu können, um bei einer Nebenkondensatpumpe den Motor zu tauschen.

Am 24., 25. und 27. Juli wurden drei Versuche mit der in der Revision 2017 eingebauten adaptiven Leistungsregelung (ALV) durchgeführt.

Nichtverfügbarkeiten im PSÜ-Überprüfungszeitraum

Die Aufteilung der Nichtverfügbarkeiten im KKG während des Überprüfungszeitraums ist in Abbildung 3-1 dargestellt.

Der Hauptanteil der Nichtverfügbarkeiten im Überprüfungszeitraum war auf die Revisionsstillstände zurückzuführen. Auffallend ist das Jahr 2013, in dem die Revision geplant 60 Tage dauerte. In dieser Revision wurden wirkungsgradverbessernde Massnahmen im Bereich Turbosatz sowie der Ersatz der Kondensatoren umgesetzt.

Der Störanteil war im Überprüfungszeitraum mit einer Ausnahme sehr tief. Im Jahr 2013 mussten nach dem geplanten Ersatz des Generators im Anschluss an die Revision zwei ungeplante längere Stillstände für Reparaturen am Generator durchgeführt werden. Dies führte zu dem grossen Störanteil. Im Jahr 2015 war der Störanteil mit 0,69 % im Vergleich mit den anderen Jahren auch eher hoch. Grund dafür waren eine ungeplante TUSA mit nachfolgender RESA beim Anfahren und ein Unterbruch zur Behebung einer kleinen Leckage an einer Speisewassermessleitung. Für die anderen Jahre war der Störanteil immer im Bereich von 0,1 bis 0,2 % und damit im internationalen Vergleich sehr tief.

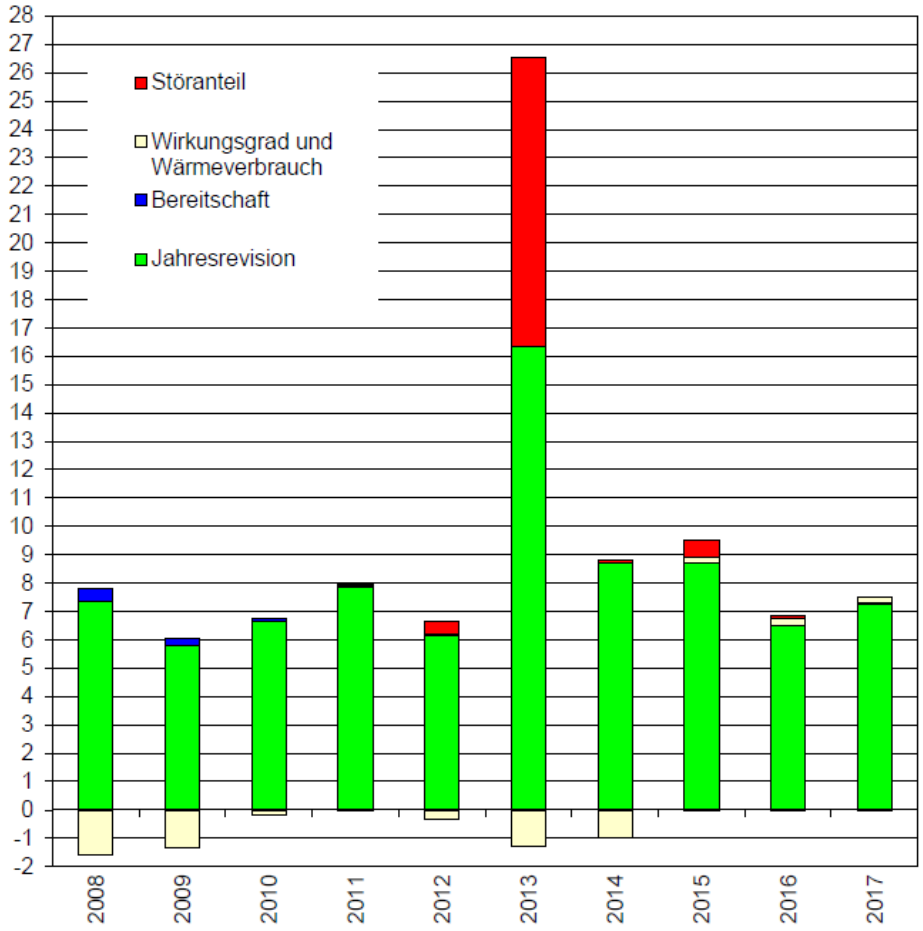

Abbildung 3-1: Aufteilung der Nichtverfügbarkeiten im KKG

Die Zeitverfügbarkeit und die Arbeitsausnutzung liegen für die Jahre im Überprüfungszeitraum konstant in einem Bereich von grösser als 90 % – bis auf das Jahr 2013. Hier wurden die beiden Werte aufgrund der geplanten 60-tägigen Revision sowie längere ungeplante Stillstände für Reparaturen am neu eingebauten Generator deutlich unterschritten. In Abbildung 3-2 sind die Zeitverfügbarkeit und die Arbeitsausnutzung von 2007 bis 2017 dargestellt.

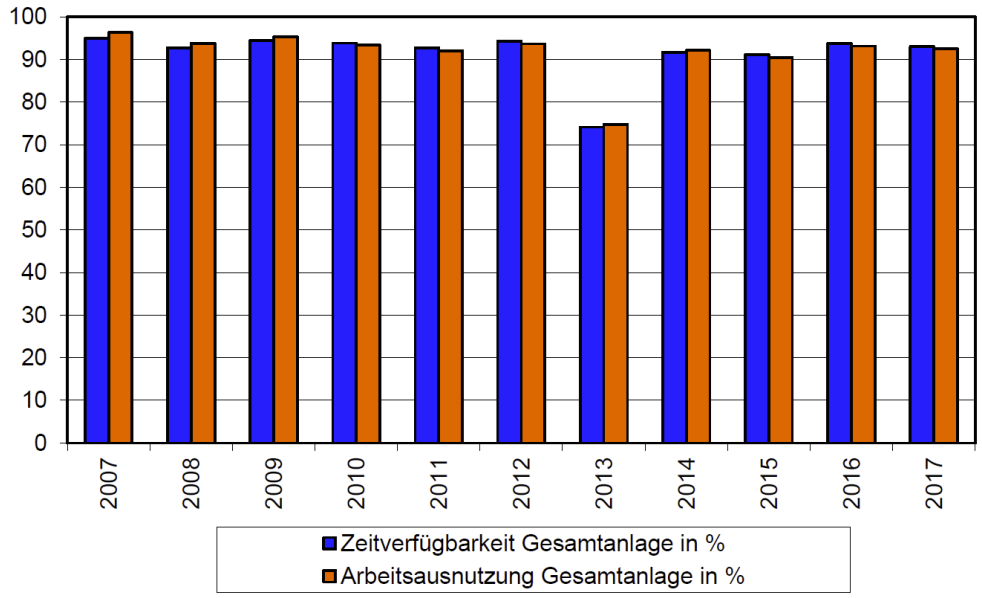

Abbildung 3-2: Übersicht der Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung in den Jahren 2007 bis 2017

WANO-Performanceindikatoren

Im Hinblick auf einen Vergleich der Zeitverfügbarkeit und der Arbeitsausnutzung mit anderen Druckwasserreaktoren weltweit, ermittelt das KKG quartalsweise folgende WANO-Performance-Indikatoren:

- Arbeitsverfügbarkeit (UCF, unit capability factor);
- ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit (UCLF, unplanned capacity loss factor);
- ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (UA7, unplanned automatic trip rate per 7000 h
- ungeplante manuelle Reaktorschnellabschaltungen (US7, unplanned scrams per 7000 h);
- Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen (SP1 nukleares Nachkühlsystem, SP2 Notspeisesysteme, SP5 Notstromdieselanlage).

Die *Arbeitsverfügbarkeit UCF* ist definiert als das Verhältnis aus verfügbarer zur maximal möglichen Arbeit in einem gegebenen Zeitintervall und unter der Annahme, dass die Anlage ständig bei Referenzbedingungen betrieben wurde. Die verfügbare Arbeit ist die Energie, die erzeugt werden könnte, wenn nur Betriebseinschränkungen berücksichtigt werden, die vom Betreiber der Anlagen vorgegeben werden. Die Arbeitszeitverfügbarkeit UCF des KKG lag im Überprüfungszeitraum fast ausschliesslich oberhalb des 25%-WANO-Wertes (best quartil). Lediglich im Jahr 2013, in dem eine längere Revisionsabstellung wegen der Erneuerung des Generators stattfand, lag der UCF-Wert vom KKG sogar deutlich unter dem Median-WANO-Wert.

Der Anteil der *ungeplanten Arbeitsnichtverfügbarkeit UCLF* ist das Verhältnis der ausserplanmässig (4 Wochen vorher nicht geplant) nicht verfügbaren Arbeit zur maximal möglichen Arbeit, die in einem gegebenen Zeitintervall hätte erzeugt werden können. Dabei wird ein ständiger Anlagenbetrieb unter Referenzbedingungen angenommen. Es werden lediglich diejenigen Nichtverfügbarkeiten berücksichtigt, die vom Betreiber der Anlage vorgegeben werden können. In den Jahren 2008 bis 2011 ist der KKG-Wert besser als der Quartile-Wert der WANO. Seit dem Jahr 2012 liegen die jährlichen KKG-Werte etwas über dem Quartile-Wert, mit Ausnahme des Wertes aus dem Jahr 2013, welcher aufgrund des längeren ungeplanten Stillstands zur Reparatur am Generator deutlich höher liegt. Tendenziell zeigt der Indikator eine, wenn auch geringe, aber doch erkennbare Erhöhung des Störanteils für die Jahre 2012 bis 2016 auf.

Der Indikator für die *ungeplanten automatischen Reaktorschnellabschaltungen UA7* ermöglicht es, die Veränderungen der Anzahl von ungeplanten automatischen Reaktorschnellabschaltungen in Abhängigkeit der Zeit

aufzuzeigen. Es wird auf eine Zeitspanne von 7000 h Kritikalität bezogen, um unterschiedliche Betriebsbedingungen zu berücksichtigen. Im Überprüfungszeitraum gab es in den Jahren 2012 und 2015 je eine ungeplante automatische RESA aus Volllast. Die RESA im Jahr 2012 war auf einen technischen Aspekt zurückzuführen, die im Jahr 2015 auf HF-Aspekte (human factors, menschliche Faktoren). Der Quartile-Wert der WANO wurde daher bis auf die beiden Jahre 2012 und 2015 für die restlichen Jahre 2008 bis 2017 immer erreicht.

Der Indikator für die *ungeplanten automatischen und manuellen Reaktorschnellabschaltungen US7* wurde erst in 2014 von der WANO eingeführt. Er ermöglicht es, die Veränderungen der Anzahl von ungeplanten automatischen und manuellen Reaktorschnellabschaltungen in Abhängigkeit der Zeit aufzuzeigen. Es wird auf eine Zeitspanne von 7000 h Kritikalität bezogen, um unterschiedliche Betriebsbedingungen zu berücksichtigen. Neben der ungeplanten automatischen RESA im Jahr 2015 waren seit 2014 keine weiteren ungeplanten automatischen oder manuellen RESA zu verzeichnen. Der Best-Quartile-Wert der WANO wurde somit in 2016 und 2017 erreicht.

Der Indikator für die *Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen* ist definiert als die Summe aller Ausfälle eines Sicherheitssystems während eines Jahres, geteilt durch die Anzahl der redundanten Stränge. Das Ziel ist es, die durchschnittliche Nichtverfügbarkeit aufgrund von Komponentenausfällen zu ermitteln. Die Nichtverfügbarkeit infolge geplanter Strangrevisionen wird nicht berücksichtigt. Die Indikatoren SP1 Sicherheitseinspeisesysteme (TH15-45D001), SP2 Notspeisesysteme (RS01-04D001) und SP5 Notstromsysteme (EY11-41D001) werden einzeln ausgewertet.

Der Indikator für die *Nichtverfügbarkeit von Sicherheitseinspeisessytemen SP1* berücksichtigt alle ungeplanten Ausfallzeiten der Sicherheitseinspeisepumpen TH15-45D001. Im PSÜ-Überprüfungszeitraum waren keine meldepflichtigen Vorkommnisse aufgrund von Ausfällen an Sicherheitseinspeisepumpen zu verzeichnen. Des Weiteren gab es keine störfallbedingten Anforderungen der Sicherheitspumpen über das Reaktorschutzsystem. Dementsprechend liegen die für das KKG ermittelten Indikatoren SP1 im Bereich der WANO-Best-Quartile-Werte für den Überprüfungszeitraum von 2008 bis 2017.

Der Indikator für die *Nichtverfügbarkeit von Notspeisewassersystemen SP2* berücksichtigt die ungeplanten Ausfallzeiten der Notspeisewasserpumpen RS01-04D001. Im Überprüfungszeitraum waren keine meldepflichtigen Vorkommnisse aufgrund von Ausfällen der Notspeisepumpen zu verzeichnen. Einmal wurde im PSÜ-Überprüfungszeitraum eine der vier Noteinspeisepumpen, 3RS03D001 am 30. Juni 2012, automatisch durch den Reaktorschutz gestartet (Vorkommnis 2012-11). Die Berechnung der Indikatoren SP2 von 2008 bis 2017 ergibt für KKG den WANO-Best-Quartile-Wert.

Der Indikator für die *Nichtverfügbarkeit von Notstromsystemen SP5* berücksichtigt alle ungeplanten Ausfallzeiten der Notstromdiesel EY11-41D001. Im Überprüfungszeitraum kam es insgesamt zu einem meldepflichtigen Vorkommnis im Bereich der Notstromdiesel EY. Am 11. Dezember 2014 wurden rissbedingte Kleinstleckagen an Kühlwasser- und Schmierölleitungen festgestellt und dem ENSI gemäss Richtlinie [ENSI-B03] gemeldet (Vorkommnis 2014-19). Im PSÜ-Überprüfungszeitraum wurden die EY-Diesel mehrmals automatisch über den Reaktorschutz angefordert. Dies führte zu mehreren Vorkommnissen. Am 7. Juni 2013 (Vorkommnis 2013-09) wurde nach Einlegen der Erde auf der 10-kV-Ebene ab der 220-kV-Einspeisung alle Diesel durch den Reaktorschutz angefordert. Alle Diesel, bis auf einen, welcher zur Strangrevision freigeschaltet worden war, starteten auslegungsgemäss. Bei drei weiteren Vorkommnissen (17. Juli 2013, Vorkommnis 2013-12; 20. April 2016, Vorkommnis 2016-09; 16. Juni 2016, Vorkommnis 2016-18) wurde einer der vier Notstromdiesel automatisch gestartet. Dabei war der Start des jeweiligen EY-Diesels auslegungsgemäss. Weitere automatische Anforderungen der Notstromdiesel EY waren keine zu verzeichnen. Die Berechnung der Indikatoren SP5 ergibt für das KKG den WANO-Best-Quartile-Wert für alle berücksichtigen Jahre.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung [KEV]

Richtlinie [ENSI-A03]

WANO Performance Indicators

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat den Betriebsverlauf anhand der WANO-Indikatoren sowie der Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit innerhalb des Überprüfungszeitraums aufgezeigt. Gemäss Richtlinie ENSI-A03 sollten die ermittelten Indikatoren, soweit möglich, auch national verglichen werden. Die ermittelten Indikatoren wurden nur mit internationalen WANO-Indikatoren verglichen und bewertet. Der direkte Vergleich mit nationalen Werken wird vom KKG nicht gezogen. Nach Wertung des ENSI sind die WANO-Indikatoren für die Bewertung des Betriebsverlaufs, der Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit hinreichend.

Ein Trend der verschiedenen WANO-Indikatoren über die Zeit ist nur bei der *ungeplanten Arbeitsunverfügbarkeit UCLF* erkennbar. Es ist ein leichter Anstieg des Störanteils gegen Ende des PSÜ-Überprüfungszeitraums beobachtbar. Eine sicherheitstechnische Bewertung vonseiten des KKG hierzu wird nicht angegeben. Ein Grund hierfür können die zunehmende Betriebsdauer der Kernanlage sowie die noch zum Teil seit der Inbetriebnahme im Einsatz stehenden Komponenten und Systeme sein. Das KKG plant deren sukzessiven Austausch bzw. Ersatz, um die Anlage auf den neusten Stand von Wissenschaft und Technik zu bringen (siehe hierzu auch Kap. 2.4 und 10.2 dieser Stellungnahme). Dies sollte langfristig den Störanteil und somit auch den WANO-Indikator UCLF wieder reduzieren.

Die ermittelten KKG-WANO-Performance-Indikatoren im Überprüfungszeitraum zeigen, dass das KKG im internationalen Vergleich eine gute Position bzgl. nuklearer Sicherheit einnimmt.

3.2 Vorkommnisse

3.2.1 Methodik der Vorkommnisbearbeitung

Angaben des KKG

Die Grundlagen und das Verfahren für die Bearbeitung von Vorkommnissen im KKG sind im Bericht BER-B-92690 beschrieben und in der Weisung WSG-D-7 geregelt. Derselbe Ablauf gilt für die drei Arten von Vorkommnissen: meldepflichtige Vorkommnisse, nicht meldepflichtige Vorkommnisse (interne Ereignisse) und Beinahe-Vorkommnisse. Die Weisung beschreibt die Organisation der Vorkommnisbearbeitung sowie die Erstellung und den Aufbau des Vorkommnis-/Folgemassnahmenberichts. Sie regelt ebenfalls die Erstellung von Root-Cause-Analysen und die Behandlung der aus Vorkommnissen abgeleiteten Korrekturmassnahmen. Die Weisung legt ausserdem das Verfahren für die Meldung der Vorkommnisse und Befunde im KKG, inklusive für die Meldung ans ENSI von meldepflichtigen Vorkommnissen gemäss Richtlinie ENSI-B03, dar.

Die ganzheitliche Vorkommnisanalyse erfolgt auf der Grundlage eines gestaffelten Konzepts in Abhängigkeit von der sicherheitstechnischen Bedeutung und der Komplexität der Ereignisse. Alle Vorkommnisse werden einer Basisanalyse unterzogen. Komplexere Vorkommnisse werden ausserdem einer vertiefenden Analyse unterzogen. Eine vertiefende Analyse wird durchgeführt, wenn eines der folgenden Kriterien erfüllt ist: meldepflichtige Vorkommnisse ab INES ≥ 1, wiederholte Vorkommnisse (gleiche betroffene Systeme oder Komponenten, ähnlicher Ablauf, ähnliche Ursachen), oder Vorkommnisse mit speziellem Bezug zu menschlichen und organisatorischen Faktoren.

Die Vorkommnisanalyse und die Verwaltung der abgeleiteten Massnahmen erfolgen mittels der SOL-Methodik (Sicherheit durch organisationales Lernen) und des SOL-VE-Programms.

Die Basisanalysen und die vertiefenden Analysen werden unter der Koordination des Fachbereichs Erfahrungsauswertung der Abteilung Betrieb in Zusammenarbeit mit den betroffenen Fachbereichen durch das sogenannte Expertenpanel durchgeführt. Diesem gehören neben dem Fachbereich Erfahrungsauswertung und der Abteilung Sicherheit als ständige Mitglieder, fallweise weitere Fachbereiche, Sachbearbeiter, Beauftragte bzw. betroffene Abteilungen und bei Bedarf externes Fachpersonal an.

Der interne Sicherheitsausschuss (ISA) stellt die Genehmigungsinstanz im Vorkommnisprozess dar. Er überwacht und genehmigt als Gremium die Analysen. Er stellt das Gremium nach Art. 30 Abs. 3 KEV dar, welches Vorkommnisse und Befunde mit Ursachen im Bereich menschlicher Faktoren analysiert. Er überwacht die

Bearbeitung der aus den Vorkommnissen abgeleiteten Massnahmen, über deren Umsetzung er periodisch durch den Fachbereich Erfahrungsauswertung informiert wird. Am Ende jedes Jahres führt letzterer eine Analyse des Prozesses der Vorkommnisanalyse durch und dokumentiert diese in einem Bericht zu Händen des ISA und der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur». Dabei werden alle im vergangenen Jahr analysierten Vorkommnisse verglichen und gemeinsame Faktoren, welche die Vorkommnisse begünstigt haben, werden herausgearbeitet. Dies ermöglicht das Erkennen und die Bewertung regelmässig auftretender Faktoren und deren Analyse im langjährigen Vergleich. Im selben Bericht wird übergeordnet auf die Bearbeitung der Vorkommnisse eingegangen, wobei auf allgemeine Schwierigkeiten bei der Analyse, Durchlaufzeiten, vertiefte Analysen etc. eingegangen wird.

Seit dem Jahr 2013 führt das KKG, koordiniert durch den Fachbereich Erfahrungsauswertung, zudem jährlich einen sogenannten Feedback-Loop der ausgeführten Massnahmen durch. Im Sinne einer Wirksamkeitskontrolle der umgesetzten Massnahmen wird eine Analyse der im letzten Jahr analysierten Vorkommnisse vor dem Hintergrund der in den vorangegangenen zwei Jahren umgesetzten Massnahmen durchgeführt. Die Fachabteilungen werden aufgefordert, die ausgeführten Massnahmen bezüglich ihrer Wirksamkeit zu bewerten. Dazu dienen Kriterien wie die Wiederholung von Vorkommnissen mit gleicher Ursache, generelle negative Einflüsse umgesetzter Massnahmen etc. Die Ergebnisse dieser Analyse fliessen ebenfalls in den Erfahrungsbericht zur Vorkommnisanalyse zu Händen des ISA ein.

Neben der beschriebenen Berichterstattung, sieht die Weisung [WSG-D-7] eine breite Information über die Erkenntnisse und Korrekturmassnahmen aus Vorkommnissen, namentlich durch die vorgesetzten Stellen gegenüber ihren Mitarbeitenden vor. Erfahrungen aus Vorkommnissen, welche auch für andere KKW-Betreiber relevant sind, werden ausserdem an die Meldestellen von VGB und/oder WANO weitergeleitet.

Der Prozess der Vorkommnisbearbeitung wurde vom KKG im Überprüfungszeitraum in einigen Punkten verbessert. Dazu gehören u. a. der jährliche zusammenfassende Bericht zur Vorkommnisbearbeitung zu Händen des ISA und der Feedback-Loop als Instrument zur Wirksamkeitskontrolle der umgesetzten Massnahmen. Im Rahmen einer durchgeführten abteilungsübergreifenden HOF-Analyse der Jahre 2013 bis 2015 wurde zudem mit dem HFACS-Verfahren (human factors analysis and classification system) ein ergänzendes Hilfsmittel zur Beurteilung von Vorkommnissen mit HF-Aspekten eingeführt, das neben dem SOL-Verfahren zur Verfügung steht. Schliesslich wurde der Fachbereich Erfahrungsauswertung personell verstärkt. Damit konnten nach Einschätzung des KKG die steigende Anzahl von durchgeführten Vorkommnisanalysen in der gewünschten Analysetiefe und zeitgerecht durchgeführt werden. Das KKG kommt zum Schluss, dass mit dem von ihm gewählten Ansatz der Vorkommnisanalyse, welche auf dem Vorgehen der ganzheitlichen Vorkommnisanalyse gemäss VGB gründet, sichergestellt ist, dass alle Aspekte (Mensch, Technik, Organisation) in der Vorkommnisbearbeitung berücksichtigt werden.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-G07], Kap. 7.7

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über ein systematisches und bewährtes Verfahren zur Vorkommnisbearbeitung. Dieses Verfahren wurde auch im Überprüfungszeitraum weiterentwickelt. Das ENSI beurteilt die vorgenommene Weiterentwicklung des Verfahrens und der Organisation der Vorkommnisbearbeitung positiv. Insbesondere möchte es den eingeführten jährlichen zusammenfassenden Bericht zu Händen des ISA, in welchem die im Laufe des Jahres aufgetretenen Vorkommnisse gemeinsam ausgewertet und mit der Entwicklung über die vergangenen Jahre verglichen werden sowie den Feedback-Loop zur Wirksamkeitsevaluation der getroffenen Massnahmen positiv hervorheben. Auch die übergreifende Analyse der Vorkommnisse der Jahre 2013 bis 2015, welche aufgrund einer Forderung des ENSI nach einem Vorkommnis im Juli 2015 erfolgte (siehe Aktennotiz [ENSI 17/1868] sowie die Kap. 3.2.2 und 8.2.5 dieser Stellungnahme), ist aus Sicht des ENSI positiv zu beurteilen. Das KKG hat dazu eine geeignete Methodik erarbeitet und angewendet, welche nun im KKG neben der SOL-Methodik zur Verfügung steht. Das ENSI ermuntert das KKG, diese Methodik regelmässig anzuwenden. Aus Sicht des ENSI ist eine übergreifende Analyse der Vorkommnisse eines Jahres und über mehrere Jahre sowie deren

Einbettung in die übergeordnete, systematische Analyse der Betriebserfahrung (vgl. Kap. 3.1.1 dieser Stellungnahme) im Sinne eines grossen Lernkreises neben der Analyse der einzelnen Vorkommnisse (kleiner Lernkreis) von zentraler Bedeutung.

Dem ENSI ist aus seiner Aufsichtstätigkeit weiterhin bekannt [ENSI 17/2482], dass das KKG neben der bewährten und standardisierten Methodik der vertiefenden Vorkommnisbearbeitung mit SOL-VE, auch eine alternative Vorgehensweise angewendet hat, wenn sich aus methodischen Gründen das SOL-Verfahren nicht anwenden liess. Dieses Verfahren basiert auf dem Dialog und der gemeinsamen Eruierung von tieferen Ursachen und beitragenden Faktoren eines Vorkommnisses im Rahmen von Workshops. Das ENSI begrüsst diese Vorgehensweise ebenfalls, da sie nach seiner Einschätzung zur Stärkung der interdisziplinären Zusammenarbeit und eines gegenseitigen und gemeinsamen Verständnisses der zugrunde liegenden Problematiken beiträgt und somit bei der Anwendung selbst einen direkten positiven Einfluss haben kann.

Das ENSI möchte ausserdem die Wichtigkeit der interdisziplinären Zusammensetzung des Expertenpanels, welches unter der Leitung des Fachbereichs Erfahrungsauswertung die Vorkommnisse analysiert, unterstreichen. Der Fachbereich ist zwar organisatorisch der Abteilung Betrieb zugeordnet. Die abteilungsübergreifende und in der Zusammensetzung in Abhängigkeit von den an einem Vorkommnis beteiligten Organisationseinheiten teilweise variierende Zusammensetzung des Expertenpanels, ermöglicht neben der Klärung von Hergang und Ursachen der Vorkommnisse und der Ableitung geeigneter Massnahmen, ebenso eine Stärkung der abteilungsübergreifenden Zusammenarbeit und die «Ownership» aller Abteilungen in Bezug auf das Lernen aus Vorkommnissen.

Schliesslich wertet das ENSI die personelle Verstärkung des Fachbereichs Erfahrungsauswertung als positiven Hinweis auf den hohen Stellenwert, den das KKG dem Lernen aus Vorkommnissen zuschreibt.

Die Bearbeitung interner Vorkommnisse im KKG erfüllt damit die Anforderungen der Richtlinie [ENSI-G07].

3.2.2 Auswerteergebnisse interner Vorkommnisse

Angaben des KKG

Innerhalb des Überprüfungszeitraums kam es insgesamt zu 83 gemeldeten Vorkommnissen. In Tabelle 3-1 ist die Verteilung der meldepflichtigen Vorkommnisse auf die einzelnen Jahre aufgelistet:

Tabelle 3-1: Insgesamt 83 meldepflichtige Vorkommnisse innerhalb des Überprüfungszeitraums

Einstufung	08	09	10	11	12	13	14	15	16	17
Vorkommnisse INES 0	8	2	10	5	9	7	12	9	13	6
Vorkommnisse INES 1	—	1	—	—	—	—	—	1	—	—

Wie aus der Tabelle 3-1 ersichtlich ist, schwankt die Anzahl der gemeldeten klassierten Vorkommnisse im Verlauf der Jahre. Ab Mitte des PSÜ-Überprüfungszeitraums war ein Anstieg der jährlichen Vorkommnisse erkennbar, welcher in 2017 wieder gebrochen wurde.

Ein Vergleich mit dem letzten 10-jährigen PSÜ-Überprüfungszeitraum (1998 bis 2007) ist insofern schwierig, als sich ab dem Jahr 2009 mit der Richtlinie [ENSI-B03] die Vorgaben zur Meldepflicht geändert haben.

Im Jahr 2009 wurde das Vorkommnis 2009-05 «Erhöhte Ausfallwahrscheinlichkeit bei FS51/52/61/62 infolge Auslegungsmangel» als Vorkommnis der Stufe INES 1 klassiert. Die Klassierung INES 1 entstand aus dem Aspekt des «Common-Mode-Versagens» und den sich ergebenden Aspekten der Sicherheitskultur [PEG-X-33331].

Im Jahr 2015 wurde das Vorkommnis 2015-17 vom 13. Juli 2015 «RESA infolge Schliessen der ISO-Ventile RA01S001 und RA03S001» als Vorkommnis der Stufe INES 1 klassiert. Das Basisrating INES 0 wurde unter dem Aspekt der Sicherheitskultur aufgrund von Mängeln der Qualitätssicherung und dem mehrfachen Auftreten von menschlichen Fehlern in diesem Vorkommnis und auch in der jüngeren Vergangenheit um eine Stufe erhöht [PEG-X-59372].

Bei der Auswertung der meldepflichtigen Vorkommnisse wird zwischen der direkten Ursache und dem Fehler, welcher das Vorkommnis ausgelöst hat, unterschieden. Der grösste Teil der direkten Ursachen der Vorkommnisse ist auf technische Bedingungen zurückzuführen. Es kann kein eindeutiger Trend bzgl. der direkten Ursachen auf einen bestimmten technischen Bereich festgestellt werden. Die Auswertung der Vorkommnisse ergibt folgendes Bild:

- Das Spektrum der meldepflichtigen Vorkommnisse mit technischem Hintergrund reicht von defekten Wasser- und Staubsaugern mit Auslösung der Brandmeldeanlage (2010-12 und 2011-11) bis zur RESA-Auslösung aufgrund von Fehlauslösungen von Reaktorschutzsignalen (2012-11).
- Drei Vorkommnisse betrafen die Iodaktivitätsmessung Fortluft 0TL90R011 im Kamin (2010-09, 2016-05 und 2016-12). Der Austausch der Messung wurde bereits vor den Vorkommnissen im Jahr 2016 in die Wege geleitet und wurde im Jahr 2018 abgeschlossen.
- Im Bereich Notstanddiesel traten vier meldepflichtige Vorkommnisse auf. In zwei Fällen kam es zu einer Störabschaltung des gestarteten Notstanddiesels FY61D001 im Rahmen einer Reaktorschutzprüfung (2008-17 und 2015-07). In einem Fall führte ein defekter PT100-Temperatursensor zur Anregung der Störabschaltung, im anderen Fall wurde der Notstanddiesel FY61D001 über den Schmieröldruck zu tief abgeschaltet. Die anderen beiden Vorkommnisse hatten ihren Ursprung im HF-Bereich (2014-11 und 2016-19).
- Insgesamt sieben meldepflichtige Vorkommnisse gab es im Zusammenhang mit den Kühlwasserdieseln VA91/92D001. Zwei Vorkommnisse waren infolge ungeplanten Starts über die Kühlwasserschutzlogik der Kühlwasserdiesel meldepflichtig (2014-11 und 2016-21). Bei den anderen fünf meldepflichtigen Vorkommnissen führten technische Ursachen, nie zweimal die gleiche, zum Ausfall einer der beiden Kühlwasserdiesel (2008-08, 2009-07, 2014-17, 2015-01 und 2016-17).

Weitere generelle Häufungen von Vorkommnissen an gleichartigen Komponenten konnten nicht festgestellt werden. Eine Häufung von Vorkommnissen, bei denen die Alterung der Komponente als Ausfallursache eine Rolle spielte, war ebenfalls nicht zu verzeichnen.

Auffallend ist hingegen, dass ab Mitte des Überprüfungszeitraums die Anzahl an Vorkommnissen mit einem direkten Bezug zu HF-Ursachen zunimmt. Weiterhin zeigt sich, dass die Vorkommnisse im Bereich HF in der überwiegenden Anzahl auf individuelle Arbeitspraktiken zurückzuführen sind. In einigen Fällen sind HF-Aspekte wie Kommunikation, Mensch-Maschine-Schnittstelle und Dokumentation identifiziert worden.

Aufgrund der identifizierten Mängel im Handeln und in der Entscheidungsfindung hat das KKG folgende Massnahmen eingeleitet:

- Einführen und Verankern der Pre- und Post-Job-Briefings
- Priorisierung der Projekte durch die Führung
- Projekt PEPPER (Projektportfolio-Management)
- Projekt HPO-Training
- Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» (SiKu)

Zudem wurde wegen der Vorkommnisse 2015-16 und 2015-17 vonseiten des ENSI eine vertiefende abteilungsübergreifende HOF-Analyse verlangt, in der mindestens die letzten 3 Jahre abdeckt wird (vgl. Kap. 3.2.1 dieser Stellungnahme). Das Resultat der Analyse [BER-D-85862], welche dem ENSI in 2016 eingereicht wurde, zeigte, dass keine zusätzlichen neuen Massnahmen zu den bereits durch das KKG eingeleiteten zu ergänzen waren.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22 Abs. 2 Bst. f

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 38 Abs. 3

Richtlinie [ENSI-B03]

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt anhand der vom KKG durchgeführten Analysen zu den direkten Ursachen für die meldepflichtigen Vorkommnisse zu folgender Beurteilung:

Im technischen Bereich wurden drei Vorkommnisse mit derselben direkten Ursache (Iodaktivitätsmessung Fortluft 0TL90R011 im Kamin) gemeldet. Das KKG hatte die Schwachstelle der Messung bereits vor dem Eintreten der beiden Vorkommnisse in 2016 erkannt und den Austausch in die Wege geleitet. Das ENSI begrüsst die proaktive Vorgehensweise des KKG. Abgesehen von der Iodaktivitätsmessung ist keine weitere Häufung von meldepflichtigen Vorkommnissen an bestimmten Systemen oder Komponenten mit vergleichbarer Ursache zu erkennen. Eine Häufung von Vorkommnissen, bei denen die Alterung der Komponente oder des Systems als Ausfallursache identifiziert worden wäre, ist ebenfalls nicht zu verzeichnen.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass aufgrund der Vorkommnisauswertung mit technischer Ursache im Überprüfungszeitraum keine systematischen Schwachstellen an Komponenten ausgemacht werden konnten. Die direkten technischen Ursachen bei den gemeldeten meldepflichtigen Vorkommnissen im Überprüfungszeitraum zeigen keine Korrelation zueinander und es kann von Einzelfehlern ausgegangen werden.

Zu Beginn des Überprüfungszeitraums traten keine oder nur vereinzelt meldepflichtige Vorkommnisse mit HF-Bezug auf. Eine Häufung wurde in den Jahren 2013, 2015 und 2016 beobachtet. Aufgrund der wiederholten Auffälligkeiten im menschlichen und organisatorischen Bereich, bewertete das ENSI das Vorkommnis «RESA infolge Schliessen der ISO-Ventile RA01S001 und RA03S001» in 2015 mit INES 1 und forderte vom KKG umfassende Analysen zur Eruierung der tiefer in der Organisation liegenden Ursachen und Identifizierung von entsprechendem Handlungsbedarf.

Das KKG hat umfangreiche Massnahmen eingeleitet, um Fehler im HF-Bereich zu minimieren. Die Anstrengungen des KKG zielen nebst der Sensibilisierung und Schulung des Personals, um Fehler beim individuellen Handeln zu vermeiden, insbesondere auch auf die Weiterentwicklung der Sicherheitskultur in der gesamten Organisation ab und sind auf einen langen Zeitraum angelegt (siehe dazu Kap. 8.2.5 dieser Stellungnahme). Das ENSI beurteilt die vom KKG ergriffenen Massnahmen als sinnvoll und zielführend und verfolgt deren Umsetzung und langfristige Wirkung weiterhin im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit.

3.2.3 Auswerteergebnisse externer Vorkommnisse

Angaben des KKG

Im Bericht [BER-B-92690] sind in Tabelle 5-1 die im Überprüfungszeitraum 2008 bis 2017 erfassten INES-2-Meldungen aus der VGB-Datenbank mit hoher sicherheitstechnischer Bedeutung zusammengestellt.

Die Zahl der in der VGB-Datenbank publizierten Meldungen ist über den Überprüfungszeitraum von 2008 bis 2017 tendenziell rückläufig. Das Maximum wurde 2009 mit insgesamt 1555 publizierten Meldungen erreicht, das Minimum lag in 2017 bei nur noch 688 Meldungen. Diese Datenbank stellt nach wie vor die Hauptquelle dar, aus der die auszuwertenden Meldungen entnommen werden.

Die Ereignisse im Jahr 2011, die in mehreren Kernkraftwerken Japans zu Kernschmelzunfällen führten, waren Anlass zu umfangreichen sicherheitstechnischen Überprüfungen in der KKG-Anlage. Die einfliessenden Informationen und Analysen wurden unabhängig von diesem Prozess durch einen Fukushima-Aktionsplan erfasst.

Darüber hinaus wurden während des Überprüfungszeitraums weitere Ereignisse analysiert, die den folgenden Auswahlkriterien entsprachen:

- INES-1-Meldungen, falls übereinstimmende Merkmale mit der KKG-Anlage bestehen (gleicher Reaktortyp, potenziell übertragbare Root-Cause-Ursachen, insbesondere HOF-Aspekte)
- Meldungen aus der Flotte bauähnlicher Anlagen
- Meldungen, bei denen sich darüber hinaus Anhaltspunkte für Übertragbarkeitsaspekte (aus dem Titel mit Hinweisen auf Systemverwandtschaften oder den Root-Cause-Kriterien) ergeben.

Seit dem Jahr 2013 wird jährlich ein Bericht «Auswertung der externen Erfahrungsmeldungen und Prozessbewertung» erstellt, der die Zahl der ausgewerteten Erfahrungsmeldungen und die daraus abgeleiteten Massnahmen enthält. Anhand der jährlichen Berichterstattung ist es möglich, die Wirksamkeit des Prozesses «Auswertung externer Vorkommnisse» zu überprüfen.

Aus den analysierten Meldungen, welche von 2008 bis 2017 zugenommen haben, wurden für das KKG zahlreiche Massnahmen abgeleitet. In Abbildung 3-3 sind die Anzahl der abgeleiteten Massnahmen über die Jahre graphisch dargestellt.

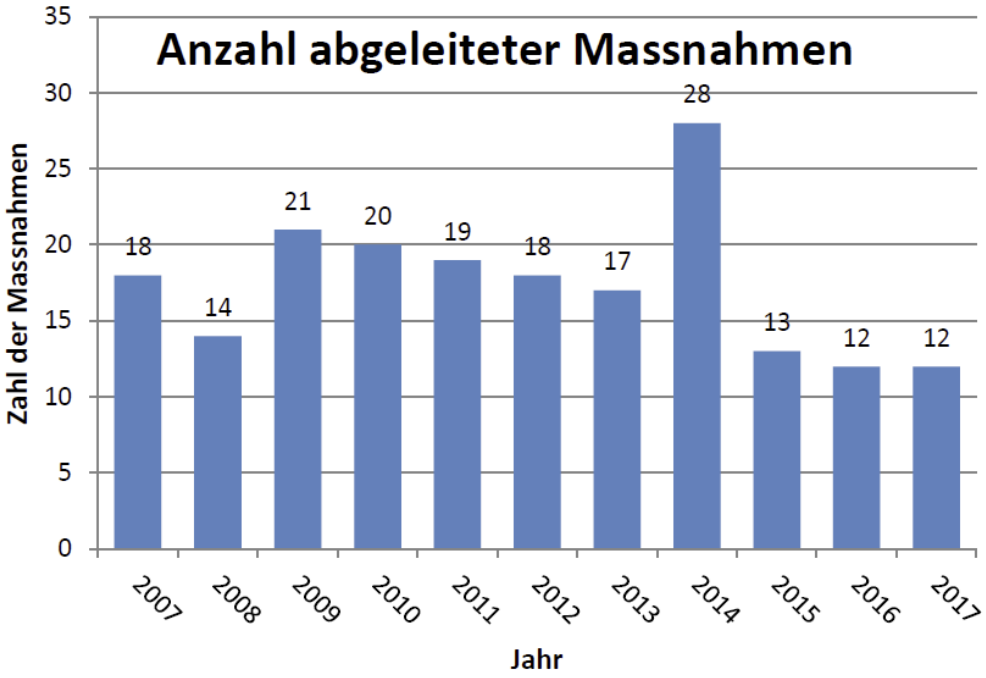

Abbildung 3-3: Anzahl abgeleiteter Massnahmen pro Jahr innerhalb des Überprüfungszeitraums

Die abgeleiteten Massnahmen können folgenden Themen zugeordnet werden:

- Sicherheitsanalysen (5 %)
- Instandhaltung (7 %)
- Änderung (10 %)
- Sanierung (2 %)
- Vertiefte Prüfung / AÜP (48 %)
- Ausbildung (15 %)
- Vorschriften (13 %)

Die in Klammern gesetzten Zahlen hinter den übergeordneten Themen entsprechen den zwischen 2013 und 2017 abgeleiteten Massnahmen in Prozent. Zur Erinnerung: seit dem Jahr 2013 wird durch den Fachbereich Erfahrungsauswertung jährlich ein Feedback-Loop der ausgeführten Massnahmen abteilungsübergreifend eingeleitet. Mit 48 % wurden im Bereich «Vertiefte Prüfung / AÜP» mit Abstand die meisten Massnahmen abgeleitet.

Die wesentlichen abgeleiteten Massnahmen in den Jahren 2008 bis 2017 sind im Bericht [BER-B-92690], Tabelle 5-2 zusammengestellt.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22 Abs. 2 Bst. h

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 38 Abs. 3

Richtlinien [ENSI-B03] und [ENSI-G07]

Beurteilung des ENSI

Die Anzahl der abgeleiteten Massnahmen aus externen Ereignismeldungen des KKG weist über die Jahre (2008 bis 2017) einen abnehmenden Trend auf. Dies korreliert mit dem ebenfalls beobachteten Rückgang der in der VGB-Datenbank gemeldeten Vorkommnissen. Auffallend ist, dass im Jahr 2014 überdurchschnittlich viele Massnahmen abgeleitet wurden.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das KKG bei der Auswertung externer Erfahrungsmeldungen und den sich daraus abgeleiteten Massnahmen mit einem hohen Verantwortungsbewusstsein handelt (siehe dazu auch Kap. 3.8.1 dieser Stellungnahme).

3.3 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente

Anfang 2015 setzte das ENSI die Richtlinie ENSI-G20 in Kraft, die die bisherigen Richtlinien HSK-R-46 und HSK-R-61 auf dem Gebiet der Reaktortechnik ersetzte. Diese Richtlinien dienten dem ENSI bzw. der HSK (Vorgängerorganisation des ENSI) als Bewertungsgrundlagen in dem Überprüfungszeitraum. Sie werden in diesem Kapitel nicht mehr erwähnt, da sie inhaltlich vollumfänglich durch die neue Richtlinie ENSI-G20 abgedeckt sind.

Die in diesem Kapitel dargestellten Sachverhalte (Angaben des KKG) sind dem KKG-Erfahrungsbericht BER-F-92394 Brennstoff entnommen worden. Das ENSI hat aber bei Bedarf weitere Referenzen/Unterlagen für seine Bewertung hinzugezogen.

3.3.1 Kernauslegung, -überwachung und -verifikation

3.3.1.1 Sicherheitstechnische Rahmenbedingungen für Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns

Angaben des KKG

Die Grundlage für die Kernauslegung bilden die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen (SiRaBe) und der Nachweisstand der sicherheitstechnischen Parameter. Die SiRaBe beinhalten die wesentlichen Konstruktionsmerkmale der Brennelemente (BE) und definieren das Konzept zur Führung der sicherheitstechnischen Nachweise für Nachladekerne. Der Nachweisstand beinhaltet die zulässigen Wertebereiche, welche bei der Auslegung der BE und der Reaktorkerne eingehalten werden müssen, um die sicherheitstechnischen Anforderungen zu erfüllen.

Für gewisse Auslegungskriterien kann der Nachweis generisch erfolgen. Andere Auslegungskriterien sind stark von der gewählten Kernbeladung abhängig und müssen zyklusspezifisch im Rahmen des Physikberichts zum Umsetzplan des BE-Wechsels nachgewiesen werden.

Die SiRaBe und der Nachweisstand werden fortlaufend auf dem aktuellen Stand gehalten. Anpassungen erfolgen aufgrund von neuen oder geänderten sicherheitstechnischen Anforderungen oder neuen Sicherheitsanalysen. Änderungen des Nachweisverfahrens oder Sicherheitskriterien und deren Grenzwerte sind freigabepflichtig, gemäss Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 und 5 der Kernenergieverordnung KEV.

Im Rahmen der PSÜ-Berichterstattung legt das KKG dar, welche Änderungen an den SiRaBe und am Nachweisstand im PSÜ-Überprüfungszeitraum durchgeführt wurden. Die momentan gültigen Versionen der Dokumente sind: Version 8 für SiRaBe und Version 15 für den Nachweisstand.

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die SiRaBe und der Nachweisstand der sicherheitstechnischen Parameter dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Sie stellen ein nachvollziehbares, überschaubares Konzept zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Unbedenklichkeit von Nachladekernen dar. Die Aktualität dieser Dokumente wird jährlich im Rahmen des Freigabeverfahrens für die neue Kernbeladung überprüft.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Alle während des Überprüfungszeitraums durchgeführten Änderungen an den SiRaBe sowie am Nachweisstand wurden vom ENSI freigegeben. Vor jedem Betriebszyklus legt das KKG den Physikbericht mit reaktorphysikalischen Rechnungen für die neue Kernbeladung vor. Das ENSI prüft diesen auf Einhaltung der festgelegten Sicherheitsanforderungen. Ein positives Prüfergebnis ist eine Voraussetzung für die Freigabe zum Wiederanfahren nach jedem BE-Wechsel.

Das ENSI stellt fest, dass im KKG eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die jeweiligen Betriebszyklen wurden die geforderten Nachweise im Überprüfungszeitraum erbracht.

3.3.1.2 Brennstabauslegung

Angaben des KKG

Ab der Nachladung (NL) 29 besteht der Brennstab (BS) ausschliesslich aus Uranoxid-Tabletten, die in einem Hüllrohr (HR) aus einer Zirkoniumlegierung, das mit Endstopfen gasdicht und druckfest verschweisst ist, eingebettet sind. In den letzten 10 Jahren ist das BS-Design fast unverändert geblieben. Die konstruktiven Designänderungen werden in Kap. 3.3.2.5 zusammengefasst.

Die Auslegungsrechnungen erfolgen mit verifizierten und validierten Rechenprogramme, nämlich CARO-E für Framatome-BE und STAV und TRANSURANUS-WSE für die 20 Vorläufer-BS von Westinghouse. Am Anfang des Überprüfungszeitraums bis Ende 2011 wurde das Rechenprogramm CARO-E in der Version E2, ab dann in der Version E3 angewandt. Aufgrund von Nachbestrahlungsuntersuchungen wurde die Datenbasis von CARO-E ständig erweitert. Dies ermöglichte eine Anpassung der Modellparameter, welche zu der Version E3 des Rechenprogramms führte. Die Version 7.5.0 von STAV und die Version 4.3.0 von TRANSURANUS-WSE entsprechen dem heutigen Stand der Wissenschaft und Technik.

Die spezifizierten Auslegungskriterien waren für die eingesetzten BS bis zu den maximalen Abbränden der letzten 10 Zyklen eingehalten.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinien ENSI-G20 und ENSI-A04

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die während des Überprüfungszeitraums durchgeführten Änderungen an den BS sowie den Einsatz der 20 Westinghouse Vorläufer-BS freigegeben (siehe auch Kap. 3.3.2.5).

Die Framatome Vorläuferbrennelement-Programme im vorhergehenden Überprüfungszeitraum trugen zur Erweiterung der Validierungsdatenbasis des Brennstabauslegungsprogramms CARO-E bei. Das ENSI forderte 2009 die Einführung des aktualisierten Brennstabauslegungsprogramms CARO-E3. Dies wurde dann 2011 freigegeben und wird seither eingesetzt. Das Westinghouse Vorläufer-BS Programm hat ebenfalls als Ziel eine Erweiterung der Validierungsdatenbasis der Programme STAV und TRANSURANUS-WSE, die 2015 nur bis zu einem Brennstababbrand von 70 MWd/kgSM und nur für die 20 Vorläufer-BS freigegeben wurden. Eine Erweiterung der Freigabe auf ganze BE erfolgte 2016 mit der Einführung der Version 4.3.0 von TRANSURANUS-WSE. Das ENSI hat 2019 die Freigabe für die Bestrahlung der Vorläufer-BS bis zu einem Abbrand von 75 MWd/kgSM erteilt. Das ENSI ist der Meinung, dass die eingesetzten Brennstabauslegungsprogramme dem heutigen Stand der Technik entsprechen und den Stand der Wissenschaft berücksichtigen.

Das ENSI hat die Einhaltung der Auslegungskriterien generisch und zyklusspezifisch geprüft und stellt fest, dass alle Kriterien im Überprüfungszeitraum eingehalten wurden.

3.3.1.3 Brennelementauslegung

Angaben des KKG

Bis zu der BE-NL 27 im Jahr 2005 waren die BE ausschliesslich vom Typ FOCUS (mit Ausnahme der Vorläufer-BE 23-45 bis 23-48). Ab NL 28 wurden die WAU-BE als HTP-BE ausgelegt. MOX-BE der NL 28 und 29 wurden nicht mehr auf den neuen BE-Typ umgestellt. Das HTP-Design unterscheidet sich von FOCUS im Wesentlichen in Bezug auf die Konstruktion des Abstandhalters (AH). Ab NL 39 wurde das HTP-Design durch das verbesserte, steifere HTP-I-Design abgelöst. Das HTP-I-Design zeichnet sich durch die reduzierte Niederhaltefederkraft und die quaternäre Legierung als Strukturmaterial aus, dessen Vorteil vor allem in der höheren Kriechfestigkeit besteht. Mit dem HTP-I-Design wurden weitere geringfügige konstruktive Änderungen am Kopf und Fuss des BE realisiert.

Die Niederhalterung von BE wurde geändert, um die Durchbiegung der BE mittel- und langfristig zu reduzieren. Diese Reduktion wurde durch zwei Änderungen umgesetzt:

1. Änderung der sicherheitstechnischen Anforderungen und Kriterien bezüglich Zulässigkeit des begrenzten Abhebens der BE bei Betriebsstörungen;
2. Einführung der gestuften Niederhalterung für HTP-I-BE ab NL 39.

Zum Ende des Überprüfungszeitraums wurde die Auslegung der HTP- und HTP-I-BE überprüft und die Kriterien, insbesondere die zulässige plastische Deformation nach Erdbeben, mit neuen Rechnungen und Versuchen zur Knickfestigkeit des AH verifiziert. Das Knickmuster der HTP-AH aus HPA-4 bzw. Q12 wurde mit neuen statischen und dynamischen Belastungsversuchen genau vermessen. Die neuen Untersuchungen haben gezeigt, dass das 4-mm-Kriterium betreffend die plastische Deformation des AH bestätigt werden konnte und immer eingehalten wird, inkl. überlagerte C-Biegung von bis 20 mm oder S-Biegung bis + 5,0/–2,5 mm.

Die durchgeführten detaillierten Analysen im Überprüfungszeitraum zeigten, dass alle Auslegungskriterien sicher eingehalten wurden.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinien ENSI-G20 und ENSI-A04

Beurteilung des ENSI

Die Umstellung von den FOCUS- auf die HTP-BE bewirkte im Überprüfungszeitraum eine Erhöhung der BE-Durchbiegung. Das ENSI ist der Meinung, dass das KKG alle notwendigen Schritte, um diesem entgegenzuwirken, durchgeführt hat. An der HTP-I-BE-Struktur wurden im Jahr 2018 weitere Optimierungen (u. a. Erhöhung der AH-Einschweisstiefe) vorgenommen. Die Wirkung dieser Massnahmen wird sich aber erst in den nächsten Zyklen zeigen, wenn der Kern immer mehr HTP-I-BE (ohne und mit erhöhter Einschweisstiefe) enthalten wird.

Die Einhaltung des 4-mm-Kriteriums bei Erdbeben konnte plausibel gezeigt werden. Ausserhalb des Überprüfungszeitraums wurde das 4-mm-Kriterium für HTP-BE auf 4,5 mm erhöht und für WSE-BE auf 4,7 mm neu festgelegt. Diese Kriterien wurden vom ENSI freigegeben.

Das ENSI hat die vom KKG beantragten Änderung an den BE anhand der vom KKG und vom Hersteller vorgelegten Dokumente im Überprüfungszeitraum geprüft und freigegeben. Alle Auslegungskriterien wurden im Überprüfungszeitraum eingehalten.

3.3.1.4 Kernauslegung

Angaben des KKG

Das Full-Low-Leakage-Beladekonzept, welches seit 1995 ein fester Bestandteil der Einsatzplanstrategie ist, wurde im Überprüfungszeitraum weitergeführt. Zu Beginn des Überprüfungszeitraums wurden die letzten 20 MOX-BE in den Kern eingesetzt; seit dem Zyklus 34 befinden sich keine MOX-BE im Kern. Weiterhin wurde die Realisation des 5-Regionenkerns vollzogen. Die Margen zu den einzuhaltenden Grenzwerten wurden dadurch nicht reduziert. Mit dem Zyklus 40 erreicht der KKG-Kern erstmals ein Quasi-Gleichgewicht.

Das Programmsystem CASCADE-3D von Framatome beinhaltet alle Programme zur Auslegung und Überwachung des Kerns und zur Durchführung von Sicherheitsanalysen. Für die Kernauslegung wird das Standardauslegungsverfahren SAV 95 verwendet. Die Qualität der Berechnungsprogramme wird durch die hohe Güte der Vorausrechnung im Vergleich zur Messung in einer Vielzahl von unterschiedlichen Kernanlagen, inkl. KKG ausgewiesen.

Bei den im Überprüfungszeitraum durchgeführten Änderungen an SAV 95 handelte es sich um Bereinigungen und Erweiterungen von Funktionen ohne oder mit geringfügigem Einfluss auf die Rechenmodelle und die Ergebnisse.

Die 1986 eingeführte Abbrandkorrektur zur besseren Vorhersage der Zykluslänge wurde 2009 durch eine Reaktivitätskorrektur abgelöst. Die radiale empirische Korrektur, die seit dem 13. Zyklus für die Vorhersage der Leistungsdichte eingesetzt wird, wurde im Überprüfungszeitraum beibehalten. Die mit den Korrekturen während nunmehr 27 Zyklen erzielten guten Resultate rechtfertigen ihre Anwendung.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung [KEV]

Richtlinien [ENSI-G20] und [ENSI-A04]

ANS Standard ANS-19.6.1-2011 [ANS-19.6.1]

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Änderungen der Kernbeladung im Überprüfungszeitraum geprüft und freigegeben. Alle notwendigen Änderungen, die zur Umstellung vom 4- zum 5-Regionenkern notwendig waren, wurden ebenfalls vom ENSI freigegeben. Das ENSI kann auch bestätigen, dass alle Grenzwerte eingehalten wurden und dass keine Tendenz zu kleineren Margen als Folge der Einsatzstrategieänderung entstanden ist.

Die geringfügigen Änderungen in SAV 95 wurden jeweils im Rahmen der Freigabe zum Ent- und Beladen vom ENSI bewertet. Ab dem Zyklus 36 (Jahr 2014) wurden die wichtigsten Sicherheitsparameter durch das Paul Scherrer Institut (PSI) mittels Nachrechnung überprüft. Die realisierten Kernbeladungen erfüllten die Anforderungen des schweizerischen Regelwerks und wurden ohne Auflagen für den Betrieb freigegeben. Die Schutzziele waren während der Kernumladungen stets eingehalten.

Die Umstellung von der Abbrandkorrektur auf die Reaktivitätskorrektur wurde vom ENSI im Jahr 2009 freigegeben (siehe auch Bericht [ENSI 17/1350]). Die neue Korrektur hat sich gut bewährt.

Beim Anfahren der Anlage führte das ENSI Inspektionen der reaktorphysikalischen Messungen durch, die das erwartete Verhalten bestätigten. Im Überprüfungszeitraum lagen alle Messwerte innerhalb der Anforderungen. Die periodische Berichterstattung über den Reaktorbetrieb wies die Einhaltung der Betriebsgrenzwerte nach.

3.3.1.5 Unterkritikalitätskonzept

Angaben des KKG

Das Unterkritikalitätskonzept stellt ein bewährtes Verfahren zum Nachweis der ausreichenden Abschaltreaktivität von Kernbeladungen dar. Im Unterkritikalitätskonzept von 1996 sind alle relevanten Fälle für den Normalbetrieb, Betriebsstörungen und Störfälle aufgeführt, für welche die Unterkritikalität nachgewiesen werden muss. Die Auswahl der relevanten Fälle, die zyklusspezifisch für den Umsetzplan nachgewiesen werden müssen, wurde 1996 für einen Uran-Kern und einen Uran-/MOX-Gleichgewichtskern erstellt. Obwohl die zyklusspezifisch nachgewiesenen Unterkritikalitätsmargen hinreichend konservativ sind, entsprechen die generischen Analysen von 1996 nicht mehr dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik und wurden mit der PSÜ 2018 aktualisiert.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stellt fest, dass die Ergebnisse der zyklusspezifisch zu untersuchenden Fälle jeweils im Bericht für die neue Kernbeladung dargelegt worden sind und dass die Abschaltreaktivität in allen Fällen sichergestellt wurde. 2018 bis 2021 wurde zusätzlich jeweils ein Bericht für den Nachweis der ausreichenden Unterkritikalität nach dem neuen, noch nicht freigegebenen Konzept, für die neue Kernbeladung eingereicht.

Das aktualisierte Unterkritikalitätskonzept wurde dem ENSI ausserhalb vom Überprüfungszeitraum zur Freigabe vorgelegt. Die Freigabe erfolgte im Jahr 2021, somit erfüllt das KKG den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

3.3.1.6 Kernüberwachung

Angaben des KKG

Das Kugelmesssystem (KMS) ermöglicht eine schnelle, hochauflösende, diskontinuierliche Erfassung der Neutronenflussverteilung im Reaktorkern. In der Revision 2012 wurde das KMS erneuert; die Erneuerung hatte keinen methodischen Einfluss auf die Kernüberwachung. Die vom KMS erlangten Aktivierungswerte werden vom Online-Kernsimulator POWERTRAX/S (PTX) ausgewertet und in Neutronenflussverteilung und Leistungsdichtenverteilung umgerechnet. Das PTX wurde zu Beginn des Überprüfungszeitraums im Mai 2008 produktiv geschaltet. Die mit PTX ausgewerteten Kugelmessungen stellen die Basis für die Kernüberwachung wie auch für die Kalibration des Leistungsverteilungs-Detektorensystems (LVDS) dar. Das LVDS dient der kontinuierlichen Überwachung der Leistungsdichteverteilung im Kern. Im Überprüfungszeitraum waren jeweils nur wenige Detektoren unverfügbar, deren Überwachungsbereich wurde dann durch einen benachbarten LVD überwacht. Durch den Fachbereich Nukleare Instrumentierung wurden mehrmals Lanzen und Lanzenfinger getauscht, wodurch einzelne Positionen wieder verfügbar wurden.

Das DNB-Begrenzungskonzept wurde mit dem Leittechniktausch im Jahr 2014 überarbeitet. Die Einführung eines DNB-Moduls in der Reaktorleistungsbegrenzung erlaubt eine direkte Überwachung der DNB-relevanten Parameter.

Die Zunahme der Signalamplituden des Neutronenflussrauschens hat teilweise zu Einschränkungen des Betriebs geführt. 2011 wurden Hüllkurvenmittelungsfilter zur Dämpfung des Neutronenflusses in die Kernausseninstrumentierung eingebaut. 2013 wurde eine Signalverzögerung in der «Peak unten»-Reaktorleistungsbegrenzung (PUR) eingeführt, mit dem Ziel, die Spitzen des Neutronenflussrauschens zeitlich herauszufiltern. Mit dem Projekt LETA 1 wurden adaptiven Filter für die LVD-Signale eingeführt sowie die Staffelung der PUR-Massnahmen neu geregelt.

Die Kernverifikation anhand von reaktorphysikalischen Messungen beim Anfahren und im Verlauf des Zyklus sowie der Vergleich zwischen der Kugelmessung und den entsprechenden vorausberechneten Werten erfolgte im Überprüfungszeitraum nach seit Jahren bewährtem Konzept (siehe auch Kap. 3.3.1.4 der Stellungnahme).

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinien ENSI-A01, ENSI-G20 und ENSI-A04

ANS Standard ANS-19.6.1-2011 ANS-19.6.1

Beurteilung des ENSI

Die Änderung des KMS, die Umstellung auf PTX sowie die Einführung von LETA 1 wurden vom ENSI im Überprüfungszeitraum freigegeben und umgesetzt.

Die Zunahme des Neutronenflussrauschens wird vom ENSI sehr eng verfolgt. Die freigegebenen Änderungen (Hüllkurvenmittelungsfilter, Signalverzögerung im PUR und LETA 1) haben für einen ruhigeren Betrieb gesorgt und sich bewährt. Zudem kann man seit dem Zyklus 40 eine leichte Tendenz zu niedrigeren Rauschamplituden beobachten. Dies kann zum Teil mit der Einführung von steiferen HTP-I-Brennelementen (BE) zusammenhängen. Das ENSI erwartet somit mit der sukzessiven Erhöhung der Anzahl dieser BE eine weitere Verbesserung in den kommenden Jahren (siehe auch Kap. 3.3.1.3 der Stellungnahme).

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass das im KKG verwendete Kernüberwachungssystem geeignet ist. Es erfüllt die Anforderungen des nationalen und internationalen Regelwerks und entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Die Kernverifikation anhand von den reaktorphysikalischen Messungen beim Anfahren wird vom ENSI jährlich inspiziert (siehe auch Kap. 3.3.1.4 der Stellungnahme). Die Ergebnisse der Messungen im Verlauf des Zyklus werden vom ENSI ebenfalls geprüft. Das ENSI kann somit bestätigen, dass die Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung sehr gut ist.

Das ENSI kann bestätigen, dass im Überprüfungszeitraum keine Verletzungen von Grenzwerten stattgefunden haben; es wurden keine gemäss Richtlinie ENSI-B03 meldepflichtigen Vorkommnisse in diesem Bereich gemeldet.

3.3.2 Betriebserfahrungen mit den eingesetzten Brenn- und Steuerelementen

3.3.2.1 Allgemeine Erfahrung mit Brennelementen

Angaben des KKG

Ziel der Inspektionsprogramme ist zu verfolgen, wie sich die Kernbauteile während ihres Einsatzes verhalten und gleichzeitig ein repräsentatives Bild über den Zustand des Kerns zu erhalten. Bei der Erstellung eines Inspektionsprogramms wird beachtet, dass BE verschiedener Nachladungen, verschiedener Standzeiten und aus verschiedenen Kernregionen den Prüfungen unterzogen werden. Die Inspektionsprogramme umfassen jeweils Tätigkeiten, die durch den Einsatz von Testelementen oder aufgrund im Voraus bekannter Probleme bedingt sind. Oft verlangt die aktuelle Situation nach zusätzlichen Inspektionen.

Brennelemente, Brennelementeinbauten, Brennstäbe, Testbrennstäbe und Materialproben werden während der Jahresrevision und in besonderen Kampagnen im Frühjahr und Herbst systematisch mit verschiedenen Methoden geprüft und vermessen.

Im Überprüfungszeitraum fanden jedes Jahr umfangreiche Inspektionen statt. Die Art der Inspektionen umfasst Dichtheitsprüfungen, visuelle Inspektionen, Oxidschichtdickenmessungen, Brennstab- und Brennelementlängenmessungen, Niederhaltefederkraftmessungen, Brennelementgeradheits- bzw. Abstandhalter-

eckeninspektionen, CRUD-Analysen (chalk river unidentified deposits) und die allgemeine Überprüfung des Zustands der Brennelemente in den Lagergestellen.

Dichtheitsprüfungen

Im Überprüfungszeitraum wurden in den Jahren 2008 bis 2010 vier resp. drei Brennelemente mit defekten Brennstäben entdeckt. Seit 2011 ist der Kern defektfrei. Weitere Einzelheiten zu den Brennstabschäden sind in Kap. 3.3.2.3 der Stellungnahme zu finden.

Visuelle Inspektionen

Anhand der Bilder aus den visuellen Inspektionen können qualitative Aussagen über Oxidschichtdicken und Beläge auf Brennstäben sowie über mechanische Beschädigungen gemacht werden. Oft werden auch Fremdkörper gefunden und vorsorglich abgesaugt. Im Überprüfungszeitraum wurden zudem Anlagemarken, Reibmarken (auch mit Materialabtrag) sowie helle Beläge (CRUD) auf den inspizierten BE gefunden. Des Weiteren wird der allgemeine Zustand der abgebrannten Brennelemente im Externen Nasslager alle 5 Jahre durch visuelle Inspektion überprüft, um allfällige Veränderungen an den gelagerten BE möglichst frühzeitig erkennen zu können.

Oxidschichtdickenmessung

Zur Betriebsverfolgung werden während jeder Revision die Oxidschichtdicken an Standardstäben mit unterschiedlichen Abbränden gemessen. Dies gemessen Werte stimmten im Überprüfungszeitraum sehr gut mit der Datenbasis des Brennelementherstellers überein.

Längenwachstum der BS und BE

Das Längenwachstum der BS und BE wird jährlich verfolgt. Das Längenwachstum der BS hängt wesentlich vom Schwellen des Brennstoffs in radialer und axialer Richtung ab. Die strahlungsinduzierte Längenänderung eines BE hängt im Wesentlichen vom Material des Führungsrohrs und von der Niederhaltefederkraft während des Betriebs ab. Das im Überprüfungszeitraum gemessene Längenwachstum der BS und BE lag innerhalb der Erfahrungsbasis des Brennelementherstellers.

Niederhaltefederkraftmessung

Die Niederhaltefedern drücken die BE auf den unteren Rost, um ein unzulässiges Abheben der BE zu vermeiden. Mit der Brennelementnachladung wurden neue Kopffedern aus Alloy 18 statt aus Alloy X-750 eingesetzt. Die Messungen zeigen, dass sich beide Federtypen auslegungskonform verhalten.

Geradheitsmessungen

Im Überprüfungszeitraum wurden insgesamt 486 BE auf ihre Geradheit vermessen. Die Biegungen der BE im Kern zeigen am Ende jedes Zyklus ein sehr ähnliches Bild. Die Biegung der BE weist überwiegend eine C-Form aus. Bei kleinen Biegewerten wird die C-Form oft mit einem S-förmigen Anteil überlagert. Der Kernbereich mit der grössten Verbiegung liegt im Rechteck F08-L08-F12-L12. Im Überprüfungszeitraum lagen die Mittelwerte und die Maximalwerte der maximalen BE-Verbiegungen zwischen 12,5 mm und 14,1 mm bzw. 19,3 mm und 20,3 mm. Während des Betriebs oder bei der Handhabung traten vereinzelt Schäden an der BE-Struktur und an einem Steuerelement auf, die im Zusammenhang mit der BE-Verbiegung stehen. Es wurden Massnahmen getroffen, um weitere Schäden zu vermeiden, wie z. B. der Einsatz eines robusteren Brennelementdesigns (siehe auch Kap. 3.3.2.5 der Stellungnahme), die Anpassung des Ent- und Beladeschemas im Jahr 2016 sowie Anpassungen an der Lademaschine im Jahr 2017.

Beläge auf Brennstäben

Helle und dunkle Beläge auf Brennstäben, sogenannter CRUD, wurden im Überprüfungszeitraum bei visuellen Inspektionen und Wirbelstromprüfungen vermehrt beobachtet. Die Beläge treten auf den Brennstaboberflächen hauptsächlich an den Aussenseiten des BE direkt oberhalb der Abstandhalter auf, und ihre Häufigkeit

nimmt mit zunehmender Kernhöhe zu. Die Beläge wurden chemisch analysiert und die Messtechnik verbessert, indem die Wirbelstromprüfung durch ein Mehrfrequenzverfahren ergänzt wurde, welches weniger sensitiv auf die magnetischen Eigenschaften der Beläge reagiert. Die Beläge haben keine Auffälligkeiten gezeigt.

Das allgemeine Betriebsverhalten der im Überprüfungszeitraum eingesetzten Brennelemente der Nachladungen 19 bis 38 kann als «sehr gut» bewertet werden. Anhand umfangreicher Inspektions- und Messkampagnen und Nachuntersuchungen wurde jeweils ein repräsentatives Bild über den Zustand des Kerns und der eingesetzten Brennelemente geschaffen und es wurden die für die Auslegung relevanten und messbaren Werte regelmässig überprüft.

Drosselkörper

Während der visuellen Inspektionen der BE wird jeweils auch der Zustand der eingesetzten Drosselkörper von aussen beurteilt. Die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Ausseninspektionen gaben keinen Anlass für Nachuntersuchungen. Vorsorglich werden ab 2018, aufgrund der Betriebserfahrung in anderen Kernkraftwerken, auch Inneninspektionen der Federn durchgeführt. Auch diese haben keine Auffälligkeiten gezeigt.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-G20 und ENSI-A04

Beurteilung des ENSI

Zu den undichten Brennstäben nimmt das ENSI in Kap. 3.3.2.3 Stellung. Die Problematik der zunehmenden Brennelementbiegung hat sich mit den vom KKG getroffenen Massnahmen (siehe auch Kap. 3.3.2.5 der Stellungnahme) in den Jahren 2018 und 2019 entschärft. Die maximalen gemessenen Verbiegungswerte sind leicht zurückgegangen und das ENSI ist der Meinung, dass durch den vermehrten Einsatz von steiferen Brennelementen des Typs HTP-I dieser Trend weitergehen wird. Die Anpassung des Ent- und Beladeschemas im Jahr 2016, die Änderungen an der Lademaschine von 2017 sowie die Diagonalfahrt, die ab 2019 benutzt werden kann, wirken sich schonender für die Brennelemente beim Entladen aus, sodass weniger Handhabungsschäden an der Brennelementstruktur zu erwarten sind.

Das ENSI hat während der Revisionen sowie zum Teil bei den Frühjahrs- und Herbstkampagnen die werksinternen Brennelementinspektionen mit eigenen Inspektionen überprüft und sich davon überzeugt, dass die Inspektionen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und dass der Inspektionsumfang geeignet ist, den Zustand der Brennelemente und damit das auslegungsgemässe Verhalten der Brennelemente bis zu den freigegebenen Abbränden beurteilen zu können. Das ENSI hat die Inneninspektion der Feder der Drosselkörper im Rahmen einer Inspektion im Jahr 2018 begleitet und sich vom guten Zustand dieser Komponenten überzeugt. Das Betriebsverhalten der Nachladebrennelemente im Überprüfungszeitraum war gut, da die Ergebnisse in der Datenbasis des Brennelementherstellers liegen und somit der Auslegung entsprachen.

3.3.2.2 Allgemeine Erfahrung mit Steuerelementen

Angaben des KKG

Im Wesentlichen sind bei Steuerelementen (SE) nur die Steuerstäbe (SS) von den folgenden Alterungsmechanismen betroffen: Rissbildung im unteren Teil der SS-Hüllrohre und Wanddickenschwächung der SS-Hüllrohre. Alle sich im Einsatz befindenden SE werden nach Zyklusende mit der Wirbelstrommethode auf Risse und Wanddickenschwächung geprüft. Zudem werden auch frische SE vor ihrem Einsatz einer Nullmessung unterzogen. Bei auffälligen Befunden werden Nachuntersuchungen, wie z. B. visuelle Inspektionen oder Profilgeometrie, durchgeführt. Ende 2017 wurde bei zwei SE je ein SS für Nachuntersuchungen entnommen und gegen je einen frischen Stab getauscht, da an den zwei SS auffällige Fertigungsmarken gemessen wurden. Risse treten erfahrungsgemäss erst nach mindestens 17 Einsatzzyklen auf. SE mit Rissen werden als einsatzuntauglich erklärt und ausgetauscht. Im Überprüfungszeitraum wurden keine SE aufgrund einer Wanddickenschwächung als einsatzuntauglich deklariert.

Von den 51 SE der Erstausstattung waren im Jahr 2017 nur noch vier einsatztauglich. Diese blieben bisher mindestens 20 und im Mittel 25 Zyklen im Kern. Von den 16 SE der ersten Nachlieferung waren im Jahr 2017 nur noch acht Stück im Einsatz. Diese blieben zwischen 17 und 20 Zyklen einsatztauglich. Die SE der zweiten bis vierten Nachlieferung waren Ende 2017 noch alle einsatztauglich. Der Unterschied zwischen den SE der Erstausstattung und denjenigen der Nachlieferungen ist die harte Chromkarbidbeschichtung, die bei den Nachlieferungen aufgebracht wurde, um vor Reibverschleiss zu schützen.

Nach der Beladung des Kerns und dem Absetzen der oberen Kerneinbauten wird die Gängigkeit der SE durch die Steuerstabführungseinsätze geprüft. Im Jahr 2015 konnte so die Beschädigung eines oberen Endstopfens eines SE festgestellt werden (siehe auch Kap. 3.3.2.3 der Stellungnahme). Danach werden die Steuerelementfallzeiten auf Einhaltung der technischen Spezifikation geprüft. Ein Zusammenhang zwischen SE-Fallzeiten und BE-Verbiegung konnte nicht gezeigt werden.

Durch die regelmässigen Prüfungen ergibt sich ein klares Bild zum Zustand und zu den Alterungsmechanismen der SE. Die Auswertung der Messdaten zeigt ein allgemein sehr gutes Betriebsverhalten der SE. Alle Auslegungskriterien und die funktionalen Anforderungen wurden eingehalten.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat das Steuerelementverhalten mit Inspektionen jeweils während der Revisionen verfolgt und sich vom guten Verhalten im ganzen Überprüfungszeitraum überzeugt. Die Strategie des KKG, die SE einzusetzen bis ein Riss auftritt, ist zulässig, da die rissbehafteten SE für begrenzte Zeiten eingesetzt werden dürfen. Die Änderungsarbeiten an den zwei SE hat das ENSI im Jahr 2017 vor Ort inspiziert. Als Folge des beschädigten SE 2015 wurde ab 2016 das Entladeschema angepasst, wozu sich das ENSI im Jahr 2016 positiv geäussert hat (siehe auch Kap. 3.3.2.3 der Stellungnahme).

Die Einhaltung der technischen Spezifikation bei den SE-Fallzeiten wird jährlich vom ENSI inspiziert und ist eine Voraussetzung für das Anfahren nach dem Revisionsstillstand. Das ENSI bestätigt, dass im Überprüfungszeitraum die Erfüllung aller Kriterien gegeben war und dass die erhöhte BE-Biegung keinen nennenswerten Einfluss auf die Ergebnisse hatte.

3.3.2.3 Auffälligkeiten und Schäden an Brenn- und Steuerelementen

Angaben des KKG

Betriebliche Schäden mit Brennstoffleckage

Im Überprüfungszeitraum sind an zehn BE Schäden mit Brennstoffleckage aufgetreten.

- Zyklus 29 (2007/2008): Fretting zwischen Abstandhalter und BS, je ein BS der BE 25-42 und 25-43; Missing Pellet Surface – Pellet Cladding Interaction, je ein BS der BE 26-01 und 26-21
- Zyklus 30 (2008/2009): Missing Pellet Surface – Pellet Cladding Interaction, je ein BS der BE 26-16 und 29-51, zwei BS des BE 26-15
- Zyklus 31 (2009/2010): Missing Pellet Surface – Pellet Cladding Interaction, je ein BS der BE 30-03 und 30-08, vier BS des BE 29-24

Die beschädigten BE wurden repariert, indem die Defektstäbe aus den BE gezogen, gekapselt und gegen geeignete Ersatz- oder Dummy-Stäbe ausgetauscht wurden.

Die Schadensursache des Missing Pellet Surface – Pellet Cladding Interaction (MPS-PCI) kommt zustande durch überhöhte lokale Spannungen im Hüllrohr. Aufgrund der Einsatzplanung traten bei einigen BE etwas grössere anfängliche Leistungsunterschiede auf, was etwas überhöhte Spannungen in den entsprechenden Hüllrohren aufbaute. Zudem wurden diese Spannungen an jenen Stellen weiter erhöht, wo das Hüllrohr wegen

beschädigter Brennstofftabletten-Oberflächen nicht gleichmässig von innen gestützt war. Diese Kombination führte zur lokalen Rissbildung und danach zu Sekundärschäden an den BS.

Zur Vermeidung der Frettingschäden hat das KKG eine 100%-Wirbelstromprüfung und Abstandhalterfederkraftmessung von stichprobenweise ausgewählten BE der Nachladungen 25 und 26 durchgeführt. Zudem wurde das neue HTP-BE-Design eingeführt, welches in den Abstandhalterzellen nicht mehr einen Punkt-, sondern eine Linienauflage für die BS-Halterung besitzt.

Zur Vermeidung der MPS-PCI-Schäden wurden die Brennstofftabletten-Auslegung (auf R-Typ) modifiziert, das Soft Boat Loading bei der Fabrikation der BS umgesetzt und die Leistungssteigerung beim Anfahren verlangsamt.

Betriebliche Schäden ohne Brennstoffleckage

Mit grösserer Verbiegung der BE steigt die Wahrscheinlichkeit, dass sich benachbarte oder diagonal benachbarte BE während des Betriebs berühren. Strömungsinduzierte Vibrationen führen zum Reibverschleiss an Komponenten der BE-Struktur. Ein solcher Schaden ist im Jahr 2013 an den BE 30-33 und 32-20 festgestellt worden. Die Nachuntersuchung ergab, dass das BE 30-33 noch einsatzfähig war; das BE 32-20 konnte durch Umassemblieren bzw. Umskelettieren repariert werden.

Handhabungsschäden an Brennelementen

Während des Entladens des Kerns in der Revision 2016 verhakte sich beim Ziehen des BE 35-20 dessen Abstandhalter mit demjenigen des Nachbar-BE 31-12. Das leicht beschädigte BE 31-12 war einsatztauglich, da die betroffene Abstandhalterzelle intakt blieb und der gebrochene Steg nicht nach aussen gebogen war. Bei der Entfernung des Abstandhalterstücks des BE 31-12 aus dem BE 35-20 wurde festgestellt, dass die betroffene Abstandhalterzelle leicht verbogen war. Die betroffenen BS wurden gegen Dummy-Stäbe ersetzt.

Handhabungsschäden an Steuerelementen

Während der Revision 2015 fiel während der Steuerelement-Gängigkeitsprüfungen auf, dass sich das SE S27 nur mit erhöhtem Kraftaufwand durch die Steuerstabführungseinsätze ziehen liess. Die Mutter mit dem oberen Endstopfen des Steuerstabs wurde durch die Zentrierbolzen der Zentrierglocke der Lademaschine verbogen, was wegen einer Fehlpositionierung der Lademaschine relativ zum BE-Kopf möglich wurde (siehe auch Kap. 3.3.2.2 der Stellungnahme).

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG als Folge von den Brennstabschäden mit Brennstoffleckage getroffenen Massnahmen wurden bereits in der PSÜ 2008 als geeignet bewertet. Diese haben sich seitdem gut bewährt, da es im Überprüfungszeitraum zu keinen weiteren Brennstabschäden durch die zwei Schadensmechanismen gekommen ist.

Die Häufigkeit der durch die erhöhte Verbiegung der BE verursachten BE-Schäden ohne Brennstoffleckage und Handhabungsschäden an BE und SE sollte nach Meinung des ENSI in Zukunft verringert werden. Das KKG hat dafür geeignete Massnahmen bereits eingeleitet. Wie in Kap. 3.3.2.1 der Stellungnahme schon erwähnt, erwartet das ENSI in den kommenden Jahren eine Verbesserung. Auf den SE-Schaden aus 2015 wurde in geeigneter Weise reagiert (siehe auch Kap. 3.3.2.2 der Stellungnahme).

3.3.2.4 Testelemente, Bestrahlungsprojekte und Materialtestprogramme

Angaben des KKG

Testelemente

Test-BE wurden eingesetzt, um Betriebserfahrung zu sammeln, im Rahmen von Bestrahlungsprogrammen die betrieblich relevante Datenbasis zu erweitern, Rechenprogramme zu validieren und neue Materialien auf ihr Betriebsverhalten zu testen. Im Überprüfungszeitraum waren insgesamt zehn Test-BE im Einsatz:

- BE 27-23 und 27-24: Träger von je zehn M5-Hüllrohren in FOCUS-BE-Struktur
- BE 28-63 und 28-64: Träger von je zehn M5-Hüllrohren in HTP-BE-Struktur
- BE 29-52: Träger von zehn BS mit Cr_2O_3-dotiertem Brennstoff
- BE 35-41 bis 35-44: Q12-Strukturmaterial, M5 und M5-Fe1-Hüllrohre, lange und segmentierte BS mit Cr- und Al-dotierten Brennstoffen, und weitere Brennstoffvarianten und leicht geänderten Parametern, z. B. Einfüllspiel, Korngrösse: APC, DC Standard und DC Homogen
- BE 37-01: Träger von 20 Vorläufer-BS von Westinghouse (davon 16 mit Optmized Zirlo und vier mit DX-D4-Hüllrohren)

Die Ergebnisse der Einzelstabvermessungen haben gezeigt, dass die Hüllrohre aus M5 und M5-Fe+ ein generell sehr gutes Betriebsverhalten in Bezug auf Korrosion zeigen. Das bessere Kriechverhalten vom Q12-Strukturmaterial konnte über das Längenwachstum der Führungsrohre und über die Einspann- bzw. Reibkraft zwischen BS und Abstandhalterzelle nachgewiesen werden. Die Brennstäbe mit den unterschiedlichen Brennstoffvarianten zeigen entsprechend auch unterschiedliche Durchmesser- und Längenänderungen. Brennstäbe von Westinghouse wurden im Überprüfungszeitraum über 2 Zyklen bestrahlt und zeigen ein unauffälliges Betriebsverhalten.

Bestrahlungsprojekte

Bei Nachbestrahlungsuntersuchungen in den Heissen Zellen können Brenn- und Materialteststäbe insbesondere auch mit zerstörenden Untersuchungen weiter analysiert werden. Im Überprüfungszeitraum wurden die Bestrahlungsprogramme PSI-14 und -15 sowie ITU-XV und -XVI abgeschlossen. Die Programme PSI-16 bis -18 und ITU-17 wurden durchgeführt oder initiiert. Des Weiteren wurde ein Programm zur Untersuchung des Führungsrohrmaterials PCAm abgeschlossen. Fokus bei den Nachbestrahlungsprojekten PSI-14, ITU-XV, PSI-15 und ITU-XVI war das Hochabbrandprogramm. Die Ergebnisse dienten als Basis für die Erhöhung der Anreicherung auf 4,95 % und der Abbrände für die Verwirklichung des Fünf-Regionenkerns (siehe auch Kap. 3.3.2.3 der Stellungnahme). Mit dem Projekt PSI-16 lag der Fokus auf der Untersuchung der Brennstabdefekte, welche in den Zyklen 29, 30 und 31 auftraten (siehe auch Kap. 3.3.2.3 der Stellungnahme). Gleichzeitig mit den Projekten ITU-XVII und PSI-17 wurde das Betriebsverhalten vor allem von chromdotierten und wiederaufgearbeiteten Brennstoffen sowie von M5 als Hüllrohrmaterial untersucht. Am Ende des Überprüfungszeitraums wurden Brennstäbe für das Projekt PSI-18 zur Untersuchung von verschiedenen experimentellen Brennstoffen und ein Zwei-Zyklen-Brennstab von Westinghouse zum Transport im April 2018 bereitgestellt.

Materialtestprogramme

Im Rahmen der Materialtestprogramme MTS2001/2003, CRONOG 2008/2013/2016 und IMAGO 2016 wurden im Überprüfungszeitraum verschiedene Materialteststäbe zur Bestrahlung in die Führungsrohre eingesetzt. Mit Nachbestrahlungsuntersuchungen in den Heissen Zellen wurde das Materialverhalten detailliert untersucht.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Das KKG trägt durch seine Testprogramme zum Stand von Wissenschaft und Technik bei. Das ENSI bewertet das Schritt-für-Schritt-Vorgehen, welches häufig bei Materialtestproben in Führungsrohren anfängt, über Test-Brennstäbe, die in Heissen Zellen untersucht werden, weiter geht und bis zu grösseren Änderungen an ganzen BE führt, für sicherheitsgerichtet. Dieser konservative Ansatz schützt vor unvorhergesehenen Problemen und hat sich im KKG bewährt.

Die im Überprüfungszeitraum eingesetzten Test-Brennelemente sowie neue Materialtestprogramme wurden vom ENSI jeweils freigegeben. Das ENSI verfolgt die Ergebnisse aus den Nachbestrahlungsuntersuchungen im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeiten.

3.3.2.5 Änderungen an Brennelementen und Steuerelementen

Angaben des KKG

Im Überprüfungszeitraum wurde die Entwicklung des Brennstoffs, des Brennstabs, der Brennelementstruktur und des Steuerelements kontinuierlich und gezielt vorangetrieben, indem Erkenntnisse aus den verschiedenen Messkampagnen in Fertigung und Auslegung umgesetzt wurden.

Änderungen an Brennelementen

Die wichtigsten Änderungen am Brennelement im Überprüfungszeitraum waren:

- Umstellung der Brennstofftablettengeometrie auf R-Design ab BE-Nachladung 33 zur Vermeidung von Brennstabdefekten
- Einsatz von DX-HPA-4-Hüllrohren mit den BE-Nachladungen 31 und 32 zur Ergänzung der Bestrahlungsbasis
- Wechsel des Materials der Niederhaltefedern von Alloy X-750 auf Alloy 718 ab BE-Nachladung 34 zur Reduktion der Relaxation der Niederhaltefederkraft
- Reduktion der Niederhaltefederkraft zur Erhöhung der BE-Steifigkeit
- Anpassung der Fase der Zentrierbohrungen des BE-Kopfs ab BE-Nachladung 39, um die Zentrierglocke der Lademaschine bei BE mit grosser Verbiegung zu erleichtern
- Robustere Auslegung des Abstandhalters zur Erhöhung der BE-Steifigkeit
- Robustere Auslegung des Führungsrohrs zur Erhöhung der Kriechfestigkeit des BE

Änderungen an Steuerelementen

Im Überprüfungszeitraum wurde eine vierte und fünfte Nachlieferung mit je 16 SE angeliefert bzw. bestellt. Die fünfte Nachlieferung ist mit unbeschichteten Absorberstäben bestückt, deren Auslegung aus technischer Sicht mit den SE der Erstausstattung identisch ist.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinien ENSI-A01, ENSI-G20 und ENSI-A04

Beurteilung des ENSI

Gemäss KEV sind Änderungen an BE freigabepflichtig. Das ENSI hat die sicherheitsrelevanten Aspekte der oben aufgeführten Änderungen an BE anhand der vom KKG und vom Brennelementhersteller vorgelegten Dokumente geprüft und freigegeben. Die Gründe für gewisse Änderungen stehen im Zusammenhang mit den Brennstabschäden am Anfang des Überprüfungszeitraums (siehe auch Kap. 3.3.2.3 der Stellungnahme) und

vor allem mit einer gewünschten Erhöhung der BE-Steifigkeit, um betriebliche und Handhabungsschäden sowie das erhöhte Neutronenflussrauschen zu bekämpfen (siehe auch Kap. 3.3.2.1 und 3.3.2.3 der Stellungnahme). An den SE wurden keine freigabepflichtigen Änderungen vorgenommen, da sich diese über die Jahre bewährt haben.

3.3.3 Handhabung von Brenn- und Steuerelementen

Angaben des KKG

Vom Antransport hin zum eigentlichen Einsatz und bis zur Entsorgungsvorbereitung der BE und der BE-Einbauten werden diese auf unterschiedliche Weise gehandhabt. Für die Betriebsverfolgung, Reparaturen oder Bestrahlungsprogramme werden nicht nur BE, sondern auch einzelne BS gehandhabt. Die Bewegungen der BE, der BE-Einbauten und der BS werden mit der Brennstoffdatenbank verwaltet.

Um die BE- und BS-Inspektionen oder Reparaturen durchführen zu können, wird seit 1995 die Brennelementinspektionseinrichtung und seit 1999 die automatisierte Brennelementreparatureinrichtung benutzt. Diese wurden in den Jahren 2016 resp. 2013 komplett erneuert.

Frische BE werden ins KKG angeliefert und vorerst im Trockenlager eingelagert. Die frischen BE aus dem Trockenlager werden mit dem Kran ins Ladebecken transportiert und von dort über die BE-Transfereinrichtung (Schleuse) ins Nasslager geschleust. Dort werden die BE mit der Lademaschine gehandhabt. Nach Beendigung der Bestrahlung werden die abgebrannten BE zunächst im Nasslager gelagert und danach ins Externe Nasslager transferiert.

Bei einem BS-Transport oder bei einem BE-Transfer ins Externe Nasslager wird der dafür taugliche Transportbehälter ins Ladebecken abgesenkt. Dort werden BS oder BE in den Behälter geladen oder entladen. Im Ladebecken werden ebenfalls BE-Reparaturen sowie Einzelstabmessungen mit der automatisierten Brennelementreparatureinrichtung durchgeführt.

Für die Handhabung der Brenn- und Steuerelemente werden qualifizierte Geräte eingesetzt. Die Geräte, die bewährten Prozesse und die gut ausgebildeten Mitarbeiter gewährleisten einen hohen Sicherheitsstandard bei der Handhabung.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Das ENSI begrüsst das Vorhandensein der Brennelementinspektionseinrichtung und Brennelementreparatureinrichtung, welche es dem KKG ermöglichen zahlreiche Inspektionen/Reparaturen, nach Bedarf auch reaktiv, durchzuführen. Die Erneuerung der zwei Einrichtungen wurde im Überprüfungszeitraum vom ENSI freigegeben.

Das ENSI konnte sich im Rahmen von zahlreichen Inspektionen im Überprüfungszeitraum von der Qualität der eingesetzten Geräte für die Handhabung der Brenn- und Steuerelemente sowie von der Eignung der vorhandenen Prozesse überzeugen. Die Belegung des Nasslagers hat jederzeit eine volle Entladung des Kerns ermöglicht.

3.3.4 Fertigung von Brenn- und Steuerelementen

Angaben des KKG

Das KKG überprüft vor dem jeweiligen Beginn der Herstellungskampagne einer Nachlieferung die Fertigungsunterlagen des Brennelementherstellers auf ihre sicherheitstechnische Relevanz und gibt diese frei. Während der Fertigung vergewissert sich das KKG im Rahmen der Bauüberwachung beim Brennelementhersteller vor Ort über die Qualität der Produkte sowie des Qualitätsmanagements. Nach Abschluss der Fertigungskampagne wird die Enddokumentation auf Vollständigkeit und formale Richtigkeit überprüft und die Kernbauteile

bei der Anlieferung im Kraftwerk einer Eingangsinspektion unterzogen. Die für diese Tätigkeiten erforderlichen Massnahmen hat das KKG in Vorschriften und Weisungen dokumentiert.

Die Kontrolle des Qualitätsmanagementsystems des Lieferanten führte das KKG im Überprüfungszeitraum anhand von zehn Lieferantenaudits (gemäss ISO 9001) in den unterschiedlichen Herstellungsstätten der Brenn- und Steuerelementhersteller durch.

Im Rahmen der PSÜ-Berichterstattung legt das KKG die Konstruktions- und Verfahrensänderungen der im Überprüfungszeitraum gefertigten Brennelemente der Nachlieferungen KKGG/29/07 bis KKGG/40/18 inklusive der zum Einsatz kommenden Test-Brennelemente und Test-Brennstäbe dar. Die Änderungen an den Brennelementen respektive deren Einzelkomponenten wurden dem ENSI zum jeweiligen Zeitpunkt gemeldet. Ferner beschreibt das KKG die Änderungen an den beiden Steuerelement-Nachlieferungen KKGG/04/10-SE5 und KKGG/05/18-SE6, welche im Überprüfungszeitraum im Auftrag des KKG gefertigt wurden.

Treten bei der Herstellung von Brenn- und Steuerelementen Produktabweichungen auf, sind diese zu dokumentieren und sicherheitstechnisch zu bewerten. Das KKG hat die in den einzelnen Fertigungskampagnen aufgetretenen Produktabweichungen tabellarisch dokumentiert.

Zusammenfassend kommt das KKG zu der Ansicht, dass im Überprüfungszeitraum 424 reguläre Brennelemente, vier Test-BE und 20 Vorläufer-Brennstäbe sowie 16 Steuerelemente unter Wahrung eines hohen Qualitätsstandards gefertigt wurden.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G20

Beurteilung des ENSI

Das KKG ist seiner Verantwortung bei der Überprüfung der Herstellungsunterlagen und der Qualitätsgegenprüfung der Brenn- und Steuerelemente sowie der Überwachung des Qualitätsmanagements der Brenn- und Steuerelementhersteller nachgekommen. Diese Massnahmen wurden in Berichten anforderungsgerecht dokumentiert. Ferner hat sich das ENSI anhand von Inspektionen ein Bild über die Tätigkeiten des KKG bei den Brennelementherstellern gemacht und kann das strukturierte und qualitätsgerichtete Vorgehen bestätigen.

Die Konstruktions- und Verfahrensänderungen wurden dem ENSI mitgeteilt und wenn nötig, entsprechende Freigabeanträge gestellt. Diesen wurden vom ENSI stattgegeben. Ein Grossteil der Änderungen stammt aus der Betriebserfahrung im Kraftwerk sowie aus dem Erfahrungsrückfluss in der Fertigung und dient der allgemeinen Verbesserung des Produktes. Die im Rahmen der Fertigungskampagnen aufgetretenen Produktabweichungen wurden ordnungsgemäss überprüft und dokumentiert. Sie waren sicherheitstechnisch unbedenklich.

3.3.5 Lagerung von Brennelementen

Angaben des KKG

Nach der Anlieferung neuer Brennelemente werden diese ins Trockenlager, das sich im Ringraum des Reaktorgebäudes befindet, eingelagert und einer Eingangsinspektion unterzogen. Die Lagergestelle bestehen aus C-Stahlkonstruktion und bieten Platz für maximal 66 Brennelemente.

Für den Einsatz werden die Brennelemente im Ladebecken eingewässert und über die Schleuse ins betriebliche Lagerbecken (Kompaktlager) befördert. Das Kompaktlager mit Gestellen aus Stahl-, Aluminium- und Boralblechen wird mit seiner Kapazität von 656 Positionen für die betriebliche Lagerung während und nach dem Brennelementwechsel verwendet.

Nach ausreichender Abklingzeit werden die abgebrannten Brennelemente in das 2008 in Betrieb genommene Externe Nasslager in einem Transportbehälter transferiert und weiter nassgelagert. Das Externe Nasslager wurde zur Erweiterung der Lagerkapazität mit Gestellen aus Borstahlplatten ausgestattet, die ausreichende Unterkritikalität ohne Zusatz von Bor im Beckenwasser sicherstellen. Aktuell weist das Externe Nasslager in seiner ersten Ausbaustufe eine Kapazität von 504 von den insgesamt geplanten 1008 Positionen auf.

Bis zur Verfügbarkeit eines Endlagers sollen die abgebrannten Brennelemente in den Transport- und Lagerbehältern in der Zwilag trocken zwischengelagert werden.

Sicherstellung der Unterkritikalität

Die rechnerischen Nachweise der Kritikalitätssicherheit des Kompaktlagers und Trockenlagers für frische Brennelemente wurden vor dem Überprüfungszeitraum mit dem Rechensystem BOXER des Paul Scherrer Institut erstellt. Mit einem modernen Monte-Carlo-Berechnungsverfahren wurden durch Framatome die Nachweise des Externen Nasslagers (vor dem Überprüfungszeitraum) sowie des Ladebeckens (im Überprüfungszeitraum) erstellt bzw. aktualisiert. Um die Kritikalitätsnachweise aller Lagereinrichtungen auf den aktuellen Stand der Technik zu bringen und die Anforderungen der 2015 in Kraft gesetzten Richtlinie ENSI-G20 vollumfänglich zu erfüllen, wurden durch Framatome die Kritikalitätssicherheitsnachweise mit dem modernen, ausreichend validierten Berechnungsverfahren, unter dem Einsatz des Monte-Carlo-Programms aus SCALE, erneuert und dem ENSI zur Freigabe eingereicht. Die Sicherheitskriterien werden aus heutiger Sicht in allen Lagereinrichtungen mit genügenden Margen eingehalten.

Zustand der gelagerten Brennelemente

Bei Hinweisen auf Brennstabdefekte im Reaktorbetrieb werden alle Brennelemente mittels Vorsipping direkt am Mast der Lademaschinen und später mit qualifizierten Nass-Sipping-Tests auf Dichtheit geprüft. Aus Brennelementen mit den Brennstoffschäden werden defekte oder verdächtige Brennstäbe entfernt, dicht gekapselt und in Köchern unter Wasser gelagert. Das betroffene Brennelement wird nach Abschluss der Reparatur mittels Nass-Sipping-Test erneut auf Dichtheit getestet.

Alle abgebrannten Brennelemente im KKG befinden sich in einem intakten Zustand; reparierte Brennelemente sind transport- und zwischenlagerfähig.

Brennstabintegrität während der Lagerung

Zum Nachweis der Hüllrohrintegrität bei der Trockenlagerung analysierten das KKG und der Brennelementlieferant Framatome 2010 die internationale Erfahrung auf dem Gebiet und bewerteten diese unter Berücksichtigung der Randbedingungen im KKG. Neben der Betrachtung der möglichen Degradationsmechanismen während der Nasslagerung und Trockenlagerung wurden auch spezielle Fragestellungen wie Dehnungsgesetze oder Korrosion von Führungsrohrverbindungen adressiert. Im Besonderen wurden restriktive experimentelle Daten des Hüllrohrkriechens bei 400 °C angewendet. Das KKG kam zum Schluss, dass bei der Nasslagerung und der Trockenlagerung von bis zu 80 Jahren keine systematischen Brennstabdefekte auftreten. Eine Aktualisierung der Analysen ist momentan im Gang.

Die Langzeitstabilität der Brennelemente in der Zwischenlagerung wurde von allen Schweizer Betreibern 2015 untersucht. Dabei wurde systematisch der Stand der Wissenschaft und Technik dargestellt und die bekannten Mechanismen, die auf die Strukturteile und Brennstäbe wirken, analysiert. Es konnte gezeigt werden, dass die strukturelle und hermetische Integrität prinzipiell gewährleistet ist. In einigen wenigen Fällen kann der Verlust der Brennstabintegrität nicht völlig ausgeschlossen werden. Allerdings ist aufgrund der erwarteten Form und des erwarteten Ausmasses eines Schadens nicht mit einem Brennstoffverlust zu rechnen, sodass das Umladen in einen Endlagerbehälter gewährleistet ist.

Am PSI – unter Mitwirkung des KKG – werden weitere Untersuchungsprogramme zur Zwischenlagerung mit anschliessendem Transport durchgeführt. Einer der Schwerpunkte gilt der Hydrid-Bildung und -Reorientierung im Hüllrohr unter den realistischen Trockenlagerbedingungen. Wie die momentan verfügbaren Daten Valance2015 zeigen, diffundiert der Wasserstoff in den im KKG eingesetzten Duplexhüllrohren tendenziell in die äussere dünne Beschichtung (Liner), was sich positiv auf die mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs auswirkt.

Transportfähigkeit der Brennelemente

Die Transportfähigkeit von abgebrannten Brennelementen ist erfüllt, wenn deren Handhabbarkeit gegeben ist und sie den Belastungen aus Beladung, Behälterabfertigung, Transport und Entladung standhalten.

Seit der Inbetriebnahme des Externen Nasslagers 2008 wurden insgesamt 336 abgebrannte Brennelemente unterschiedlicher Typen in 28 internen Transfers trocken mit dem Behälter TN12/2 transportiert. Weder bei diesen Transporten noch bei der 2013 durchgeführten visuellen Inspektion der Brennelemente im Externen Nasslager wurden transportbedingte Auffälligkeiten festgestellt.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-B17 und ENSI-G20

Alterungsleitfaden ENSI-AN-10412

NUREG NUREG-800, Kap. 9

Interim Staff Guidance DSS-ISG DSS-ISG

Beurteilung des ENSI

Die Lagerung von frischen und bestrahlten Brennelementen in den Lagereinrichtungen des KKG verlief im Überprüfungszeitraum anforderungsgerecht. Dazu trugen sowohl die baulichen als auch die administrativen Vorkehrungen bei.

Die Kritikalitätssicherheit der vorhandenen und angelieferten Brennelemente war immer gewährleistet. Die aktualisierten Sicherheitsnachweise der Unterkritikalität bei der Lagerung wurden vom ENSI geprüft und akzeptiert. Die angewendete Berechnungsmethode entspricht dem Stand der Technik und ist anforderungsgerecht qualifiziert.

Festgestellte Brennelementschäden werden als meldepflichtige Ereignisse vom ENSI in der Aufsichtspraxis eng verfolgt. Entsprechend werden auch die Brennelement-Reparaturen bewertet und Arbeiten mit möglicher Aktivitätsfreisetzung freigegeben. Die Brennelement-Reparaturen und die Lagerung der betroffenen Brennelemente und Brennstäbe verliefen im Überprüfungszeitraum anforderungsgerecht.

Während die Mechanismen, die auf die direkt entladenen und nassgelagerten Brennelemente wirken, gut verstanden und generell als unproblematisch – dank der tiefen Temperatur – beurteilt werden, stellen die bei Trockenlagerung und Transport herrschenden Mechanismen grössere Herausforderung dar. Vor allem wegen der hohen Temperaturen im Bereich zwischen 250 °C und 350 °C und dem geringen Gegendruck in den Transport- und Lagerbehältern kann der im Brennstabhüllrohr absorbierte Wasserstoff teilweise in Lösung gehen und beim natürlichen Abklingen der Nachzerfallswärme in Form von Hydriden wieder ausscheiden. Dieser Prozess hängt von vielen Parametern ab und soll soweit kontrolliert ablaufen, damit die Restduktilität der Brennstabhüllrohre gewährleistet bleibt. Diese ist für Handhabung und Transport nach der Trockenlagerung nötig. Zu dieser Thematik werden in der Schweiz und international laufend Untersuchungen IAEA-1771 angestellt und neue Erkenntnisse gewonnen. Obwohl die vorhandenen Nachweise eine gute Basis für die Bewertung der Brennstabintegrität in der Trockenlagerung bieten, müssen sie im Lichte der neuen Erkenntnisse und bezüglich der mechanischen Eigenschaften der Hüllrohre nach der Trockenlagerung im Sinne der Alterungsüberwachung aktualisiert werden. Dazu wurden vom ENSI im Jahr 2019 alle Schweizer Betreiber aufgefordert.

Forderung 3-2 (Trockenlagerung)

Der Nachweis der Brennstabintegrität während der Trockenlagerung sowie die Auswertung der mechanischen Eigenschaften der Brennstäbe bzw. der Brennelementstruktur, die als Folge der definierten Kriterien zu erwarten sind, sind zu aktualisieren. Dabei ist explizit auf den Einfluss des Transfers im KKG und der damit verbundenen zweimaligen Trocknung einzugehen. Ebenfalls ist die Transportfähigkeit der Brennelemente nach der Trockenlagerung zu beurteilen. Termin: 31.12.2024.

3.4 Strahlenschutz

Der Schutz von Menschen und der Umwelt vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung ist die wichtigste Aufgabe der Bewilligungsinhaber eines Kernkraftwerks. Die im Folgenden aufgeführten Angaben des KKG wurden dem Bericht KKG-Bericht [BER-C-92682] entnommen.

3.4.1 Änderungen der Prozesse im Strahlenschutz

Angaben des KKG

Das Strahlenschutzreglement KKG «Strahlenschutzreglement» [REG-D-5] wurde seit 2008 drei freigabepflichtigen Revisionen unterzogen (Versionen 4 bis 6). Unter anderem wurden folgende Anpassungen eingebracht:

- neues Kapitel zur Handhabung radioaktiver Strahlenquellen;
- die Erfahrungsauswertung in Form von Reviews oder Post-Job-Briefings im Anschluss an Arbeiten in der kontrollierten Zone;
- ALARA-Massnahmen zur Vermeidung ungeplanter Strahlenexpositionen (Einführung Strahlenschutzschein zur Festlegung dosimetrischer und radiologischer Randbedingungen durch den Strahlenschutz vor Ort, Strahlenschutz (ALARA)-Leitfaden [ROL-C-86152]);
- Freigabeantrag für Arbeiten in hohen Dosisleistungsfeldern (> 120 mSv/h Kontakt);
- Einbezug von Durchstrahlungsprüfungen durch Fremdfirmen ins Reglement.

Eine weitergehende Diskussion und Bewertung durch das KKG findet sich im nachfolgenden Kaptile «Erfahrungen zur Begrenzung oder Optimierung der Strahlenexposition» wieder.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzverordnung [StSV], Art. 4 und 19

Richtlinie [ENSI-G15]

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG durchgeführten Optimierungen der Prozesse im Strahlenschutz wurden vom ENSI geprüft und freigegeben. Die Änderungen haben zu weiteren Minimierungen der Kollektiv- und Individualdosen beigetragen und waren nach Beurteilung des ENSI zielführend.

3.4.2 Schutz- und Überwachungsmassnahmen

Angaben des KKG

Strahlenmesstechnik

Eine Zusammenstellung der Messmittel zur Anlagenüberwachung mit den Einsatzbedingungen sowie eine Bewertung der Zweckmässigkeit sind in zwei Anlagendokumenten dargelegt, im Bericht [ALD-C-88083] und [BER-S-92637].

Die ortsfeste Strahlenschutzinstrumentierung hat sich im bisherigen Betrieb des KKG bewährt und ihre Aufgaben zuverlässig erfüllt.

Interne Prozessbewertung Strahlenschutz

Die Prozessbewertung Strahlenschutz zur Einhaltung der langfristigen, internen Strahlenschutzziele wurde gemäss dem Managementsystem des KKG [REG-D-1] und der Weisung «Ziele des Strahlenschutzes» [WSG-C-5005] von 2009 bis 2018 durchgeführt. Alle Ziele wurden in den Jahren 2009 bis 2018 erfüllt.

Die Einschätzung des Reifegrades des Prozesses basierte auf den Voraussetzungen, der Umsetzung, der Bewertung und Überprüfung, der Ergebnisse und der Prozessoptimierung des Strahlenschutzes. Daraus resultierte für die vergangenen Jahre ein «proaktiver Ansatz» für den Prozess Strahlenschutz.

Überprüfung des Zonenkonzepts

Anlässlich der PSÜ 2008 [BER-C-29868] wurde die Situation im KKG analysiert.

Die Überprüfung hat gezeigt, dass die Vorgaben weitgehend eingehalten werden und keine signifikanten Risiken für unbilanzierte Freisetzungen radioaktiver Stoffe bestehen. Ausnahmen sind mit einem fehlenden relevanten radiologischen Risiko begründbar. Es gibt keine Befunde, die auf einen Pfad für eine signifikante radiologische Abgabe ohne Erkennung oder Bilanzierung hindeuten. Eine nicht bilanzierte Abgabe wäre möglich – wenn auch sehr unwahrscheinlich – beim Abblasen von Frischdampf über das Dach bei Vorliegen eines Dampferzeugerheizrohrlecks. Allerdings würde der Vorgang erkannt (Messstellen im Sekundärkreis und auf dem Areal) und die abgegebene Aktivität könnte hinreichend genau abgeschätzt werden. Des Weiteren wurden kleinere Mängel am Zonenkonzept beseitigt und dokumentiert [BRI-C-79201].

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzverordnung [StSV], Art. 78–80, 82, 84, 85, 106, 126, und Anhang 10

Verordnung des EDI über den Umgang mit radioaktivem Material [UraM], Art. 12, 15, 16, 42

Richtlinien [ENSI-G12] und [ENSI-A03]

KTA-Regel [KTA 1503]

Beurteilung des ENSI

Die rechtlichen Anforderungen an die Schutz- und Überwachungsmassnahmen des Strahlenschutzes wurden im Überprüfungszeitraum erfüllt. Die Funktionalität der Messtechnik hat sich im Bereich des operationellen Strahlenschutzes bewährt. Die Strahlenschutzziele werden vom KKG eingehalten. Die Umsetzungen der Massnahmen aus der Überprüfung des Zonenkonzepts wurden vom ENSI im Rahmen der Aufsicht überprüft. Nach Einschätzung des ENSI ist kein weiterer Handlungsbedarf erkennbar.

3.4.3 Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätsinventars in der Anlage

Angaben des KKG

Handmessungen an Reaktordruckbehälter und Dampferzeugern

An den Primärkreiskomponenten werden regelmässig Dosisleistungswerte mit mobilen Messgeräten ermittelt, siehe «Revisionsberichte 2008–2017». In Abbildung 3-4 sind die Werte für die Unterseite des Reaktordruckbehälterdeckels sowie die Werte an der Rohrbodenplatte der Dampferzeuger aufgeführt. Für den Dampferzeuger gibt es nur in jenen Jahren Messwerte, in denen die Dampferzeuger geöffnet werden. Generell ist zu beachten, dass Messresultate von manuellen Messungen erheblichen Schwankungen unterliegen (verschiedene Personen und Messgeräte, Abweichungen von Messpunkt und Messgeometrie). Aus diesem Grund sind Abweichungen bis etwa 20 % durchaus üblich.

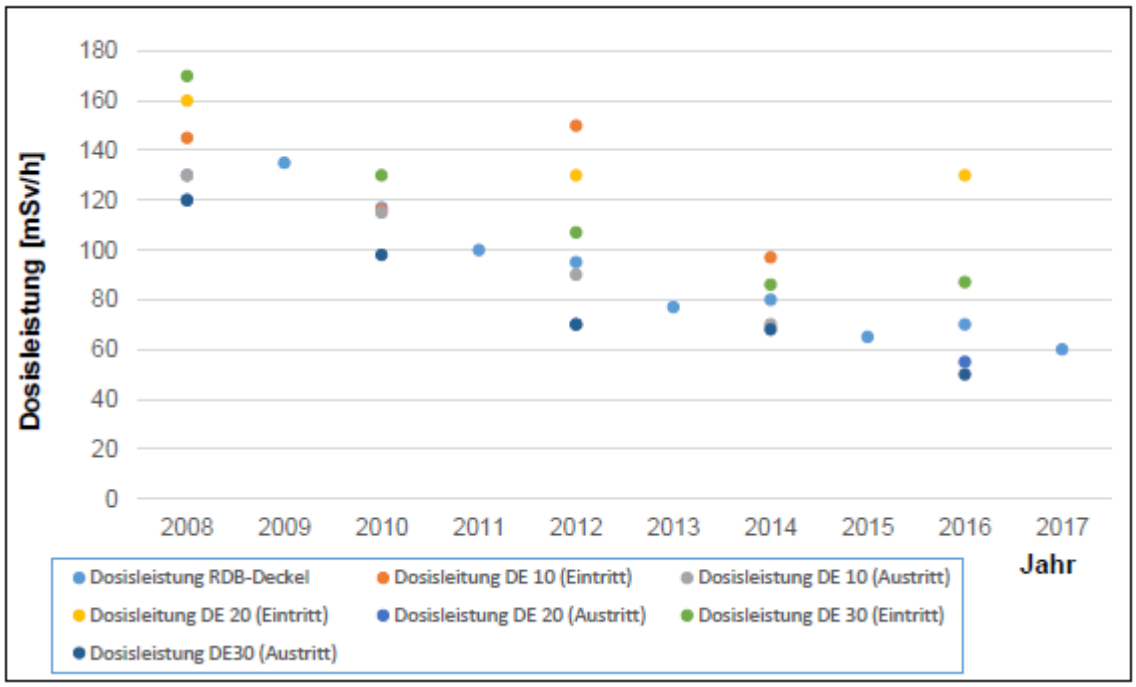

Abbildung 3-4: Entwicklung der Dosisleistung am RDB-Deckel und den Dampferzeugern

Die im Rahmen der Anlagenüberwachung mit Handmessgeräten ermittelten Dosisleistungen am Reaktordruckbehälterdeckel und an den Dampferzeugern zeigen aus Sicht des KKG einen klaren Trend zur Abnahme durch die Dosierung von Zink in den Primärkreislauf.

Messungen mit anerkannten Dosimetern an ausgewählten Primärkomponenten

Im Hinblick auf die Ermittlung der Wirksamkeit der Zink-Dosierung wurde ab 2003 ein Messprogramm VOR-C-12 eingeführt. Um die erwähnte Schwankungsbreite der manuellen Messungen zu verringern, wurden jeweils am Ende der Revision an fest markierten Positionen zunächst TL- und später DIS-Dosimeter für einige Stunden befestigt. Aus der erhaltenen Dosis und der protokollierten Einsatzzeit lassen sich die Dosisleistungswerte ableiten.

In Abbildung 3-5 sind Messwerte ausgewählter Primärkomponenten aufgeführt.

Die Dosierung von Zink wurde im Frühjahr 2005 gestartet (vor der Revision 2005), die Sättigung der Oberflächen wurde ca. Ende 2005 erreicht. Seither wird im Normalbetrieb Zink kontinuierlich ins Primärkühlmittel dosiert. Von 2016 bis 2017 nahm die Dosisleistung immer noch um durchschnittlich 8 % ab.

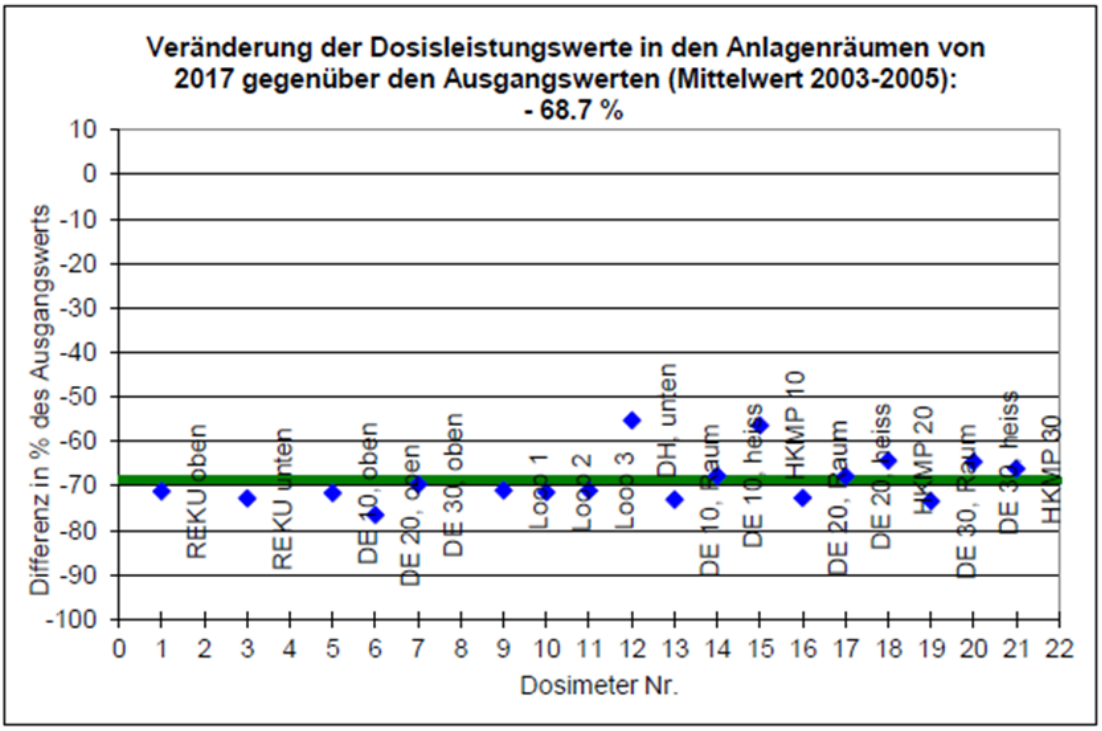

Abbildung 3-5: Abnahme der Dosisleistung an ausgewählten Primärkomponenten

Ab 2006 zeigte sich an allen Messpunkten eine deutlich sinkende Tendenz. Im Mittel lagen die Messwerte 2017 um 69 % unter den Ausgangswerten. Die ursprünglichen Erwartungen an die Zink-Dosierung wurden damit bei Weitem übertroffen.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzgesetz StSG, Art. 9

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 4 und 7

Verordnung UraM, Art. 38 und 43, Anhang 2 und 3

Richtlinien ENSI-G11, ENSI-G12 und ENSI-G15

IAEA Safety Standards IAEA GSR-3

NEA-Report NEA-6399

Beurteilung des ENSI

Die Zink-Dosierung in den Primärkreislauf zur Reduktion des Aktivitätsinventars in der Anlage hat sich als sehr wirksam erwiesen. Die Massnahme wurde vom ENSI im Jahr 2005 freigegeben und seitdem beaufsichtigt. Die Dosisleistung in wichtigen Systemen hat sich seither markant verringert und dies trägt zu einer Verringerung der Individual- und Kollektivdosen bei. Das Vorgehen wird vom ENSI als erfolgreich bewertet.

3.4.4 Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition des Personals

Angaben des KKG

Vergleich der Individual-, Job- und Kollektivdosen mit den Dosisplanungszielen

Um die Strahlenexposition beim Umgang mit ionisierender Strahlung so gering zu halten, wie dies mit vernünftigen Mitteln machbar ist (ALARA-Optimierungsprinzip), wurden erstmalig 2009 langfristige Ziele für den Normalbetrieb der Anlage, mit den üblichen jährlichen Revisionen ohne unvorhergesehene, grössere Intervention, definiert.

Die langfristigen Ziele werden für jeweils 10 Jahre festgesetzt und jährlich einer Zwischenüberprüfung unterzogen. Die betrieblichen Planungsziele basieren auf den generellen Strahlenschutzprinzipien (Rechtfertigung, Optimierung und Begrenzung) und stützen sich auf die aktuellen nationalen und internationalen Gesetze, Richtlinien sowie Vorgaben.

Für die maximalen Individualdosen wurde festgelegt, dass in mindestens 8 von 10 Jahren der Zielwert von 10 mSv/a unterschritten werden soll. Für die mittleren Individualdosen wurde kein spezielles Ziel festgelegt, da diese sehr stark von der gewählten Einteilung in beruflich resp. nichtberuflich strahlenexponiertes Personal abhängt.

Für die Kollektivdosen wurde als Dosisplanungsziel festgelegt, dass diese mindestens in jedem zweiten Jahr unter 500 Pers.-mSv liegen sollte. Der Schwellenwert von 500 Pers.-mSv basiert auf Erfahrungswerte aus den Vorjahren, wobei in ca. jedem zweiten Jahr dosisintensivere Arbeiten wie Dampferzeuger-Heizrohrprüfungen oder spezielle Projektarbeiten stattfinden. Als zusätzliches Ziel wurde formuliert, dass die Abweichung der Jahreskollektivdosis vom Planungswert in 8 von 10 Jahren innerhalb von ± 20 % liegen sollte.

Maximale und mittlere Individualdosis

Seit 2009 (Einführung der langfristigen Strahlenschutzziele) blieben die maximalen Individualdosen immer unter dem internen Zielwert von 10 mSv/a und deutlich unter dem Grenzwert der Strahlenschutzverordnung von 20 mSv/a. Sie bewegen sich seither in einem Band zwischen 4 und 9 mSv/a.

Die Entwicklung der mittleren Individualdosis, getrennt nach Eigen- und Fremdpersonal, ist in Abbildung 3-6 dargestellt. Die Bandbreite liegt zwischen 0,2 bis 0,7 mSv/Person und die Dosen liegen für Eigen- und Fremdpersonal nahe beieinander. Tendenziell ist über den Überprüfungszeitraum eine Abnahme der mittleren Individualdosis feststellbar.

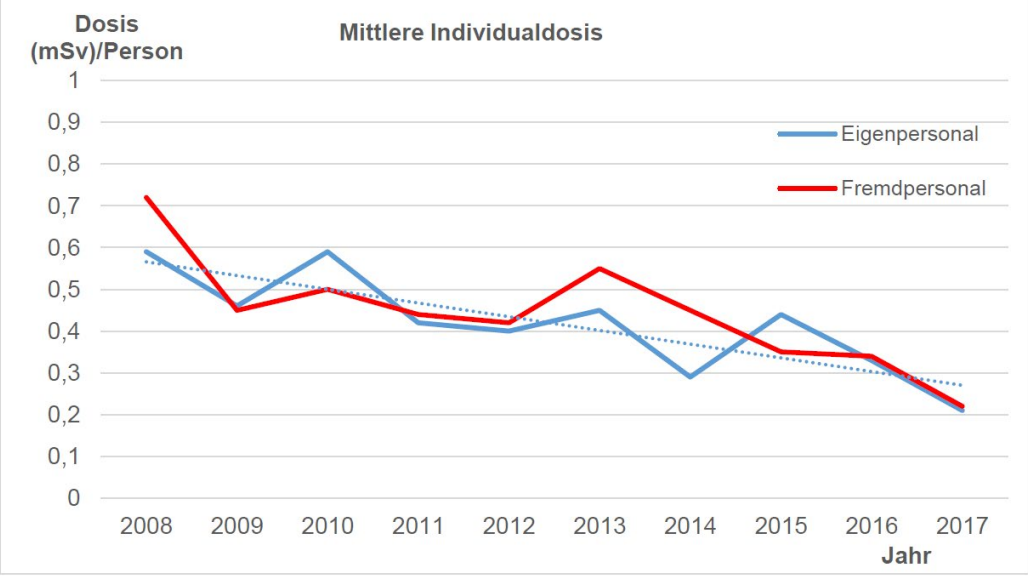

Abbildung 3-6: Entwicklung der mittleren Individualdosis getrennt nach Eigen- und Fremdpersonal

Die Entwicklung der Dosis pro Revisionsstunde ist in Abbildung 3-7 dargestellt. Die Bandbreite liegt zwischen 0,4 bis 1,2 mSv/Revisionsstunde. Der hohe Schwankungsbereich ist auf den unterschiedlichen Arbeitsumfang in den Revisionen zurückzuführen. Tendenziell ist über die letzte Dekade eine Abnahme um ca. 0,5 mSv/Revisionsstunde erkennbar, welche vor allem in der Dosierung von Zink im Primärkühlmittel und der damit verbundenen Abnahme der Dosisleistung an den Primärkomponenten begründet ist.

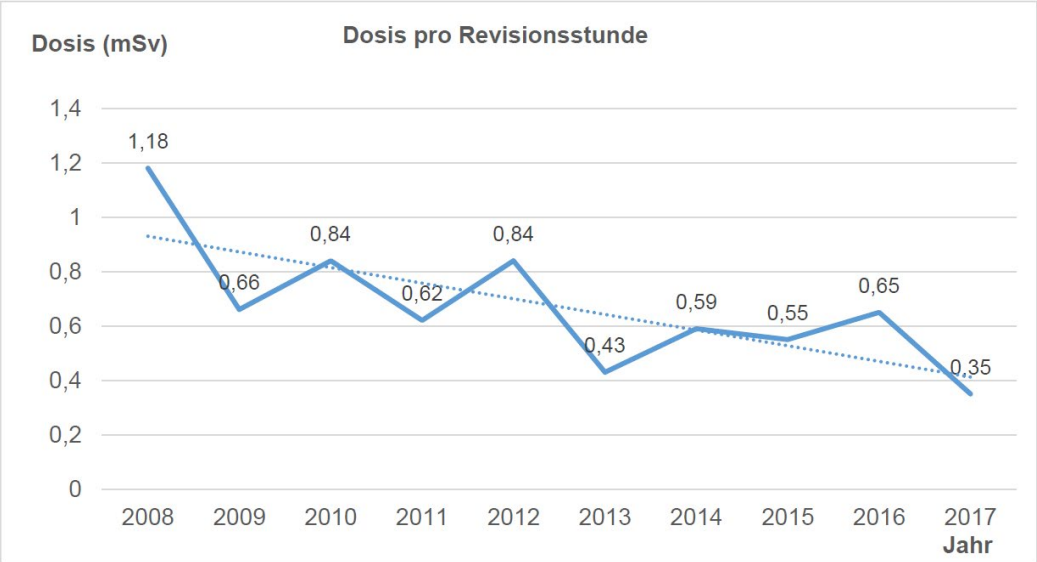

Abbildung 3-7: Dosis pro Revisionsstunde

Kollektivdosis

Die Jahreskollektivdosen setzen sich im KKG aus der Dosis für den Leistungsbetrieb und der Dosis für die Abstellungen (Revisionen) zusammen. Gemäss Richtlinie ENSI-G15 haben die Bewilligungsinhaber Dosisplanungsziele für den Leistungsbetrieb und für Abstellungen festzulegen. Planungstechnisch werden im KKG die Kollektivdosen für den Leistungsbetrieb quartalsweise, die Revisionsdosis unmittelbar vor dem Revisionsbeginn abgeschätzt. Die Dosisplanungsziele für den Leistungsbetrieb, welche zu Beginn eines Jahres zuhanden des ENSI gemäss ENSI-G15 festgelegt werden, sind zumeist noch mit vielen Unsicherheiten behaftet und dienen als Basis für die Quartalsdosisplanung für den Leistungsbetrieb.

Die Entwicklung der Kollektivdosis im Überprüfungszeitraum liegt zwischen 290 und 670 Pers.-mSv. Das KKG-interne Dosisplanungsziel, dass die Kollektivdosis mindestens jedes zweite Jahr unter 500 Pers.-mSv bleiben soll, wird erreicht.

Das zusätzliche interne Ziel, die Abweichung der Jahreskollektivdosis vom Dosisplanungswert in 80 % der Jahre innerhalb von ± 20 % zu halten, wird ebenfalls erreicht.

Die grösseren Abweichungen des Planungswertes vom Zielwert sind: 2011 –26 %, 2015 + 17 % und 2017 –24 %.

Die Jahreskollektivdosis wird hauptsächlich durch die Jahresrevision bestimmt, da ca. 80 % der Dosen in der Revision akkumuliert werden. Die Abweichung von –26 % im Jahr 2011 war mit dem Wechsel der Gehäuseoberteile der Hauptkühlmittelpumpen verbunden, welcher erstmalig in dieser Form durchgeführt wurde. Die Dosisleistungspegel in den Arbeitsbereichen waren tiefer als erwartet, mithilfe eines neuen Sprühkranzes konnte eine verbesserte Dekontaminationswirkung an den ausgetauschten Gehäuseoberteilen erzielt werden.

Im Jahr 2017 war die Unterschreitung von –24 % hauptsächlich mit einer weiteren, nicht in diesem Ausmass erwarteten, Dosisleistungsreduktion an den Primärkomponenten durch die Zink-Dosierung verbunden.

Jobdosen

Vor Abstellungen hat der Betreiber Dosisplanungsziele für die anfallenden Arbeiten gemäss Richtlinie ENSI-G15 festzulegen. Im KKG wurden die Dosisplanungsziele für die einzelnen Arbeiten der Aufsichtsbehörde mindestens ein Monat vor Beginn der Revision zugestellt und mit der Behörde in einem Revisionsgespräch hinsichtlich Optimierungspotenzial diskutiert. Für Arbeiten mit zu erwartenden Jobdosen > 50 Pers.-mSv wurde dem ENSI gemäss Richtlinie ENSI-G15 eine separate Strahlenschutzplanung vorgelegt. Abweichungen von den Planungswerten der Jobdosen von über ± 20 % wurden in den jeweiligen Revisionsberichten begründet.

Durchführung arbeitsplatzspezifischer und personenbezogener Massnahmen

Ein wichtiges Instrument zur Festlegung arbeitsplatzspezifischer und personenbezogener Massnahmen ist die Arbeitsplanung REG-D-6. Der Strahlenschutz ist über das Arbeitsantragsverfahren frühzeitig im Vorfeld in die geplanten Arbeiten eingebunden. Alle Arbeiten, die in der kontrollierten Zone ausgeführt werden, gelangen zur Festlegung des Einbezugs des Strahlenschutzes und der erforderlichen Schutzmassnahmen automatisch zum Praktischen Strahlenschutz.

Im Vorfeld und Nachgang zu neuen und anspruchsvollen Arbeiten werden Pre- resp. Post-job-Briefings durchgeführt. Der Strahlenschutz ist besonders darauf fokussiert, dass Optimierungen frühzeitig in die Arbeiten einbezogen werden resp. weiteres Optimierungspotenzial nach erfolgten Arbeiten erkannt wird und für die zukünftige Planung genutzt wird.

Zur Erfassung der radiologischen Parameter bei Instandhaltungsarbeiten wurde Anfang 2016 der Strahlenschutzschein eingeführt. Der Schein legt einerseits die radiologischen und dosimetrischen Randbedingungen fest. Durch die Erfassung der radiologischen Bedingungen vor Ort ermöglicht er andererseits bei wiederkehrenden Arbeiten die Erfahrungs- und Vergleichswerte in die Arbeitsplanung miteinzubeziehen.

Die wöchentlichen (in der Revision täglichen) Arbeitsbesprechungen tragen dazu bei, weiteres Optimierungspotenzial vor Ort zu erkennen und umzusetzen.

Zur Durchsetzung von Optimierungsmassnahmen vor Ort verfügt das KKG über gut ausgebildetes und erfahrenes Personal. Bei der Rekrutierung von Fremdpersonal wird überwiegend auf Personal zurückgegriffen, das Erfahrung mit Arbeiten im KKG aufweist.

Der Einbezug des Strahlenschutzes vor Ort in die laufenden Arbeiten ist über das Arbeitsantragsverfahren sichergestellt. Vor Beginn der Arbeiten ist bei strahlenschutztechnisch relevanten Arbeiten (Festlegung im Planungsstadium durch eine Strahlenschutztechnikerin oder einen Strahlenschutztechniker) eine Freigabe durch den Strahlenschutz mittels Visums vor Ort erforderlich. Strahlenschutztechnisch anspruchsvolle Arbeiten sowie Arbeiten in der Zone IV begleitet der Strahlenschutz permanent. Der Strahlenschutz vor Ort ist angewiesen, einen unnötigen Aufenthalt im Strahlenfeld zu unterbinden, Bereiche mit hohen Dosisleistungen werden verschlossen gehalten oder abgesperrt.

Die Präsenz des Strahlenschutzes vor Ort ist ein wichtiges Element zur Optimierung. Bei Abweichungen zu den Vorgaben und Erwartungen kann der Strahlenschutz zeitnah intervenieren. Die Erkenntnisse aus der Strahlenschutzbegleitung vor Ort gehen direkt in die Strahlenschutzplanung ein.

Bei den Arbeiten zur Ertüchtigung der Lademaschine (Projekt ERLAM, Revision 2016) und dem Wechsel der Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpen (Revision 2011) wurden zahlreiche, zum Teil stark strahlende Komponenten, demontiert. Diese wurden vor den jeweiligen Bearbeitungsschritten dekontaminiert, räumlich voneinander getrennt und gegebenenfalls abgeschirmt. Somit konnten die Dosisleistungen in den Durchgangs- und Arbeitsbereichen gering gehalten werden.

In der Revision 2016 wurden Reparaturarbeiten an Jochabdeckungen von Kerninstrumentierungs-Lanzen durchgeführt. Das Abschwemmen des Jochs unter Wasser führte zu einer deutlichen Verringerung der losen Kontamination und damit zu einer geringeren Dosisleistung als in der Planung angenommen. Der Arbeitsbereich auf der Lademaschine wurde mit Bleiblechen abgeschirmt, was zu einem tiefen Strahlenpegel während der Arbeiten führte.

Dosisrelevante Arbeiten – wie zerstörungsfreie Prüfungen – wurden wann immer möglich, an gespülten und gefüllten Systemen durchgeführt. So wurden beispielsweise die Schweissnahtprüfungen an den Hauptkühlmittelleitungen und an den unteren Dampferzeuger-Primärkalotten bei gefüllten Loops durchgeführt.

Bei den Dampferzeuger-Heizrohrprüfungen an den Dampferzeugern konnten durch Verbesserungen in der Manipulatortechnik deutliche Fortschritte erzielt werden. So sind beispielsweise keine Direkteinstiege in die Dampferzeuger mehr notwendig, auch konnte die Anzahl an Wechseln von Prüfsonden deutlich reduziert werden.

Der Ersatz von Isolationen an den Hauptkühlmittelleitungen gegen montagefreundlichere Kassetten hat vorübergehend zu einer erhöhten Strahlenexposition geführt (Revisionen 2008 bis 2013). Seither konnten infolge des erleichterten und selektiveren Auf- und Abbaus der Isolationen deutliche Dosiseinsparungen erzielt werden. Die durch die Montage verursachten Dosen dürften in der Zwischenzeit amortisiert sein.

In der Revision 2012 wurde erstmals ein neues kabelloses Kommunikationssystem mit Lärmunterdrückung eingesetzt. Dieses ist für Arbeiten in der Zone IV oder mit hohem Lärmpegel vorgesehen. Während den Reaktorgrubenreinigungen konnten die Arbeiten besser koordiniert und das Reinigungspersonal hinsichtlich Dosisoptimierung laufend orientiert werden.

Die Jobdosen werden im KKG halbelektronisch auf zwei Arten erfasst. Zum einen anhand von Ablaufplänen, wobei die Strahlenschützer vor Ort die Dosen der beteiligten Personen eintragen. Darunter fallen Arbeiten mit Erwartungsdosen > 50 Pers.-mSv, welche eine spezielle Strahlenschutzplanung erfordern. Bei anderen Arbeiten werden die Personen gemäss Angaben der zuständigen Sachbearbeiter in Gruppen eingeteilt, deren Kollektivdosen dann mittels Dosimetrie-Informationssystem ausgewertet werden. Alle relevanten Individual-, Job- und Kollektivdosen wurden permanent verfolgt und bewertet. Zukünftig ist eine automatisierte, elektronische Erfassung der Jobdosen geplant (vgl. unten «Automatisierte Jobdosimetrie»).

Insgesamt verfügt der Strahlenschutz über ein sehr umfangreiches Inventar an Blei-Abschirmungen. Seit 2008 wurde dieses Inventar von 15 Mg sukzessive auf über 30 Mg erhöht. In den Revisionen wurden jeweils zwischen 23 und 41 Mg zur Abschirmung eingesetzt. Teilweise wurde das zusätzlich benötigte Blei vom KKW Mühleberg ausgeliehen.

Die Abschirmungen führten in den zehn Revisionen (2008 bis 2017) zu Dosiseinsparungen von jeweils ca. 1000 Pers.-mSv. Diese entsprechen in etwa 200 % der durchschnittlichen Jahresdosis von ca. 500 Pers.-mSv.

Stark strahlende Bereiche wie um die Hauptkühlmittelpumpen und die Dampferzeuger wurden mit Absperrketten abgesperrt und ausgeschildert. Das Betreten solcher Bereiche war nur unter Beizug des Strahlenschutzes erlaubt.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzgesetz StSG, Art. 9 und 10

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 4, 5, 7, 8, 51–53, 56, 57, 60, 61, 64, 77, 79, 84, 89–92

Kernenergieverordnung KEV, Art. 7 Bst. A

Verordnung UraM, Art. 12, 13, 30–35, 38, 41–46, Anhang 2–3, Anhang 5

Richtlinien ENSI-G12 und ENSI-G15

IAEA Safety Standards IAEA GSR-3

NEA-Report NEA-6399

Beurteilung des ENSI

Nach Einschätzung des ENSI stimmen die Dosisplanungsziele im Rahmen der Fehlertoleranzen fast immer mit den tatsächlichen Individual-, Job- und Kollektivdosen überein. Bei Abweichungen wurden die Ursachen ermittelt und konnten nachvollziehbar erklärt werden. Der Trend für die maximalen und mittleren Individualdosen zu tieferen Werten widerspiegelt den konsequenten Strahlenschutz des KKG. Zur Optimierung der Strahlenexposition des Personals hat sich der im KKG neu eingeführte Strahlenschutzschein bewährt, mit dem eine frühzeitige Einbindung des Strahlenschutzes in die Arbeitsplanung gewährleistet wird. Das KKG verfügt über qualifiziertes Strahlenschutzpersonal für die Überwachung der Arbeiten vor Ort.

Massnahmen zur Dekontamination und zur Entfernung von Strahlenquellen werden, wenn sie möglich sind, immer durchgeführt. Dem Stand der Technik entsprechend werden Manipulatoren, Kommunikations- und elektronische Dosimetriesysteme sowie montagefreundliche Isolationskassetten zielführend eingesetzt. Für den operationellen Strahlenschutz steht genügend Material für Abschirmungen und Absperrungen bereit. Die Optimierung der Strahlenexposition im KKG wird vom ENSI als erfolgreich bewertet.

3.4.5 Verbesserungsmöglichkeiten aufgrund betriebsinterner und externer Erkenntnisse

Angaben des KKG

Interne Erkenntnisse/Ereignisse

Massnahmen bei erhöhten Tramp-Uran-Gehalten

In den Defektzyklen 29, 30 und 31 (2007 bis 2010) kam es in den Revisionen aufgrund des erhöhten Tramp-uran-Gehaltes im Primärkreislauf zu Iod-Freisetzungen in die Containment-Atmosphäre BER-D-41374 (internes Vorkommnis 2009-17, Iodproblematik in der Revision 2009, Bericht).

Da die Kontaminationsmonitore neben einer beta- auch über eine gamma-Empfindlichkeit verfügen, wurde bei längeren Aufenthalten im Containment ein übermässiges Ansprechen der Alarme der Personenmonitore durch die Iodnuklide I-131 und I-132 (Tochternuklid von Te 132) beobachtet.

Zur Erfassung der räumlichen Konzentrationsverteilungen verschiedener Arbeitsbereiche im Containment und zur Bestimmung des Nuklidverhältnisses I-131 zu I-132 wurden im Verlauf der Revision an verschiedenen Orten Handproben gezogen und diese gamma-spektrometrisch ausgewertet.

Basierend auf den Messergebnissen wurde ein radiologisches Massnahmenkonzept für erhöhte Tramp-Uran-Gehalte im Primärkreis und dem damit verbundenen erhöhten Freisetzungspotenzial an luftgetragenen Kontaminationen erarbeitet. Darin enthalten waren organisatorische Massnahmen wie die Begrenzung der Aufenthaltszeiten im Containment (ohne Atemschutz) entsprechend der jeweiligen radiologischen Situation, eine Verlängerung der Pause zwischen zwei Einsätzen, ein häufigeres Wechseln der Zonenbekleidung und das Duschen nach jedem Einsatz.

Weitere gezielte, lüftungstechnische Vorkehrungen wie lokale Absaugungen an anderen Orten, an denen der Primärkreis geöffnet wurde, führten zu einer guten radiologischen Situation. Ferner wurden bis zu fünf Filtermobile mit Aktivkohle, welche über einen Durchsatz von je 1500 m^3/h verfügen, eingesetzt.

Um die Strahlenexposition zusätzlich zu begrenzen, wurden bei radiologisch relevanten Arbeiten die Begrenzung der Personenzahl im Containment oder das Tragen von Atemschutz angeordnet.

Die eingeleiteten Massnahmen zeigten eine gute Wirksamkeit bei erhöhten Tramp-Uran-Gehalten im Primärkühlmittel.

Vorbereitende Massnahmen bei einer alpha-Problematik

Aufgrund der BE-Defekte in den Zyklen 29–31 und der Zink-Dosierung (Entzug von Co-60 aus den Oxidschichten) hat sich das alpha- zu beta-Verhältnis in den vergangenen Jahren in Richtung der alpha-Strahler verschoben. Das Verhältnis ist dennoch nach wie vor günstig und lässt einen auf beta-/gamma-Strahlern basierenden Strahlenschutz zu. Die alpha- und beta-empfindliche, festinstallierte Raumluftüberwachung und die zur Arbeitsplatzüberwachung eingesetzten alpha-, beta-Monitore bestätigen, dass bislang keine signifikanten, künstlichen alpha-Kontaminationen in der Raumluft vorlagen, welche zu einem erhöhten Inkorporationsrisiko führen könnten.

Da eine weitere Verschlechterung des alpha-Anteils im Nuklidvektor nicht ausgeschlossen werden kann, wurde das Strahlenschutzreglement REG-D-5 hinsichtlich eines Schwellenwertes ergänzt, ab welchem der alpha-Problematik eine spezielle Bedeutung beigemessen werden muss. Wird dieser Schwellenwert erreicht, sind entsprechende Massnahmen zur Begrenzung des Inkorporationsrisikos durch alpha-Nuklide in Betracht zu ziehen.

Massnahmen aufgrund fehlerhafter Beschriftung von kontaminiertem Material

In der Revision 2011 kam es aufgrund einer fehlerhaften Beschriftung zu einem leichten Fall von Inkorporation. Ebenfalls wurden bei einer anschliessenden Anlagenbegehung einzelne Inkonsistenzen hinsichtlich der Beschriftung von Materialien vorgefunden. Die getroffenen Korrekturmassnahmen (u. a. systematische Aktualisierung und Kontrolle der Beschriftung) führten dazu, dass seit 2011 keine Inkorporationsfälle mehr auftraten.

Marginale Edelgasfreisetzung nach dem Öffnen einer Verschraubung am Abgas-System

Bei Arbeiten im Zusammenhang mit dem Ersatz der Kaltwasser-Leitungen wurde zur vermeintlichen kaltwasserseitigen Restentleerung eines Kühlers eine nicht beschriftete Verschraubung geöffnet. Dabei kam es zum kurzzeitigen Austritt von Gas aus dem Abgas-System (TS) in den Raum. Der Stopfen wurde sofort geschlossen. Der Edelgasaustrag aus dem TS-System wurde durch die Schicht über die Edelgasmessung des Ringraumes und den Edelgasmessungen am Kamin entdeckt und der Strahlenschutz mit den entsprechenden Abklärungen beauftragt.

Weitere Abklärungen zeigten, dass die betroffenen Mitarbeiter vor Ort keinen unzulässigen Strahlenexpositionen ausgesetzt waren.

Neben technischen Massnahmen wurde beschlossen BER-D-50597, dass zukünftig bei solchen Arbeiten mit allen arbeitsausführenden Mitarbeitenden Arbeitsvor- und nachbesprechungen, unter Berücksichtigung aller Risiken, stattfinden müssen.

Ausschleusen eines kontaminierten Gegenstandes

Im Zusammenhang mit dem Brennelement-Transport vom Kompaktlagerbecken ins neue Nasslager wurde der Hofwagen aus der Schleuse des Ringraumes auch für den Transport eines Brennelement-Dummys benutzt. Da dieser Brennelement-Dummy kontaminiert war, wurde er eingepackt und für den Transport auf Holzstücke gelegt. Beim Umgang mit dem Dummy im Nasslagergebäude wurde der Hofwagen leicht kontaminiert, was vor dem erneuten Ausschleusen bemerkt wurde. Die Kontamination am Hofwagen wurde entfernt, dabei wurde allerdings vergessen, auch das Holzstück auszumessen. Dieses gelangte mit dem Hofwagen wieder aus dem Nasslager ins Freie. Der Fehler wurde allerdings rasch bemerkt und das Holzstück konnte von ausserhalb der Zone geborgen werden. Die anschliessende radiologische Kontrolle zeigte eine Kontamination in der Höhe eines Richtwertes.

Als Massnahme BER-D-31708 wurden die Strahlenschutzmitarbeitenden hinsichtlich der Kontaminationskontrolle von Materialien, welche die kontrollierte Zone verlassen, sensibilisiert. Seit 2008 wurde kein ähnlicher Fall mehr festgestellt.

Marginale Aerosolfreisetzung im Kugelmessraum

Bei einem Versuch im Rahmen des Projekt NAS (Nuklidaktivierungssystem) wurde wie geplant eine aktivierte Probe aus dem Kugelmesssystem geschleust. Dabei kam es im Kugelmesstischraum aufgrund einer Leckage an der NAS-Apparatur zu einer ungeplanten Aerosolfreisetzung. Es trat keine Personengefährdung auf, doch wurden die weiteren Arbeiten durch Schutzanzugtragpflicht erschwert und verzögert. Als Ursache konnte ein ungenügendes Anziehen einer Schraubverbindung identifiziert werden.

Die getroffenen Massnahmen BER-D-87605 zur Vermeidung von Freisetzungen beinhalteten technische und organisatorische Verbesserungen (Einhausen, Abklärung der Strömungsverhältnisse etc. und Doppelkontrollen (Vier-Augen-Prinzip).

Automatisierte Jobdosimetrie

Das KKG hat sich im Hinblick auf die anstehende Erneuerung der elektronischen Dosimetrie entschlossen, künftig die Jobdosimetrie elektronisch durchzuführen BER-C-85337 (Projekt Ersatz Dosimetriesystem EDO).

Durch die automatisierte Jobdosimetrie können die Qualität und Effektivität der Prozesse in der Dosimetrie gesteigert werden. Der praktische Strahlenschutz wird von der Jobdosimetrie in Papierform befreit und kann sich besser auf die direkte Arbeitsüberwachung konzentrieren. Die Dosisüberwachung wird damit verbessert und erfolgt zeitnah zu den Arbeiten. Die Datenqualität im System und bei der Berichterstattung kann mit der automatisierten Jobdosimetrie vermutlich erhöht werden. Sie hängt jedoch auch massgeblich von der Qualität der Dateneingabe und -erfassung ab.

Des Weiteren ergeben sich mehr Interventionsmöglichkeiten für den praktischen Strahlenschutz, womit die Individual- und Kollektivdosen effektiver optimiert werden können. Eine Schnittstelle zu den Personenmonitoren ermöglicht frühzeitige Interventionsmöglichkeiten bei Kontaminationen. Zusammen mit der Jobdosimetrie können die Daten für Analysen und Statistiken bei wiederkehrenden Arbeiten verwendet werden.

Einbezug von Projektbegehungen in die Dosisplanung

Infolge von Modernisierungen zur Sicherstellung eines langfristigen Betriebs der Anlage sind in den letzten Jahren viele Projektarbeiten gestartet worden, die mit Begehungen in der kontrollierten Zone einhergingen. Zum Teil fanden diese Begehungen in Bereichen mit hohen Kontaminations- oder Dosisleistungspegeln, die nur während der Revision zugänglich sind, statt. Die Begehungen waren oftmals nicht vorgängig in der Strahlenschutzplanung der Revision enthalten, banden teilweise die Ressourcen vor Ort bei gleichzeitig stattfindenden Revisionsarbeiten und führten zu nicht vorgängig in der Revisionsplanung berücksichtigten Dosen. Diesem Umstand hat der Strahlenschutz Rechnung getragen, indem er in den Revisionsvorbereitungen speziell solche Projektbegehungen eruiert und in die Planung einbezieht.

Aktivitätskontrolle am Eingang zum Sicherungsbereich, herrenlose radioaktive Materialien

Die neue Strahlenschutzverordnung StSV vom 26. April 2017 hat im Art. 104 die Problematik herrenloser radioaktiver Materialien aufgenommen. So sind die Betriebe verpflichtet, Materialien mit geeigneten Überwachungsverfahren auf das Vorhandensein herrenloser radioaktiver Materialien zu überprüfen und bei Auffinden solcher Materialien an geeigneter Stelle zu sichern.

Mit den 2017 installierten Portalmonitoren ist das KKG in der Lage, den Personen- und Warenverkehr ins bzw. aus dem Kraftwerk radiologisch zu überprüfen.

Die Zugangs- und Ausgangsbereiche der kontrollierten Zone werden nach wie vor mit den Messmitteln des praktischen Strahlenschutzes, insbesondere mit Personen- und Freigabemonitoren, auf Kontaminationen und Inkorporationen überwacht. Hierbei wird bei Personen der erste Austritt aus der Zone resp. Die Eingangsmessungen der Materialien als Bestätigung der ursprünglichen Kontaminationsfreiheit herangezogen. Personen, die sich einer nuklearmedizinischen Behandlung unter Einsatz von radioaktiven Substanzen unterzogen haben, können mit den Monitoren frühzeitig erkannt und für die kontrollierte Zone gesperrt werden.

Externe Ereignisse

In den vergangenen Jahren wurden eine Vielzahl von externen Ereignissen aufgrund von Erfahrungsmeldungen über die Quellen WANO, VGB, Framatome, GRS und andere erfasst und auf Übertragbarkeit im KKG analysiert. Ereignisse mit radiologischer Relevanz wurden vom Ressort Strahlenschutz betrachtet. Von der Abteilungsleitung Überwachung erfolgte jedes Jahr eine Bilanzierung der Meldungen. Es wurden vom 1. Oktober 2008 bis zum 30. September 2017 insgesamt 89 Ereignisse von der Abteilung Überwachung bearbeitet (siehe «Erfahrungsauswertungen WANO/VGB/AREVA/GRS», 2008–2017). Davon wurden drei Meldungen mit besonderer Relevanz oder mit direktem Verbesserungspotenzial für den Strahlenschutz im KKG identifiziert.

Inkorporation bei Revisionsarbeiten in einer japanischen Anlage

Die Thematisierung dieses leichten Inkorporationsfalles erfolgte anhand eines leichten Inkorporationsfalles im KKG infolge einer fehlerhaften Beschriftung (vgl. interne Erfahrungen/Ereignisse). Die Strahlenschutzmitarbeitenden wurden hinsichtlich der Vermeidung von Inkorporationen ausführlich geschult.

Beurteilung des Risikos einer Überschreitung der zulässigen Jahresdosis – Analyse zum INES-2-Ereignis im KKB 2009

Das Ereignis BER-C-45265 im KKB betraf eine Überschreitung der gesetzlich vorgeschriebenen Jahresdosislimite von 20 mSv/a. Betroffen waren zwei Personen. Hauptursache war eine ungenügende Koordination von Arbeiten, da eine der Arbeiten kurzfristig verschoben wurde.

Im KKG gibt es nur wenige Aktionen, bei denen aufgrund mangelnder Koordination von Arbeiten eine nicht involvierte Person unzulässig bestrahlt werden könnte. Diese Arbeiten sind gut bekannt. Da sie jeweils geplant durchgeführt werden, ist die Wahrscheinlichkeit einer mangelnden Koordination äusserst gering. Angemeldete Arbeiten werden vor Freigabe sowohl von einem Vertreter der Abteilung Betrieb sowie von einem Strahlenschutztechniker geprüft. Bei bekannten dosisleistungsintensiven Arbeiten werden die Zugänge abgesperrt.

Bei dosisintensiven Tätigkeiten werden die radiologischen Bedingungen von einem Mitarbeitenden des Strahlenschutzes vorgängig überprüft. So werden auch vom erwarteten Zustand abweichende Bedingungen erkannt (z. B. Vorliegen von Hotspots).

Würden alle administrativen Vorkehrungen versagen, so bleibt das elektronische Dosimeter als letztes Warngerät. Die Praxisteste haben gezeigt, dass die Dosis-Alarme gut von der dosisleistungsabhängigen Piepsfrequenz (Dosisleistungswarnung) unterscheidbar sind. Ab 100 mSv/h erfolgt ein Dosisleistungsalarm mit akustischem Vorrang vor den Dosisalarmen. Dies ist gerechtfertigt, da Arbeiten in einem solchen Strahlenfeld unter enger Begleitung und Überwachung durch den Strahlenschutz erfolgen.

Bei den Dosimetern der neueren Generation ist neben dem akustischen Alarm auch ein optischer Alarm vorhanden. Dieser ist durch den KKG-Overall wahrnehmbar, was bei Arbeitsplätzen mit hohem Lärmpegel zusätzlich von Vorteil ist.

Die Dosimeter erlauben die Instruktion der Benutzer derart, dass bei Ertönen irgendeines Alarms der Arbeitsplatz unverzüglich zu verlassen und der Strahlenschutz zu kontaktieren ist.

Überschreitung der zulässigen Strahlenexposition einer Person bei Instandhaltungsarbeiten im KKL 2010 (INES 2)

Die Meldung betraf ein Ereignis im KKL, bei welchem es zu einer Überschreitung der gesetzlich vorgeschriebenen Jahresdosislimite von 20 mSv bzw. der Hautdosis von 500 mSv kam. Betroffen war eine Person. Das Vorkommnis wurde durch verschiedene Ursachen ausgelöst (Kommunikation, Arbeitsaufsicht, Durchführung nicht geplanter Arbeiten), die ähnlich wie beim INES-2-Ereignis im KKB in Betracht zu ziehen waren. Da eine vertiefte Situationsanalyse durch das KKG bereits zum INES-2--Ereignis im KKB 2009 durchgeführt wurde (vgl. oben), drängten sich keine Massnahmen aufgrund des Ereignisses im KKL mehr auf.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 4, 61, 62, 64, 66–71, 77, 89–92 und 104

Kernenergieverordnung KEV, Art. 33 und 36

Verordnung UraM, Art. 38, 41–46 und Anhang 2–3

Richtlinien ENSI-G12 und ENSI-G15

Beurteilung des ENSI

Die Massnahmen bei erhöhten Tramp-Uran-Gehalten in den Defektzyklen 29, 30 und 31 (2007 bis 2010) wurden vom ENSI aufsichtlich eng begleitet. Mit den vom KKG ergriffenen Massnahmen konnte die Situation jeweils gut beherrscht werden. Aus Sicht des ENSI trägt das KKG der Entwicklung des alpha- zu beta-Verhältnisses in den vergangenen Jahren adäquat Rechnung.

Die systematische Aktualisierung und Kontrolle der Beschriftungen des Strahlenschutzes durch das KKG hat das ENSI im Rahmen seiner Inspektionstätigkeit bestätigt.

Das ENSI begrüsst, dass das KKG die elektronische Jobdosimetrie seit 2019 durchführt. Insgesamt beurteilt das ENSI die vom KKG umgesetzten Verbesserungen aufgrund von betriebsinternen sowie externen Ereignissen als zielführend.

3.4.6 Zustand, Änderungen und Erfahrungen mit den Strahlenmessmitteln des operationellen Strahlenschutzes, der Personendosimetrie und zur Anlagenüberwachung

Angaben des KKG

Die Messmittel des operationellen Strahlenschutzes, der Personendosimetrie und die ortsfeste Strahlenschutzinstrumentierung haben sich im bisherigen Betrieb des KKG bewährt und ihre Aufgaben zuverlässig erfüllt. Ein internes Ziel legt fest, dass weniger als 10 % des Messmittelbestandes des operationellen Strahlenschutzes pro Jahr in externe Reparatur gegeben werden müssen. Diese Zielsetzung konnte in den vergangenen Jahren eingehalten werden. Dazu trägt die langfristige Planung mit dem schrittweisen Ersatz der Messmittel bei. Dieser Ersatz hat teilweise bereits stattgefunden und erfolgt in Übereinstimmung mit dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Neu wurde eine Ortsdosisleistungsüberwachung des Areals in Betrieb genommen. Die Messmittel des operationellen Strahlenschutzes mit den Einsatz- und Wartungsbedingungen sind in den entsprechenden Anlagendokumentationen («Anlagendokumentationen zur nicht fest zur Anlage gehörenden Messgeräte», V21) beschrieben.

Die Betriebserfahrungen der Messmittel zur Anlagenüberwachung sind im Bericht [BER-S-92637] zusammengetragen.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 7 Bst. A

Strahlenschutzverordnung [StSV], Art. 4, 61, 62, 64, 66–71, 77, 89–92 und 104

Verordnung [UraM], Art. 32, 38 und 42

Beurteilung des ENSI

Mit seiner Aufsichtstätigkeit hat sich das ENSI davon überzeugt, dass das KKG über genügend Strahlenmessmittel verfügt, die dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Das ENSI begrüsst insbesondere die neue Installation des Systems zur Ortsdosisleistungsüberwachung des Areals und den Ersatz des Dosimetriesystems, mit dem zukünftig eine automatisierte Jobdosimetrie durchgeführt wird.

3.4.7 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone

Angaben des KKG

Die Betriebssanitäterinnen und Betriebssanitäter müssen bei Personenunfällen, bei akuten Erkrankungen oder bei Notfällen Erste Hilfe leisten und lebensrettende Sofortmassnahmen einleiten können. Sie müssen auch in der Lage sein, zu entscheiden, ob eine verletzte oder erkrankte Person ärztliche Hilfe benötigt oder sofort in Spitalpflege überstellt werden muss. In einem Kernkraftwerk besteht zudem die Möglichkeit, dass konventionelle Verletzungen mit inneren oder äusseren Bestrahlungen einhergehen können. Zudem sind Massnahmen vorzusehen, um Kontaminationsgefahren und Kontaminationsverschleppungen nach dem Abtransport der verletzten Person aus dem Kernkraftwerk zu minimieren. Als Arbeitgeber benötigen Kernkraftwerke deshalb eine entsprechend ausgebildete Sanitätsequipe.

Die Aus- und Weiterbildung erfolgt extern nach dem Standard des Interverbands für Rettungswesen (IVR). In regelmässigen internen Weiterbildungsanlässen werden theoretische und praktische Grundlagen vermittelt und es wird der Umgang mit dem Material geübt.

Im Notfallreglement [REG-D-4] ist festgehalten, dass die Betriebssanität des KKG im Rahmen der Notfallorganisation als Equipe der Notfallleitung unterstellt ist. Im selben Dokument liegt die zum Zeitpunkt der Erstellung gültige Einteilungsliste ROL-C-21715 vor, die 38 Personen umfasst. Der Chef der Sektionen Strahlenschutz, Chemie und Sanität ist dem Notfallleiter unterstellt, in seinem Pflichtenheft VOR-D-21718 sind die Aufgaben sowie die unterstellten Stellen definiert.

Wie alle Notfallequipen besitzt die Betriebssanität ein Pflichtenheft VOR-D-21720. Die dort definierte Unterstützung der Notfallorganisation in sanitätsdienstlichen Belangen umfasst das Leisten der Ersten Hilfe, die

Aufbietung des Rettungsdienstes und bei Bedarf eines Arztes, die Betreuung des oder der Patienten bis zur Übergabe an den Rettungsdienst, die entsprechende Vorbereitung des Patiententransports, die Koordination der Patientendekontamination in Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutz, die Koordination des Rettungseinsatzes mit der Feuerwehr, die Unterstützung externer Rettungskräfte sowie die regelmässige Orientierung des Chefs Sektion Strahlenschutz, Chemie und Sanität. Auf Anordnung des Strahlenschutzes werden Patienten mit begründetem Verdacht auf Iod-Inkorporation Iodtabletten verabreicht, die in den Sanitätszimmern aufbewahrt werden.

Bei einem Aufgebot über die Lautsprecheranlage oder über Telefon besammeln sich die einrückenden Mitglieder der Sanitätsequipe im Sanitätszimmer ZY0237 im Verwaltungsgebäude. Findet der Einsatz in der kontrollierten Zone statt, ist der Raum ZC0617 in der kontrollierten Zone der Besammlungsort (VOR-D-21726).

Das notwendige Material ist in den beiden Sanitätszimmern stationiert. Die Ausrüstung umfasst adäquate Mittel für die Erste Hilfe und die lebensrettenden Sofortmassnahmen vor Ort. Im Sanitätszimmer in der kontrollierten Zone kann zudem die Dekontamination von Patienten durchgeführt werden.

Bei Brand oder Explosion wird gemäss der Checkliste ROL-C-21735 gehandelt, bei einem Personenunfall gemäss ROL-C-21737. Die einzelnen Posten der Checklisten werden mit Eintrag von Zeit und Visum quittiert. Im Falle einer Überweisung ans Universitätsspital Zürich ist der entsprechende Überweisungsschein auszufüllen, in welchem nicht nur die konventionellen Verletzungen, sondern auch eventuell vorliegende externe Bestrahlungen, Kontaminationen oder Inkorporationen rapportiert werden (ROL-C-21762).

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz KEG, Art. 4

Kernenergieverordnung KEV, Art. 7 Bst. A und d, Art. 8

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 125, 126 und 172

Informationsschrift «der Strahlenunfall» der Suva (2869/21.D vom 01.01.2017)

Richtlinien des Swiss Resuscitation Council (SRC)

Richtlinien Interverbands für Rettungswesen (IVR)

Beurteilung des ENSI

Die Inspektionen und Beobachtungen von Notfallübungen und durch die Überprüfung der eingereichten Dokumente haben gezeigt, dass im KKG eine gut ausgerüstete und ausgebildete Sanitätsequipe arbeitet. Die Ausrüstung ist praxisgerecht und entspricht den Anforderungen der Verbände und dem aktuellen Stand der Technik. Die Aus- und Weiterbildung der Mitglieder der Sanitätsequipe ist gut und praxisorientiert koordiniert und richtet sich nach anerkannten Vorgaben. Es stehen zwei komplett und zweckmässig ausgerüstete Sanitätszimmer zur Verfügung, in denen neben konventionellen Unfällen oder akuten Erkrankungen, auch Strahlenunfälle erstversorgt werden können. Die mobile und stationäre Ausrüstung wird regelmässig durch Fachpersonen überprüft. Die technischen Vorgehensweisen sowie die Kriterien für die Weitergabe von Patienten sind in den Notfallreglementen und Checklisten geregelt. Die KKG-Sanitätsequipe hat bei den regelmässig durchgeführten Übungen und bei den im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Vorfällen mit erkrankten oder verunfallten Personen gezeigt, dass sie einsatzbereit ist und die Erstversorgung und Weitergabe der Patienten sehr gut beherrscht.

3.4.8 Abgabe radioaktiver Stoffe

Die heute gültigen Werte für maximal zulässige Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und in die Aare wurden 1981 mit Bezug auf die damals gültige Strahlenschutzverordnung in den Auflagen der Betriebsbewilligung für das KKG festgelegt. 1994 und 2017 erfolgten Neufassungen der Strahlenschutzverordnung StSV. Aus diesem Grund setzte die HSK im Januar 1996 und das ENSI in den Jahren 2018 und 2019 neue Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglemente in Kraft, welche sich weiterhin auf die Auflage 3.2 der Betriebsbewilligung stützten, in welchen aber die Abgabelimite den Anforderungen und Einheiten der jeweils gültigen Strahlenschutzverordnung StSV angepasst wurden.

Angaben des KKG

Gemäss Strahlenschutzreglement des KKG sind für die Überwachung der Abgaben auf dem Luft- und Wasserpfad sowie die Kontrolle der Umgebung die Ressorts Strahlenschutz und Chemie der Abteilung Überwachung zuständig. Die Durchführung der Bilanzierung und Buchführung sowie der Umgebungsüberwachung sind im Rahmen des Managementsystems im KKG in verschiedenen internen Weisungen und dazu untergeordneten Dokumenten geregelt. Die folgenden Angaben wurden den Betriebserfahrungsberichten des KKG entnommen.

Die Abbildung 3-8 zeigt die jährlichen Abgaben von Edelgasen, Iod und Aerosolen über den Kamin und über das Abwasser, verglichen mit den Jahresabgabelimits. Gemäss KKG lagen die Abgaben im Überprüfungszeitraum sowohl für die Fortluft wie für die übrigen Nuklide im Abwasser (ohne Tritium) in einem tiefen Bereich, deutlich unterhalb der Abgabelimite. Die in den Jahren 2008 bis 2010 erkennbare Erhöhung, insbesondere der Iodabgaben über die Fortluft, ist auf in diesen Jahren aufgetretenen Brennelementleckagen zurückzuführen. Bei den flüssigen Abgaben von Tritium erfolgte ein wesentlicher Anteil der Abgabe anlässlich der jeweils im Frühjahr stattfindenden Kühlmittelverwerfaktion.

Im Überprüfungszeitraum wurden auch die Kaminabgaben von tritiiertem Wasser und anorganischem Radiokohlenstoff (^{14}C in der Form von CO_2) erfasst (Abbildung 3-9). Diese Nuklide sind zwar nicht limitiert, da deren Abgaben nicht zu Überschreitungen von Dosisgrenzwerten oder dem quellenbezogenen Dosisrichtwert führen können, insbesondere das ^{14}C liefert aber im Normalbetrieb aufgrund der tiefen Abgaben der übrigen radioaktiven Stoffe den Hauptbeitrag zur errechneten Dosis für die Umgebungsbevölkerung. In den Jahren 2008 bis 2017 wurden bei gleichbleibender Tendenz im Mittel weniger als 10^{11} Bq ^{14}C in der dosisrelevanten Form von CO_2 abgegeben. Die Abgabe von Tritium über die Fortluft an die Umgebung erfolgt ausschliesslich in der anorganischen Form von tritiiertem Wasser, die mittlere Jahresabgabe betrug hier rund 5×10^{11} Bq Tritium in der Fortluft.

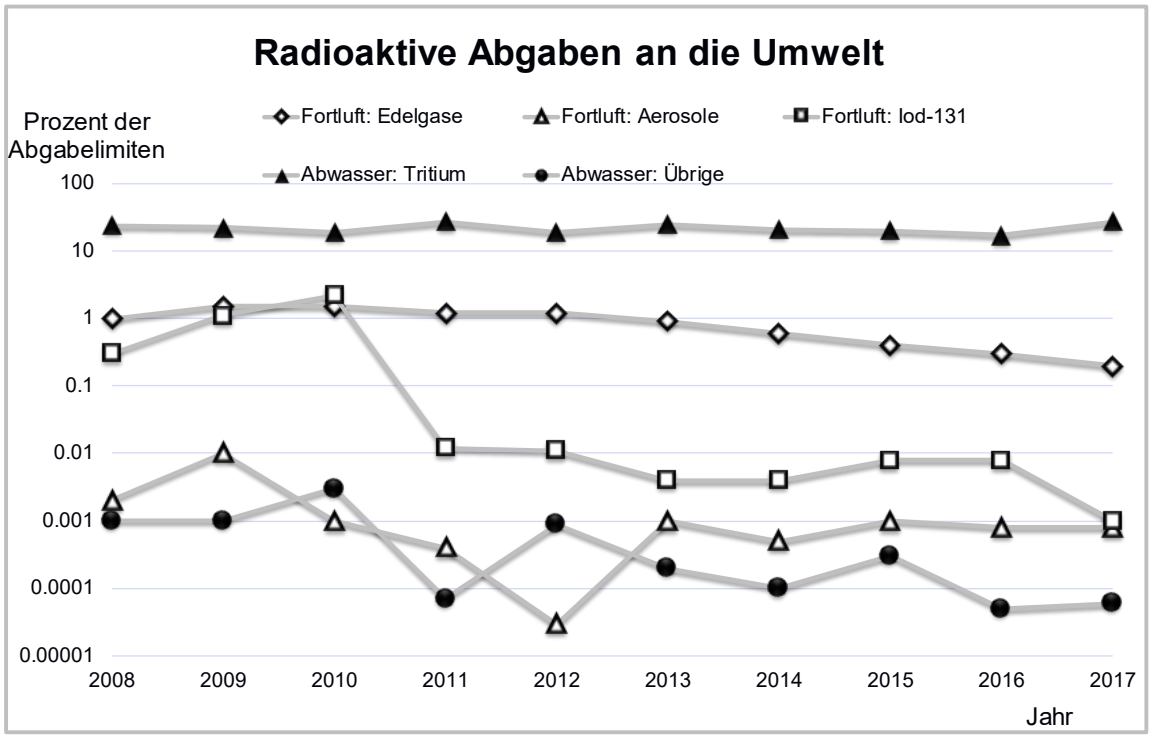

Abbildung 3-8: Edelgas-, Iod- und Aerosolabgaben über den Kamin und Tritium und «übrige Nuklide» über das Abwasser

Hinweis: Die Jahresabgabelimite (JAL) liegen bei $1 \cdot 10^{15}$ Bq/a für Edelgase (Aequivalentabgaben), $7 \cdot 10^{9}$ Bq/a für Iod-131 und bei $1 \cdot 10^{10}$ Bq/a für Aerosole sowie beim Abwasser bei $7 \cdot 10^{13}$ Bq/a für Tritium und $2 \cdot 10^{11}$ Bq/a (Abgabeäquivalent) für die übrigen Nuklide.

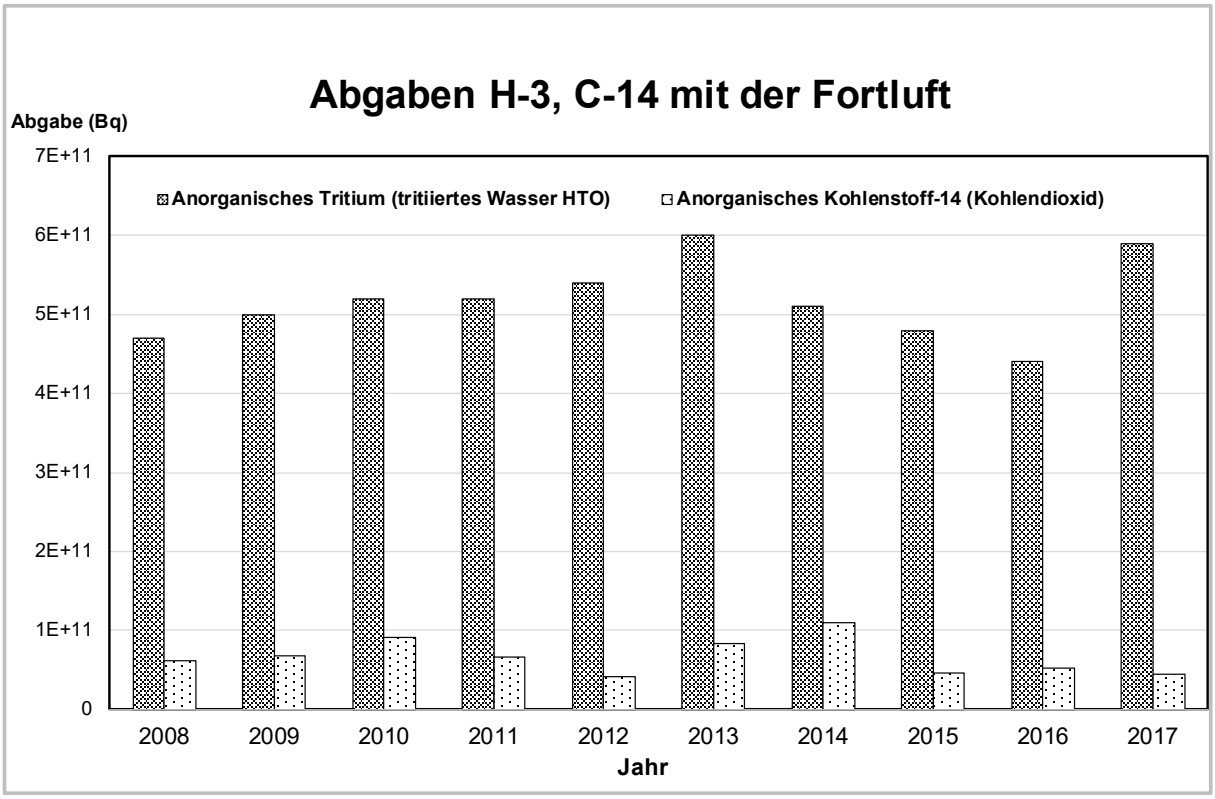

Abbildung 3-9: Abgaben von Radiokohlenstoff (^{14}C) in der Form von CO_2 und von Tritium (^{3}H) in der Form von tritiiertem Wasser (HTO) an die Umwelt

Das KKG stellt fest, dass die Abgaben über den Kamin und über das Abwasser im Normalbetrieb im Überprüfungszeitraum zwischen 2008 und 2017 jederzeit deutlich unter den vorgeschriebenen Grenzwerten lagen. Die aus den Abgaben abgeschätzte Dosis für die meist betroffenen Personen in der Umgebung lag im Überprüfungszeitraum bei weniger als 0,01 mSv/a, bei welchem die Tätigkeit gemäss der bis Ende 2017 gültigen Strahlenschutzverordnung in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert galt. Sie lag damit deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts von 0,3 mSv im Jahr.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzgesetz StSG, Art. 26

Strahlenschutzverordnung (1994) StSV, Art. 7, 79, 80 und 81

Strahlenschutzverordnung (2017) StSV, Art. 7, 111, 112 und 113

Entscheid des Bundesrates vom 29. April 1981 hinsichtlich der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Gösgen (KKG)

Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG) HSK 17/232 sowie ENSI 17/2107

Richtlinien ENSI-G14 und ENSI-G15

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat gestützt auf die Richtlinie ENSI-G14 und die ursprünglich bei der Inbetriebnahme ermittelte Wetterstatistik sowie zusätzlich auch die Wetterstatistiken der Jahre 2001 und 2002 überprüft, ob mit den in der Betriebsbewilligung des KKG festgelegten Abgabegrenzwerten der quellenbezogene Dosisrichtwert auch unter Berücksichtigung der Dosisfaktoren gemäss StSV (2017) eingehalten werden kann. Die in diesem Rahmen durchgeführten Dosisberechnungen zeigen, dass keine Veranlassung besteht, die gültigen Abgabelimite anzupassen.

Die Abgabemessungen des KKG werden vom ENSI stichprobenweise durch vierteljährliche, eigene Messungen überprüft. Des Weiteren werden Bilanzierung und Buchführung durch jährlich stattfindende Inspektionen kontrolliert. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der Messgenauigkeit immer eine gute Übereinstimmung festgestellt. Bei den Inspektionen konnte sich das ENSI jeweils von der ordnungsgemässen Bilanzierung, Buchführung und Meldung der Abgabewerte ans ENSI überzeugen. Nach Ansicht des ENSI ist die im KKG durchgeführte Bilanzierung und Buchführung zur Überwachung der Abgabelimite geeignet. Im gesamten Überprüfungszeitraum wurden die Abgabelimite eingehalten resp. in den meisten Fällen deutlich unterschritten.

In Abbildung 3-10 ist zu erkennen, dass die flüssigen Aktivitätsabgaben des KKG im Überprüfungszeitraum deutlich unter dem Medianwert der europäischen Reaktoren liegen. Da die im KKG ausgewiesenen Aktivitätsabgaben mit dem Abwasser häufig im Bereich der Nachweisgrenzen liegen, schwanken die dargestellten Abgabewerte über die Jahre mit allenfalls leicht abnehmender Tendenz. Die aus den flüssigen Abgaben für die repräsentativen Personen errechneten Dosen liegen deutlich unter 10 µSv pro Jahr. Somit sieht das ENSI aus Gründen des Strahlenschutzes, der Verordnung zum Gewässerschutz und der internationalen Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften keinen Handlungsbedarf zur weiteren Senkung der Abgaben radioaktiver Stoffe im Abwasser des KKG.

Bezüglich der Abgaben mit der Fortluft teilt das ENSI die Einschätzung des KKG, dass die Abgaben über den Kamin im Vergleich mit anderen Anlagen auf tiefem Niveau liegen. Aufgrund der tiefen Abgaben der limitierten Nuklidgruppen kommt der grösste Teil der Dosis für die repräsentative Person in der Umgebung des KKG im Normalbetrieb durch die Abgabe von Kohlenstoff-14 zustande. Die errechneten Jahresdosen liegen bei etwa 0,001 mSv für Kleinkinder, Zehnjährige und Erwachsene und damit deutlich unterhalb von 10 µSv. Somit drängen sich auch hier keine weiteren Massnahmen zur Senkung der Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Fortluft des KKG auf.

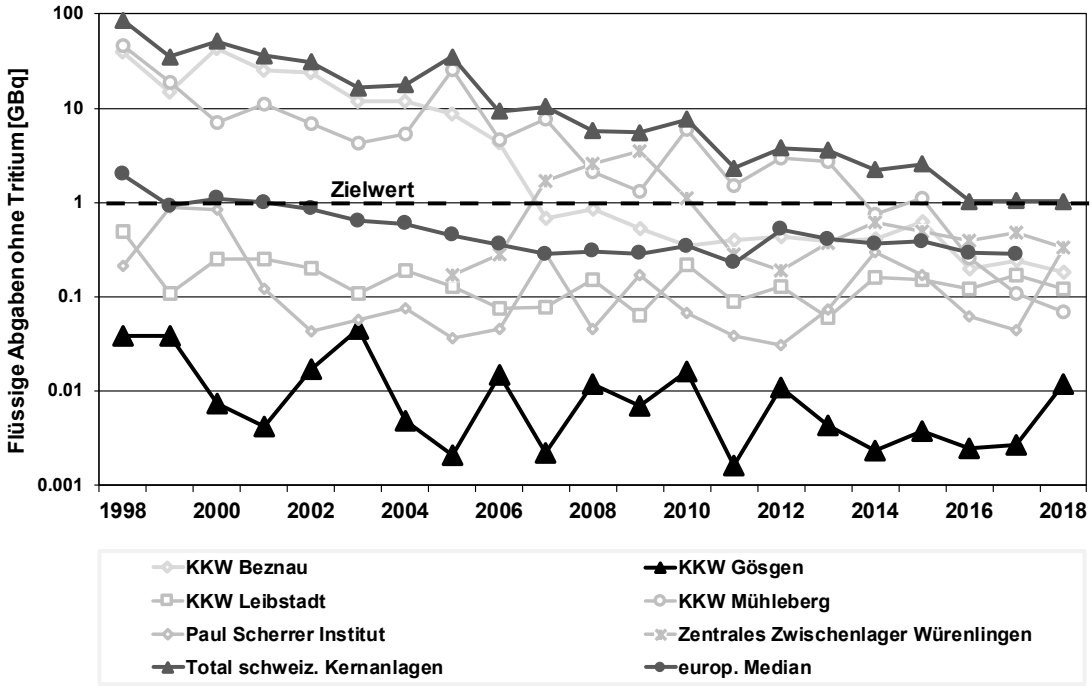

Abbildung 3-10: Flüssige Abgaben der Schweizer Kernanlagen zwischen 1998 und 2018 in die Aare resp. den Rhein

3.5 Wasserchemie und Aufbereitungssysteme

Die Qualität des Primärkühlmittels (Wasser) und dessen Inhaltsstoffe haben einen Einfluss auf den sicheren, störungsfreien und umweltschonenden Betrieb der Anlage. Dazu werden die Inhaltsstoffe und die Leitfähigkeit in regelmässigen Abständen mittels geeigneter Analysemethoden überprüft. Von Interesse sind vor allem Korrosions-, Spalt- und Aktivierungsprodukte, Bor und Lithium, Zink sowie bestimmte Anionen. Eine gute Wasserqualität ist eine der Voraussetzungen, um das Auftreten von Brennstabhüllrohrdefekten zu minimieren und Spannungsrisskorrosion weitestgehend zu vermeiden. Ferner wird dadurch bezweckt, die dosisleistungsbestimmende Kontamination an innenseitig wasserbenetzten Oberflächen von Komponenten und Rohrleitungen zu begrenzen. Um die hohen und komplexen Anforderungen zu erfüllen, sind umfangreiche Reinigungsanlagen erforderlich, deren Betriebsverhalten in diesem Kapitel beurteilt werden.

Ergänzend sind Systeme zur Zudosierung der notwendigen Zusatzstoffe zum Primärkühlmittel und zum sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf notwendig. Des Weiteren hat das KKG die regelmässige Überprüfung der Wasserqualität zu gewährleisten.

Aus dem Primärkühlmittel austretende, nicht kondensierbare Gase werden gesammelt und als Abgas verzögert und gefiltert an die Aussenluft abgegeben.

Die im Folgenden aufgeführten Angaben wurden den Stellungnahmen des KKG [BER-C-92653] und [HDB-C-1000] entnommen.

3.5.1 Primärkühlmittel

Angaben des KKG

Zur Minimierung der Bildung und des Transports von Korrosionsprodukten wird im KKG der modifizierten koordinierten B/Li-Fahrweise nach VGB-Richtlinie R 401 J [VGB-1] gefolgt. Dabei wird zu Beginn des Zyklus eine konstante Lithiumkonzentration von $2 \pm 0{,}1$ mg/kg eingehalten, bis mit sinkender Borkonzentration ein pH-Wert (300 °C) von 7,2 bis 7,3 erreicht wird. Anschliessend wird mit Lithiumentzug respektive -dosierung der pH-Wert konstant gehalten.

Die radiolytische Sauerstoffbildung wird durch Wasserstoffkonditionierung unterdrückt. Hiermit wird eine Sauerstoffkonzentration im Leistungsbetrieb von $< 0{,}005$ mg/kg erreicht. Nebst der optimalen pH-Einstellung und der Sauerstofffreiheit ist die Einhaltung der Chlorid- und Sulfatspezifikationen im Primärkühlmittel ein weiterer wichtiger Faktor zur Minimierung von Korrosion. Deren Konzentrationen liegen während des Dauerbetriebs durchwegs deutlich unter dem Action-Level 1 von $> 0{,}1$ mg/kg gemäss VGB-Richtlinie [VGB-1].

Im Überprüfungszeitraum sind keine Verletzungen der Grenzwerte für Lithium, Wasserstoff, Sauerstoff und Chlorid gemäss BHB 2.3.3-1.2 aufgetreten.

Somit schlussfolgert das KKG, dass die Fahrweise erfolgreich praktiziert wird.

Spaltprodukte

Aus den Aktivitätskonzentrationen der Edelgasnuklide Xe-133 und Xe-135 kann abgeleitet werden, dass sowohl zu Beginn der Zyklen 2008/09 als auch 2009/10 (wie bereits im Zyklus 2007/08) Brennelement-Defekte aufgetreten sind. Diese sind erkennbar dadurch, dass das Xe-133 die höhere Konzentration als das Xe-135 aufweist. Bedingt durch die BE-Defekte und den damit verbundenen Brennstoff-Freisetzungen, weisen die weiteren Spaltprodukte I-131/134, Cs-134/137, Sr-89/90 sowie das Np-239 ebenfalls erhöhte Aktivitätskonzentrationen auf. Die maximale Gleichgewichtsaktivitätskonzentration von I-131 betrug $8E+5$ Bq/kg, d. h. 40 % des ersten Abfahrgrenzwertes von 2E+6 Bq/kg gemäss BHB 2.3.3-1.1.

Beim Auftreten von Hüllrohrdefekten kann Brennstoff aus den Brennstäben austreten und zu sogenanntem Tramp-Uran führen. In den Jahren 2008 und 2009 [ENSI 17/1350] traten jeweils kurz nach dem Anfahren nach der Jahresrevision BE-Defekte auf, welche im Verlauf der Zyklen 29 bis 31 zu Brennstoffaustragungen führten. Im 30. Zyklus war eine Zunahme des Tramp-Urans im Vergleich zum Zyklusbeginn um rund 17 g, im 31. Zyklus um ca. 20 g festzustellen. In den darauffolgenden Jahren sind keine weiteren BE-Defekte mehr aufgetreten.

Seither fällt die Menge an Tramp-Uran kontinuierlich, als Folge der Eliminierung von alten, mit Tramp-Uran kontaminierten Brennelementen. Der Anstieg des Tramp-Urans im Neutronenfeld von Zyklusbeginn bis Zyklusende in den defektfreien Zyklen 32–38 ist auf Umverteilungsprozesse des Tramp-Urans von ausserhalb des Neutronenfelds (v. a. Dampferzeugerheizrohre) in den Kern zurückzuführen.

Seit der Jahresrevision 2010 sind keine Brennelement-Defekte mehr aufgetreten. Als Folge der allmählichen Reduktion des Tramp-Urans nehmen die Aktivitätskonzentrationen der Spaltprodukte und des Np-239 kontinuierlich ab.

Erhöhung des Anteils an B-10

Seit dem 19. Zyklus (Mitte 1998) wird dem Primärkühlmittel Borsäure mit einem B-10-Anteil von 28 Atom-% zugegeben. Der Einsatz von MOX-Brennelementen machte diese Umstellung von natürlicher Borsäure (B-10-Anteil von 19,0 Atom-%) auf die angereicherte Borsäure erforderlich. Die angepasste Fahrweise hat den Vorteil, dass der Anfangs-pH sowie der Sollwert für die Borkonzentration leicht erhöht werden konnten, wodurch der für den Korrosionsschutz günstige Ziel-pH von 7,2 schneller erreicht wird. Die Umstellung verlief ohne Störungen. Der Anteil des B-10-Isotops in den Druckspeichern, Flutbehältern und Borsäurebehältern wird jährlich überprüft. Es sind keine unerwünschten Nebenwirkungen aufgetreten und es wurden keine radiologischen Auswirkungen beobachtet. Die angepasste Verfahrensweise hat sich gut bewährt und wird weiterverfolgt.

Aktivierungsprodukte

Die Aktivitätskonzentrationen der Nuklide Co-58/60, Fe-59 und Cr-51 sind nach Beginn der Zinkdosierung im Jahre 2005 angestiegen und zeigen seit 2008 einen ziemlich konstanten Verlauf, mit einem leicht tieferen Niveau seit dem längeren Stillstand (gesamte Revisionsdauer 80 Tage) im Jahr 2013.

Die Aktivierungsprodukte des Zinks, Zn-65 und Zn-69m sind erst mit Beginn der Zinkdosierung nachweisbar. Ihre Aktivitätskonzentrationen sind in den letzten 10 Jahren konstant geblieben.

Die Konzentrationen der Antimonisotope Sb-122 und Sb-124 sind seit dem Austausch der Hauptkühlmittelpumpen-Dichtungen durch antimonfreie Produkte im Jahr 2008 leicht gesunken.

Korrosionsprodukte

Die Gesamteisen-Konzentration im Primärkühlmittel bewegte sich, ausser in einzelnen wenigen Fällen, im Erwartungsbereich von 1 bis 5 µg/kg. Die Konzentrationen der weiteren Korrosionsprodukte Chrom, Kobalt, Nickel und Kupfer lagen während des Leistungsbetriebs unter der Bestimmungsgrenze von 1 µg/kg.

Zinkdosierung

Die Anfang 2005 begonnene Dosierung von Zink ins Primärkühlmittel wurde fortgeführt. Die Zielkonzentration von 5 ± 2 µg/kg wurde über weite Strecken eingehalten. Einzig bei Transienten, wie z. B. beim Abfahren zur Jahresrevision, sind einzelne Abweichungen zu verzeichnen.

Die Dosisleistungen an Primärkreislaufkomponenten konnte in den letzten 10 Jahren weiter beträchtlich reduziert werden. Im Vergleich zu 2005 resultierte eine durchschnittliche Reduktion um ca. 70 %. Die Verfahrensweise hat sich bewährt.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-B03

VGB-Richtlinie R-401 VGB-1

EPRI PWR Primary Water Chemistry Guidelines Vol. 1, Rev. 4 and Vol. 2, Rev. 4, 1999

EPRI Pressurized Water Reactor Primary Water Zinc Application Guidelines, Final Report, 2006

EPRI Benchmarking Shutdown Chemistry Control Recommendations in the Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines, Final Report, June 2006

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG angewendeten wasserchemischen Parameter führen zu geringen Konzentrationen von mobilisierten Korrosionsprodukten im Primärkühlmittel. Aufgrund der modifizierten koordinierten B/Li-Fahrweise kann die optimale pH-Bedingung über nahezu den ganzen Zyklus gehalten werden und die radiolytische Sauerstoffbildung wird dadurch unterdrückt.

Trotz den drei BE-Defekten in den aufeinanderfolgenden Zyklen von 2007 bis 2010 wurde der Grenzwert für die Gleichgewichtsaktivitätskonzentration von I-131 gemäss BHB 2.3.3-1.1 von 2E+06 Bq/kg nie überschritten. Seit 2010 sinkt die Aktivitätskonzentration der Spaltprodukte wieder stetig. Es müssen diesbezüglich keine Massnahmen ergriffen werden. Seit dem letzten BE-Defekt fällt auch die Konzentration an Tramp-Uran im Primärkreislauf, da die Tramp-Uran-kontaminierten BE ausgetauscht werden. Das ENSI ist mit diesem Vorgehen zum Eliminieren des Tramp-Urans einverstanden. Es besteht diesbezüglich kein Handlungsbedarf.

Das ENSI teilt die Meinung des KKG, dass die aufgetretenen Brennstoffschäden nicht auf die Primärkreislaufchemie oder die Zinkdosierung zurückzuführen sind.

Das dem Primärkühlmittel zugesetzte Bor, mit einer künstlichen Anreicherung des Isotops B-10 auf 28 % (anstatt des natürlich vorkommenden Anteils von 19 %), hat sich weiterhin bewährt.

Die Konzentration der Aktivierungs- und Korrosionsprodukte war über den gesamten Überprüfungszeitraum auf konstant tiefem Niveau und grundsätzlich innerhalb der Technischen Spezifikation gemäss Betriebshandbuch BHB 2.3.3. Diesbezüglich sind keine gezielten Massnahmen erforderlich.

Die durch die Zugabe von abgereichertem Zinkoxid ins Primärkühlmittel erwünschte Reduzierung der Dosisleistung an Komponenten des Primärkreislaufes beträgt über 70 % und ist somit zielführend.

Das ENSI stimmt den vom KKG unternommenen Massnahmen zur Reduktion der Korrosionswahrscheinlichkeit als auch der Dosisleistung an den Primärkreislaufkomponenten zu und begrüsst deren positiven Einfluss auf die Wasserchemie.

3.5.2 Wasser-Dampf-Kreislauf

Angaben des KKG

Das KKG setzt eine Hoch-AVT-Fahrweise (all volatile treatment, mit hohem pH aufgrund von Hydrazinzugaben) ein, um Metallabgaben und -ablagerungen zu minimieren sowie selektive Korrosionsformen zu unterdrücken und korrosionsfördernde Medien zu vermeiden.

Speisewasser, Dampferzeugerwasser und Hauptkondensat

Die Normalbetriebswerte gemäss VGB-Richtlinie [VGB-1], Teil 1 für das Speisewasser, für das Dampferzeugerwasser und für das Hauptkondensat wurden während des Dauerbetriebs eingehalten. Bei Leistungstransienten und Revisionen sind die jeweils aufgetretenen Peaks erklärbar. Es besteht kein Handlungsbedarf.

Kondensatorleckage 2013

Im Jahr 2013 trat ab Mitte März eine Kondensatorleckage auf, was sich im Anstieg der Anionen-Konzentrationen sowie der Leitfähigkeit hinter dem stark sauren Kationenaustauscher in den Dampferzeugern bemerkbar machte. Die Analysenwerte blieben allerdings bis zum Abfahren zur Jahresrevision am 4. Mai 2013 im Bereich der Normalbetriebswerte. Die aus den Konzentrationen im Hauptkühl- und Dampferzeugerwasser berechnete Leckagerate betrug 0,1–0,2 kg pro Stunde. Wegen der niedrigen Leckagerate und dem in der Revision anstehenden Austausch der gesamten Kondensator-Berohrung wurden keine weiteren Massnahmen ergriffen.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinie ENSI-A03

VGB-Richtlinie VGB-1

VGB-Standard VGB-2

IAEA Safety Standards IAEA SSG-13

EPRI PWR Secondary Water Chemistry Guidelines, Rev. 6, 2004

Beurteilung des ENSI

Das KKG setzt die Hoch-AVT-Fahrweise erfolgreich um und hält dadurch die an die Chemie des Wasser-Dampf-Kreislaufes gestellten Anforderungen ein. Die Hydrazindosierung aufgrund der Hoch-AVT-Fahrweise zur Reduzierung der Metallabgaberaten, zur Reduktion des Sauerstoffgehalts und zur Vermeidung von selektiver Korrosion hat sich bewährt und entspricht dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Das ENSI stimmt mit der Meinung des KKG überein, dass kein Änderungsbedarf diesbezüglich besteht.

Im Überprüfungszeitraum gab es im Dampferzeugerwasser, im Speisewasser und im Hauptkondensat keine Grenzwertüberschreitungen gemäss der Technischen Spezifikation des KKG oder der VGB-Richtlinie VGB-1. Nach Einschätzung des ENSI ist dementsprechend kein Handlungsbedarf zu erkennen.

Die aufgrund der Kondensatorleckage 2013 getroffenen Entscheidungen führten zu keiner Überschreitung von Grenzwerten. Mit dem Austausch der Berohrung in der Jahresrevision 2013 wurde die Leckage behoben. Das Vorgehen zur Behebung der Leckage vom KKG wird vom ENSI als zielgerichtet bewertet.

Das ENSI anerkennt die Bestrebung des KKG, korrosive Schäden mittels guter sekundärseitiger Wasserchemie zu vermeiden bzw. zu minimieren und beurteilt die getroffenen Massnahmen als zielführend.

3.5.3 Brennelementbecken, Nasslagerbecken

Angaben des KKG

Ein sägezahnartiger Verlauf der Konzentrationen von Co-60 und Cs-137 als auch der Leitfähigkeit im BE-Beckenwasser ist durch die In- und Ausserbetriebnahme der BE-Beckenreinigung über den Mischbettfilter bedingt.

Die Aktivitätskonzentrationen von Co-60 und Cs-137 im Nasslagerbecken liegen in der gleichen Grössenordnung wie im Brennelementbecken, die Leitfähigkeit ist jedoch tiefer, da keine Borsäure vorliegt. Die über die Jahre leicht ansteigenden Werte sind durch das sukzessive Einbringen von Brennelementen bedingt. Da die Aktivitätskonzentrationen und die Leitfähigkeit noch ziemlich tief liegen, wurde die ionale Reinigung bisher nicht betrieben. Die Tritiumkonzentration liegt um mehrere Grössenordnungen tiefer als im BE-Becken, da zu keiner Zeit eine Vermischung des Nasslagerbeckenwassers mit dem Primärkreis erfolgen kann.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinie ENSI-A03

VGB-Richtlinie VGB-1

Beurteilung des ENSI

Es gab keine Änderungen in der Betriebsweise des Brennelementbeckens oder Nasslagerbeckens während des Überprüfungszeitraums. Alle wasserchemischen Parameter liegen im erwarteten Bereich. Das ENSI erkennt folglich kein Handlungsbedarf.

3.5.4 Austausch der Kondensatorberohrung und Niederdruckturbinen 2013 und Umbau des Trafozwischenkühlkreislaufs 2017

Angaben des KKG

Austausch der Kondensatorberohrung und Niederdruckturbinen

Nach dem Ersatz der Kondensatorberohrung und Niederdruckturbinen in der Revision 2013 wurden niedrigere Leitfähigkeiten hinter dem Kationenaustauscher im Speisewasser und im Kondensat festgestellt. Der Grund dafür dürfte ein geringerer CO_2-Eintrag mit der Luft im Unterdruckbereich des (dichteren) Turbinen-/Kondensator-Systems sein.

Der Umbau der Kondensatoren zog die Auswirkung mit sich, dass 5- bis 10-mal mehr Hydrazin in den Wasser-Dampf-Kreislauf (WDK) dosiert werden muss, um den pH-Wert resp. die Ammoniak-Konzentration im geforderten Bereich zu halten. Dies hatte zur Folge, dass die Hydrazin-Konzentrationen im Wasser-Dampf-Kreislauf entsprechend angestiegen sind.

Messungen haben ergeben, dass der grösste Teil des Ammoniaks über die Ringflüssigkeit der Vakuum-Pumpen aus dem WDK ausgetragen wird. Mit Versuchen konnte gezeigt werden, dass eine Rückführung des Ammoniaks über den Rückspeise-Behälter in den WDK möglich ist und dass damit die Hydrazin-Dosierrate deutlich reduziert werden kann. Allerdings werden mit dieser Fahrweise Spuren von Kohlendioxid aus dem Turbinen-/Kondensator-Bereich zurück in den WDK eingetragen, was die Leitfähigkeiten hinter dem Kationenaustauscher ansteigen lässt. Im Dezember 2017 wurde ein Versuch gestartet, bei dem das Kohlendioxid mittels Anionenaustauscher aus der Ringflüssigkeit der Vakuum-Pumpen entfernt wird.

Trafozwischenkühlkreislauf

In der Revision 2017 wurde der Trafozwischenkühlkreislauf zur Optimierung der hydraulischen Verhältnisse von einem zur Atmosphäre offenen zu einem geschlossenen System umgebaut. Zu diesem Zweck wurde das Kühlwasserbecken stillgelegt und ein Expansionsgefäss installiert. Damit reduzierte sich das Systemvolumen von ca. 50 auf 20 m^3. Die Konditionierung des Trafozwischenkühlkreises wurde vom Molybdän-haltigen NALCO 73361 auf 300–400 mg/kg Hydrazin umgestellt. Diese Fahrweise hat sich bereits bei anderen Systemen, wie dem konventionellen und dem nuklearen Zwischenkühlkreis, während Jahrzehnten bewährt.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinie ENSI-A03

VGB-Richtlinie VGB-1

VGB-Standard VGB-2

IAEA Safety Standards IAEA SSG-13

EPRI PWR Secondary Water Chemistry Guidelines, Rev. 6, 2004

Beurteilung des ENSI

Die Reduktion der Leitfähigkeiten hinter dem Kationenaustauscher im Speisewasser und im Kondensat aufgrund des Ersatzes der Kondensatorberohrung und der Niederdruckturbine ist ein willkommener Effekt und bedarf keiner weiteren Handlung.

Die Chemiedaten des Speisewassers des KKG ab 2018 haben gezeigt, dass sich die Hydrazinkonzentration durch die getroffene Massnahme permanent auf einen um ca. den Faktor 2 erhöhten Wert wie vor dem Umbau der Kondensatoren eingestellt hat. Der Anionenaustauscher zum Entfernen des Kohlendioxids in der Ringflüssigkeit der Vakuum-Pumpen wird weiterhin erfolgreich betrieben. Es besteht kein weiterer Handlungsbedarf.

Bei der Umstellung der Konditionierung des Trafozwischenkühlkreislaufs sind auch nach Auffassung des ENSI keine weiteren Aktionen notwendig.

3.5.5 Biozid-Dosierung im Hauptkühlwasser

Angaben des KKG

Die Biozidbehandlung des Hauptkühlwassers dient vier Zielen:

- Unterdrückung des Algenbewuchses an den Kühlturmstützen;
- Sauberhalten der Oberflächen der Kühlturmeinbauten;
- Verminderung der Gesamtkeimzahl zur Verhinderung der Ausbreitung von Keimen inner- und ausserhalb des KKG;
- Verminderung der Legionellenzahlen zur Verhinderung von Legionellose inner- und ausserhalb des KKG.

Bevor im Hauptkühlwasser Legionellen nachgewiesen werden konnten (ab Januar 2012) wurde die Biozid-Dosierung wie folgt durchgeführt:

- Kontinuierliche Dosierung von Sanosil (H_2O_2 50 %, 0,5 g Ag/l): 1 g/m^3 im Zusatzwasser
- Stossdosierung von Javelwasser (13 % Aktivchlor) 1–2 t pro Monat

Dieses Behandlungsregime wurde bis zum 31. Mai 2012 eingehalten. Ein anschliessend durchgeführtes umfangreiches Versuchsprogramm, welches im KKG-Bericht[BRI-C-80817] beschrieben wurde, hat gezeigt, dass durch eine kontinuierliche Behandlung des Hauptkühlwassers mit Wasserstoffperoxid die Legionellen unter Kontrolle gehalten werden können.

Daraus ergab sich folgendes Behandlungskonzept:

- Jährlich anlässlich der Revision wird das gesamte Hauptkühlwassersystem entleert und die Kühlturmtasse mechanisch gereinigt.
- Nach dem Befüllen des Systems werden, sobald der Kühlturm unter Last steht, d. h. Wärme abführt, kontinuierlich Sanosil und Wasserstoffperoxid zudosiert.
- Periodisch wird bei geschlossener Abschlämmung eine Stossdosierung mit Javelwasser durchgeführt. Die Abschlämmung wird erst wieder geöffnet, wenn der Gehalt an Aktivchlor im Hauptkühlwasser < 50 µg/kg beträgt.
- Die Behandlung des Hauptkühlwassers mit Bioziden erfolgt derart, dass die Vorgaben des Gewässerschutzgesetzes bzw. der Gewässerschutzverordnung bei der Abgabestelle in die Aare immer eingehalten werden.

Zur Erstellung des definitiven Freigabeantrags für die Biozidbehandlung wurden bis im Frühjahr 2018 zusätzliche chemische und mikrobiologische Untersuchungen durchgeführt. Die Vorgehensweise hat sich bis anhin bewährt.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-A03]

Gewässerschutzverordnung [GSchV]

BAG-Bericht [BAG-1] («legionella et legionellose»)

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat Versuche unternommen, um die vier definierten Ziele unter Einhaltung der geltenden gesetzlichen Vorschriften zu erreichen. Die geltenden Grenzwerte wurden durch das KKG während des Überprüfungszeitraums eingehalten.

Nach Einreichung der PSÜ-Unterlagen Ende 2018 erhielt das KKG eine Freigabe zur unbefristeten Biozidbehandlung. Im Vergleich zur oben beschriebenen Behandlung schloss die Freigabe den Gebrauch von Sanosil

explizit aus. Das ENSI ist der Auffassung, dass die erfolgreiche Biozidbehandlung im Hauptkühlwasser gemäss den freigegebenen Modalitäten beizubehalten ist.

3.5.6 Eingesetzte Filter und Harze

Angaben des KKG

Für die Primärkühlmittel- und Beckenreinigung sowie für den Lithium-Entzugsfilter wird das Kationenaustauscherharz LEWATIT® MonoPlus S 200 KR und das Anionenaustauscherharz LEWATIT® MonoPlus M 800 KR verwendet. Die Ionenaustauscherharze der Primärkühlmittel- und Beckenreinigungsfilter sowie des Li-Entzugsfilters werden jährlich im Rahmen der Revision ausgetauscht.

Für die Primärkühlmittel- und Beckenreinigung sowie für den Lithium-Entzugsfilter wird das Feststofffilterelement PALL Ultipor® GF Plus als Harzfänger eingesetzt. Die Feststofffilter der Beckenreinigung müssen entweder aufgrund des Kriteriums der Druckdifferenz oder alle 9 Monate, diejenigen der Primärkühlmittelreinigung vorsorglich alle 6 Jahre ausgetauscht werden. Es drängen sich keine Änderungen am Filterkonzept auf.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-B03

VGB-Richtlinie VGB-1

VGB-Standard VGB-2

IAEA Safety Standards IAEA SSG-13

EPRI PWR Primary Water Chemistry Guidelines Vol. 1, Rev. 4 and Vol. 2, Rev. 4, 1999

EPRI Benchmarking Shutdown Chemistry Control Recommendations in the Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines, Final Report, June 2006

Beurteilung des ENSI

Die Vorgehensweise des KKG zum Einsatz und Austausch der Ionenaustauscherharze und Feststofffilter hat sich bewährt und führte im Überprüfungszeitraum zu keinen Komplikationen. Das ENSI stimmt mit dem KKG überein, dass kein Anlass für Änderungen besteht.

3.5.7 Abläufe im Labor

Angaben des KKG

Das KKG verfügt über ein internes QS-System im Chemielabor und nimmt an Ringversuchen für eine externe Qualitätssicherung teil. Bei Nichteinhaltung der vorgegebenen Ziele werden die Ursachen ermittelt und entsprechende Massnahmen ergriffen.

Das Chemieinformationssystem (CIS) ist das zentrale Planungs- und Dokumentationssystem für die Routineanalytik. Die Probenahmen, Probenaufbereitung und Analysen werden gemäss Vorgaben in den entsprechenden Vorschriften durchgeführt. Die Probenahmeintervalle sind so definiert, dass Veränderungen frühzeitig erkannt werden und ein sicherer Betrieb der Anlage gewährleistet werden kann. Bei Bedarf können Probenahmeintervalle verkürzt oder verlängert werden.

Die Analysengeräte im Chemielabor werden, sobald erforderlich, mit neuen, dem Stand der Technik entsprechenden Geräten ersetzt. Im Überprüfungszeitraum wurden fast alle Laborgeräte, oder zumindest deren Software, ersetzt. Häufig ist ein Ersatz notwendig, da für das bestehende Gerät keine Ersatzteile mehr verfügbar sind oder der Support wegfiel. Für die Messung wichtiger Parameter ist der Messgerätepark redundant.

Ausserhalb der normalen Arbeitszeiten werden Laborarbeiten durch den Pikettdienst des Labors abgedeckt. Jeweils ein Labormitarbeiter ist auf Pikett und muss innerhalb einer Stunde im KKG die Arbeit aufnehmen können.

Zurzeit besteht kein Bedarf, an den Laborprozessen Änderungen vorzunehmen.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinie ENSI-B03

VGB-Richtlinie VGB-1

IAEA Safety Standards IAEA SSG-13

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat gezeigt, dass die Qualität der Analysen- und Messergebnisse regelmässig überprüft wurde, um diese dauerhaft hochzuhalten. Allfälligen Besonderheiten werden nachgegangen, um diese bei Erfordernis entsprechend zu korrigieren und zu dokumentieren. Das ENSI beurteilt diese Vorgehensweise als sicherheitsgerichtet. Das KKG ist zudem bestrebt, den verwendeten Gerätepark auf dem Stand der Technik zu halten.

Das ENSI bewertet die Laborprozesse als angemessen.

3.5.8 Neue Erkenntnisse für die Wasserchemie im Überprüfungszeitraum

Angaben des KKG

Die Entwicklungen in der Wasserchemie von Kernkraftwerken wurden mittels Literaturstudium und Besuchen von Konferenzen und Seminaren verfolgt. Die folgenden Veranstaltungen wurden von Mitarbeitenden des Ressorts Chemie regelmässig besucht:

- Sitzungen der VGB Technical Group «LWR-Chemie»
- VGB-Konferenz Chemie im Kraftwerk
- International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems
- ANT-Seminar Light Water Reactor Coolant Chemistry Program

An den oben genannten Veranstaltungen wurden einzelne Vorträge gehalten. Fallweise wurden zudem Konferenzen zu den Themen «Kühlwasser», «Korrosion» sowie «Analytik und Qualitätssicherung im Labor» besucht.

Wasserchemie des Primärkühlmittels

Mit der Einführung von angereichertem B-10 und der Zink-Dosierung wurde bereits in früheren Jahren, bezüglich Chemie im Primärkühlkreislauf von Druckwasserreaktoren, der auch heute noch gültige Stand der Technik realisiert. Betreffend Primärkühlmittel ergeben sich keine neuen Erkenntnisse.

Wasserchemie des Sekundärkreislaufs

Nach der Umberohrung der Kondensatoren von Messing auf Edelstahl wurde im Juni 1984 im Sekundärkreislauf auf die Hoch-AVT-Fahrweise umgestellt (all volatile treatment, mit Hydrazin; pH im Speisewasser $\geq$ 9,8). Diese Fahrweise hat sich bewährt und führt zu sehr tiefen Eisen-Konzentrationen von $<$ 1 µg/kg.

Im Jahr 2011 wurde Hydrazin in die Kandidatenliste für besonders besorgniserregende Stoffe gemäss REACH-Verordnung[EU-1907] aufgenommen. Sollte dereinst Hydrazin in das Verzeichnis der zulassungspflichtigen Stoffe (Anhang XIV der REACH-Verordnung) und somit auch automatisch in den Anhang 1.17 der Chemikalien-Risikoreduktions-Verordnung[BAFU-1] aufgenommen werden, wäre der Einsatz des Hydrazins bewilligungspflichtig und somit u. U. nicht mehr möglich.

Als Alternative zum Hydrazin bieten sich organische Amine wie Ethanolamin, Dimethylamin oder Morpholin an, teilweise in Kombination mit Ammoniak. Diese Fahrweisen haben sich in verschiedenen DWR-Anlagen weltweit bewährt, haben jedoch den deutlichen Nachteil, dass die Zersetzungsprodukte der organischen Amine zu erhöhten Leitfähigkeiten hinter den Kationenaustauscher führen.

Beurteilungsgrundlagen

KKG-Technische Spezifikation, BHB 2.3.3

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-B03

VGB-Richtlinie VGB-1

VGB-Standard VGB-2

IAEA Safety Standards IAEA SSG-13

EPRI PWR Primary Water Chemistry Guidelines Vol. 1, Rev. 4 and Vol. 2, Rev. 4, 1999

EPRI Pressurized Water Reactor Primary Water Zinc Application Guidelines, Final Report, 2006

EPRI Benchmarking Shutdown Chemistry Control Recommendations in the Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines, Final Report, June 2006

Beurteilung des ENSI

Das KKG ist bestrebt, sich mittels Weiterbildung über den Stand der Technik zu informieren und bei Bedarf diesen in der Anlage zu applizieren. Durch das Umsetzen von Neuerungen konnte das KKG bereits sicherheits- und strahlenschutztechnisch profitieren. Da sich das KKG auf dem aktuellen Stand der Technik befindet, erkennt das ENSI diesbezüglich keinen Handlungsbedarf. Das ENSI verfolgt wie das KKG die Entwicklungen in Bezug auf den Ersatz von Hydrazin.

3.6 Umgebungsüberwachung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung ist – in Ergänzung zur Abgabelimitierung und Berechnung der Dosis aus den erfolgten Emissionen – eine weitere wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung. Dabei wird unter anderem überprüft, ob die Immissionsgrenzwerte gemäss StSV (2017) Art. 24 eingehalten werden. Im Weiteren werden mit der Umgebungsüberwachung die Art. 191 bis 195 der StSV (2017) umgesetzt.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm (Art. 193 StSV (2017)) im bereits erwähnten Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen. Beteiligt sind, neben dem KKG selbst, das Bundesamt für Gesundheit (BAG), die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG), das Institut de Radiophysique (IRA), die Universität Bern sowie das Kantonale Labor des Kantons Solothurn und das ENSI.

Angaben des KKG

Das KKG überwacht die Dosis ausserhalb der kontrollierten Zone sowohl auf dem Gelände wie ausserhalb in der Umgebung mittels insgesamt 53 EDIS-Dosimetern (environmental direct ion storage dosimeter; bis 2010 waren es Thermolumineszenz-Dosimeter, TLD), welche quartalsweise ausgewertet werden. Diese Dosimeter zeigen in der Regel Quartalsdosiswerte zwischen 0,15 und 0,3 mSv/Quartal. Bei der Umstellung der Umgebungsdosimetrie von TLD auf das EDIS-System im Jahr 2010 stiegen die ermittelten Werte leicht an, was mit einer erhöhten Empfindlichkeit der EDIS-Dosimeter bezüglich der Umgebungsstrahlung zusammenhängt. Dieser Sachverhalt wurde auch gemäss KKG durch eine Studie des Paul Scherrer Institut bestätigt. Die ermittelten Dosiswerte liegen in der Grössenordnung des zu erwartenden natürlichen Untergrundes.

Zusätzlich führte das KKG im Rahmen des Umgebungsüberwachungsprogramms folgende weitere Analysen an Umgebungsproben durch: Wasserproben aus dem Oberwasserkanal, Milchproben aus der Nahumgebung und Aerosole auf in der Nahumgebung positionierten Vaselineplatten. Alle Messwerte lagen entweder unterhalb der Nachweisgrenze oder in einem aufgrund der natürlich vorhandenen Radioaktivität zu erwartenden Rahmen. Bei Tritiummessungen im Oberwasserkanal waren die jeweils im Frühjahr stattfindenden Kühlmittelverwerfaktionen mit einer Erhöhung des Untergrundmesswertes um rund einen Faktor 10 erkennbar.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzgesetz StSG, Art. 17

Strahlenschutzverordnung (1994) StSV, Art. 102–106

Strahlenschutzverordnung (2017) StSV, Art. 191–195

Entscheid des Bundesrates vom 29. April 1981 hinsichtlich der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Gösgen (KKG)

Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG) HSK 17/232 sowie ENSI 17/2107

Richtlinie ENSI-G15

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bewertet das Umgebungsüberwachungsprogramm, das in Absprache zwischen dem ENSI und BAG festgelegt worden ist, als geeignet, um den gesetzlichen Auftrag gemäss Art. 191 bis 195 StSV (2017) zu erfüllen. Das Messprogramm berücksichtigt hinsichtlich der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren zur Probenerhebung und für Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeiten die folgenden Aspekte:

- den Abgabepfad, die Menge, die Zusammensetzung und die physikalische und chemische Form der aus dem KKG freigesetzten radioaktiven Stoffe;
- die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie den Übergang in Pflanzen und Nahrung;
- die Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung.

Im Sinne einer Beweissicherung wird zusätzlich zu den im Reglement genannten Messungen bei allen schweizerischen Kernkraftwerken die Umgebung jedes zweite Jahr mit einem Helikopter aeroradiometrisch ausgemessen. Das KKG ist bei diesen Messungen jeweils nicht als Strahlenquelle erkennbar.

Mit der Veröffentlichung und Beurteilung der erhobenen Messwerte in den jährlich erscheinenden Berichten «Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz» des BAG und im Strahlenschutzbericht des ENSI wird der gesetzliche Auftrag gemäss Art. 194 der StSV (2017) erfüllt. Ein Beispiel für eine Auswertung von Messdaten ist in Abbildung 3-11 gegeben, in welcher der Wertebereich der MADUK[1]-Sonden im Messring KKG für die Jahre 2008 bis 2018 dargestellt ist. Seit dem Jahr 2008 (Einbau von zwei Niederdosisdetektoren pro MADUK-Sonde) sind die jahreszeitlichen Schwankungen zu erkennen.

[1] **M**essnetz zur **a**utomatischen **D**osisleistungsüberwachung in der **U**mgebung der **K**ernkraftwerke (siehe https://www.ensi.ch/de/notfallschutz/messnetz-maduk/)

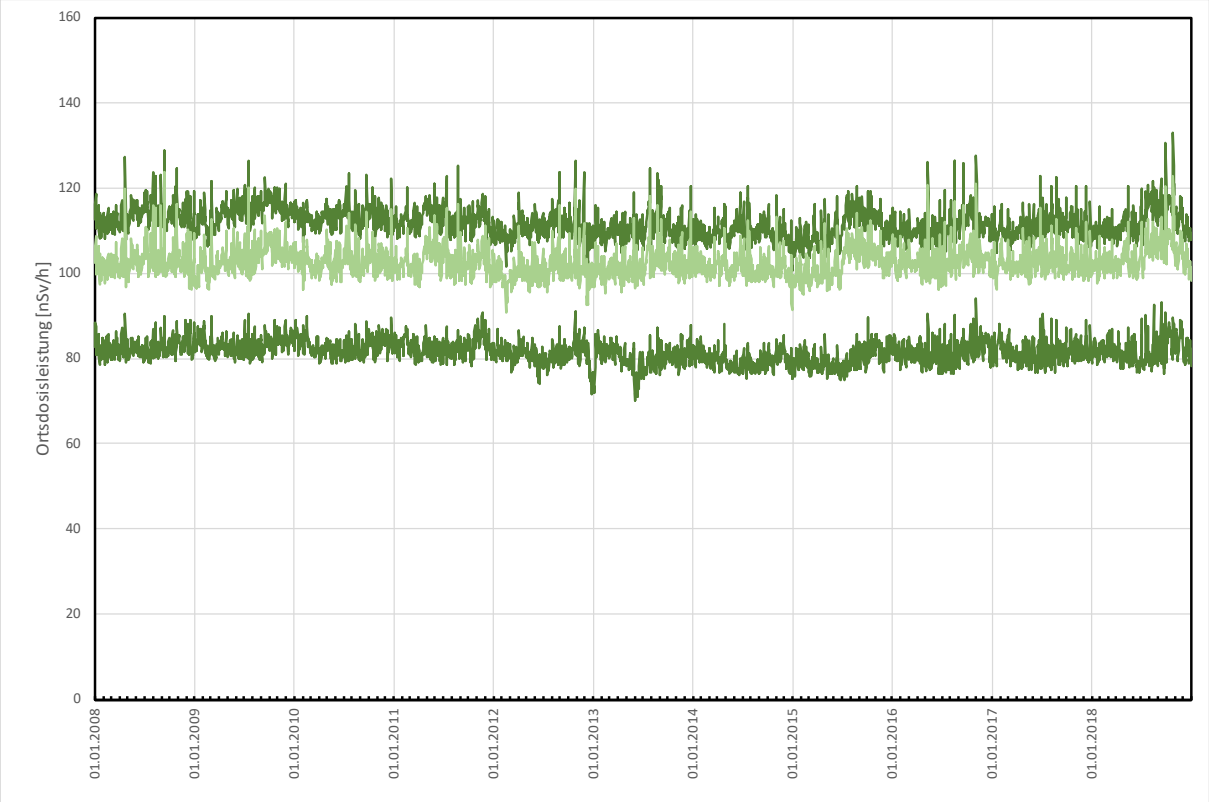

Abbildung 3-11: Wertebereich der Tagesmittelwerte aller MADUK-Messstationen im Messring KKG im Überprüfungszeitraum von 2008 bis 2018. Die helle Linie stellt dabei den Medianwert dar.

Das ENSI beurteilt Qualität, Verfügbarkeit und Aussagekraft der Umgebungsüberwachungsdaten als sehr hoch. Die aus der Umgebungsüberwachung insgesamt gewonnenen Resultate stützen die Schlussfolgerungen des KKG, dass nur in Ausnahmefällen die in der Umgebung erhobenen Messwerte durch den Betrieb des KKG beeinflusst sind. Solche sind zum Beispiel die um rund einen Faktor 10 erhöhten Aktivitätskonzentrationen von Tritium im Wasser, die jeweils im Oberwasserkanal des KKG während der jährlich im Frühjahr stattfindenden Kühlmittelverwerfaktion gemessen werden. Gleichwohl zeigen die Messergebnisse des Umgebungsüberwachungsprogramms, dass alle Immissionsgrenzwerte für Luft und Gewässer gemäss Art. 24 StSV (2017) und der quellenbezogene Dosisrichtwert sowie der Richtwert für die Direktstrahlung ausserhalb des Kraftwerkareals gemäss Richtlinie ENSI-G15 im Überprüfungszeitraum immer eingehalten wurden.

3.7 Entsorgung

Die beim Betrieb eines Kernkraftwerkes anfallenden radioaktiven Rohabfälle müssen im Hinblick auf deren Entsorgung mittels geeigneter Konditionierverfahren in eine transport- und endlagerfähige Form gebracht werden. Da noch kein geologisches Tiefenlager zur Verfügung steht, müssen die konditionierten Betriebsabfälle auch zwischenlagerfähig sein und in geeigneten Zwischenlagern aufbewahrt werden. Auch die abgebrannten Brennelemente (BE) müssen als radioaktive Abfälle entsorgt werden.

Im Folgenden werden die auf das KKG bezogenen Aspekte der Konditionierung, Zwischenlagerung und BE-Entsorgung im Rahmen der PSÜ für den Überprüfungszeitraum 2008 bis 2017 bewertet. Nicht angesprochen werden in dieser PSÜ indessen die Aspekte zur Stilllegung der Anlage, da diese alle 5 Jahre im Rahmen der Stilllegungs- und Entsorgungskostenstudie beurteilt werden, zuletzt im Jahre 2016 ENSI-AN-9930. Ebenso ist die Tiefenlagerung der radioaktiven Abfälle kein Thema der PSÜ, sondern wird im Entsorgungsprogramm der Entsorgungspflichtigen behandelt ENSI 33/592.

Alle in diesem Kapitel dargelegten Angaben stammen, falls keine andere Referenz angegeben ist, aus dem Betriebserfahrungsbericht des KKG für den Überprüfungszeitraum 2008–2017 BER-S-92685.

3.7.1 Abfallbehandlung

Angaben des KKG

Die Bewertung stützt auf den KKG-Jahresberichten 2008 bis 2017, einschliesslich zugehöriger ISRAM-Auszüge sowie auf [BER-C-92658].

Aus den Abwasser- und Wasserbehandlungssystemen fallen Schlämme, Konzentrate und Ionenaustauscherharze sowie Filterkerzen an. Im Betrieb bzw. im Rahmen der Revisionen fallen zudem diverse brennbare Abfälle an, welche angesammelt und anschliessend durch eine Triagemessung in radioaktive und nicht radioaktive Abfälle sortiert werden. Ferner fallen auch metallische Abfälle, u. a. Reaktorabfälle bzw. Kernbauteile, und im Rahmen von Nachrüstungen fallweise auch sogenannte Grosskomponenten an. Schliesslich fallen vereinzelt Asbestabfälle und Elektroschrott an.

Im Folgenden wird kurz auf die einzelnen aktuellen Abfallströme und deren Behandlung eingegangen:

Verdampferkonzentrate und Ionenaustauscherharze

Die aus der Wasser- und Abwasserbehandlung stammenden Konzentrate und Harze werden in dafür vorgesehenen Behältern angesammelt und periodisch mit der werksinternen Bituminieranlage konditioniert. In den Jahren 2013 bis 2015 gab es bei den Konzentraten einen längeren Verarbeitungsunterbruch als Versuche zur Behandlung der Konzentrate in der Plasmaanlage bei der Zwilag stattfanden. Da dieser Weg keinen absehbaren Erfolg versprach, wurde die Bituminierung der Konzentrate 2016 wiederaufgenommen. Im Überprüfungszeitraum entstanden 159 Gebinde des Abfallgebindetyps J-G-90 (Borkonzentrat/Bitumen), 141 Gebinde des Abfallgebindetyps J-G-91 (Waschwasserkonzentrat/-Bitumen) und 83 Gebinde des Abfallgebindetyps J-G-93 (Harz/Bitumen).

Filterkerzen

Die bei der Wasserreinigung anfallenden Filterkerzen mit geringer Ortsdosisleistung werden dem verbrennbaren Mischabfall zugegeben. Filter mit erhöhter Ortsdosisleistung werden temporär in 200-l-Fässern gesammelt und ins Lager für mittelaktive Abfälle (MAA-Lager) eingestellt. Ist eine grössere Anzahl an Filtern vorhanden, so erfolgt eine Konditionierungskampagne; letztmals war dies in den Jahren 2002/2003 (vorangehender Überprüfungszeitraum) der Fall. Zu Beginn des hier bewerteten Überprüfungszeitraums standen 22 Fässer mit unkonditionierten Filterkerzen im MAA-Lager und während des Überprüfungszeitraums kamen 27 neue Fässer dazu, sodass es am Ende deren 49 Stück waren.

Metallische Abfälle und Reaktorabfälle

Metalle mit einer höheren Dosisleistung sowie Kernbauteile (Reaktorabfälle) werden zum Abklingen bzw. im Hinblick auf eine spätere Behandlung/Konditionierung in 200-l-Fässern im MAA-Lager angesammelt. Im Überprüfungszeitraum nahm die Anzahl an 200-l-Fässern mit nicht endkonditionierten metallischen Abfällen von 4 auf 9 Stück zu. Ferner befindet sich im MAA-Lager seit des letzten PSÜ-Überprüfungszeitraums unverändert ein 200-l-Fass mit nicht endkonditionierten radioaktiven Reaktorabfällen. Es fallen wenig Reaktorabfälle an; sie werden im Hinblick auf konzertierte Konditionierungskampagnen (COSKO: Coreschrott-Konditionierung) angesammelt. Letztmals fand eine solche Kampagne in den Jahren 2005 bis 2007 (vorangehende Berichtsperiode) statt.

Übrige radioaktive Abfälle und ausgediente Grosskomponenten

Asbesthaltige radioaktive Abfälle werden in 200-l-Fässern angesammelt und im Hinblick auf deren Abtransport zur Zwilag zwecks Konditionierung in der Regel ins LAA-Lager eingestellt.

Radioaktiver Elektroschrott fällt in der Grössenordnung von wenigen Kilogramm pro Jahr an. Früher wurden diese Abfälle dem brennbaren Mischabfall (siehe nächster Punkt) beigemischt. Aufgrund von Befürchtungen, dies könne, u. a. wegen Quecksilber, zu Problemen in der Abluft der Plasmaanlage führen, wird dieser Entsorgungspfad nicht mehr genutzt. Stattdessen werden diese Abfälle in den internen KKG-Lagern (vorwiegend im LAA-Lager) angesammelt. Sie sollen später bzw. nach Betriebsende des Kraftwerks konditioniert werden.

Grössere metallische Komponenten, einschliesslich ausgediente radioaktive Grosskomponenten, werden zwecks Zerlegung, Dekontamination und weiterer Behandlung zur Zwilag geschickt.

Mischabfälle (verbrennbar/schmelzbar)

Die aus den kontrollierten Zonen stammenden schwachaktiven Betriebsabfälle werden in brennbare und nicht brennbare Abfälle sortiert. Die brennbaren Abfälle werden in 200-l-Fässern vorverpresst und zur Verarbeitung in der Plasmaanlage zur Zwilag abtransportiert. Den brennbaren Abfällen können bei Erfüllung der entsprechenden Annahmekriterien auch schmelzbare Abfälle (Metalle) sowie Betonbruchstücke und anorganische Materialien, wie z. B. Dämmstoffe, beigemischt werden.

Im Überprüfungszeitraum wurden 834 Stück 200-l-Fässer mit radioaktiven Mischabfällen (Nek, verbrennbar und schmelzbar) sowie 19 Schlammfässer, 19 Gebinde mit nicht endkonditionierten pressbaren Abfällen und weitere 2 Fässer mit diversen nicht endkonditionierten radioaktiven Abfällen zur weiteren Behandlung an die Zwilag abtransportiert. Aus der Verarbeitung von KKG-Rohabfällen in der Plasmaanlage fielen im Überprüfungszeitraum 250 endkonditionierte 200-l-Gebinde an. Zudem wurden dem KKG 3 endkonditionierte KC-T12-Container mit Sekundärabfällen aus dem Betrieb der Plasmaanlage zugewiesen.

Freimessung von Abfällen

Die in der kontrollierten Zone anfallenden Abfälle werden durch eine Triagemessung in aktive und inaktive bzw. freimessbare Abfälle sortiert. Das freigemessene Material wird ausserhalb der Zone für mindestens 10 Tage deponiert und die Messprotokolle dem ENSI geschickt, damit die Behörde bei Bedarf eine Kontrollmessung vornehmen kann. Die Freimessung von Material variiert naturgemäss sehr stark. Hauptsächlich handelt es sich um Metallabfälle, vereinzelt auch um Altöl. Im Überprüfungszeitraum wurden im KKG knapp 300 t an Material (vorwiegend Metall) sowie 10 m^3 Isolationsmaterial inaktiv freigemessen.

Erfahrungen und daraus abgeleitete Massnahmen bei der Konditionierung

Die Überprüfung der Kenndaten der Abfallmatrix (PCP-Verfahren) bei der ersten Kampagne des AGT J-G-93 (Ionenaustauscherharze in Bitumen) in den Jahren 2009 bis 2010 ergab, dass die Kriterien der Richtlinie ENSI-B05 für die Wasser- und Sulfatbeständigkeit nicht eingehalten werden. Die daraufhin eingeleitete erneute Endlagerfähigkeitsbeurteilung der Nagra führte zur Ausstellung einer Endlagerfähigkeitsbescheinigung mit dem Hinweis, dass infolge der festgestellten Defizite technische Massnahmen mit Kostenfolgen für diesen AGT möglich seien.

Im Jahr 2012 führte ein defektes Rührwerk des Konzentratbehälters dazu, dass in der ersten Hälfte der Kampagne verhältnismässig wenig Feststoff pro Abfallgebinde abgefüllt wurde. Die Effektivität der Rührwerke wird bei künftigen Bezügen von Konzentrat häufiger überprüft.

Im Jahr 2013 kam es bei der Trocknung der ersten Harzcharge zu einer Aerosolfreisetzung in der Abfüllzelle. Da die Abluft der Abfüllzelle gefiltert ist, kam es zu keiner Verschleppung der Kontamination und damit auch zu keiner Personengefährdung. Die Abklärungen ergaben, dass die Kontamination während des Prozessschrittes «Einblasen von Druckluft» in den Trocknungskreislauf passierte. Es wird vermutet, dass feiner Harzstaub aus dem Harztrocknungsbehälter mitgerissen wurde und über eine interne Leckage einer Armatur in die Abfüllzelle gelangte. Diese Armatur führt zu einer Leitung, welche offen in die Abfüllzelle mündet. Diese Leitung dient der optionalen Trocknung von nassen Filtern. Die Armatur wurde revidiert und das Ende dieser Leitung verschlossen. Die Trocknung der zweiten Charge verlief ohne Probleme. Die 3 Fässer der ersten Charge waren aussen kontaminiert. Sie wurden aus Dosisleistungsgründen (ca. 300 mSv/h) in einem Lagerschacht im MAA-Lager versorgt. Im Dezember 2017 konnten diese 3 Fässer mittels einer Trockeneis-Strahlanlage erfolgreich dekontaminiert werden. Als weitere Massnahme wird neu an jedem Fass beim Entnehmen aus der Abfüllzelle ein Wischtest durchgeführt.

Ansonsten verliefen die Konditionierungskampagnen weitestgehend planmässig.

Zusammenfassende Bewertung

Bis auf den Elektroschrott bestehen genehmigte Behandlungs- und Entsorgungswege für alle im KKG anfallenden Arten von radioaktiven Abfällen. Die Bituminierung radioaktiver Abfälle funktionierte weiterhin gut. Die produzierten Gebinde halten die Garantiewerte der genehmigten AGT-Spezifikationen ein. Die Verfahren zur Freimessung funktionieren gut. Es konnte gezeigt werden, dass kontaminierte Fässer mit hoher Dosisleistung (ca. 300 mSv/h) mit einer Trockeneis-Strahlanlage in der Abfüllzelle dekontaminiert werden können.

Aufgrund der Diskussionen um die Gasbildung von Organika in den geplanten geologischen Tiefenlagern hat das KKG alternative Verfahren zur Bituminierung evaluiert. Bis zum Ende des Überprüfungszeitraums konnte jedoch keine erfolgversprechende Alternative gefunden werden; allerdings waren ein Teil der Untersuchungen noch im Gange oder in Planung. Die Suche nach einem alternativen Verfahren zur Bituminierung wird fortgesetzt.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz, Art. 30 KEG

Kernenergieverordnung, Art. 54 KEV

Richtlinie ENSI-B05

Die zu produzierenden Abfallgebinde müssen in einer Spezifikation vollständig beschrieben sein und bedürfen einer Genehmigung des ENSI, damit nur transport-, zwischenlager- und endlagerfähige Abfallgebinde erzeugt werden.

Beurteilung des ENSI

Die Abfallbehandlungskonzepte und -anlagen des KKG haben sich weitgehend bewährt. Die Ursache der im Jahr 2013 aufgetretenen Aerosolfreisetzung in der Bituminierzelle wurde geklärt und behoben. Die dabei kontaminierten Gebinde wurden gereinigt und als weitere Massnahme wurde beschlossen, fortan an jedem Gebinde nach dem Ausschleusen konsequent ein Wischtest vorzunehmen. Das ENSI erachtet die getroffenen Massnahmen als zweckmässig.

Es hat sich allerdings erhärtet, dass die Abfallmatrizen der bituminierten Konzentrate und Harze die hinsichtlich Wasser- und Sulfatbeständigkeit festgelegten Richtwerte (gemäss Richtlinie ENSI-B05) nicht einhalten. Daraufhin hatte das ENSI das KKG aufgefordert, für den im Jahr 2009 genehmigten AGT J-G-93 eine erneute Endlagerfähigkeitsbeurteilung durchführen zu lassen. In ihrer Beurteilung kam die Nagra zum Schluss, dass die Endlagerfähigkeit weiterhin gegeben sei, ein signifikantes Schwellverhalten von Abfall/Bitumen-Matrizen bei Kontakt mit Grundwässern jedoch technische Massnahmen mit Kostenfolgen bedingen könne. Das ENSI erachtet das in der Folge vorgelegte Stauchkörperkonzept als eine grundsätzlich mögliche Lösung für die Quellproblematik der bituminierten Abfälle unter geologischen Endlagerbedingungen, auch wenn es diesbezüglich noch offene Fragen zur Langzeitsicherheit gibt (z. B. Wechselwirkungen zwischen den Stauchkörpern und den Komponenten des SMA-Nahfelds, Langzeitverhalten der stauchfähigen Materialien). Allerdings vermag dieses Konzept nichts zur Optimierung anderer Aspekte wie die Gasbildung, die RN-Komplexierung oder die zusätzliche Brandlast beizutragen. Daher erachtet es das ENSI als unerlässlich, dass das KKG seine Anstrengungen zur Entwicklung alternativer Verfahren zur Bituminierung weiter vorantreibt. Das ENSI verfolgt dieses Thema im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit laufend.

3.7.2 Lagerung der radioaktiven Abfälle und Grosskomponenten

Angaben des KKG

Die Bewertung stützt auf den KKG-Jahresberichten 2008 bis 2017, einschliesslich zugehöriger ISRAM-Auszüge sowie auf BER-C-92658.

Lagerkapazitäten

Das KKG verfügt über die zwei internen Lager LAA und MAA für radioaktive Abfälle.

Das LAA (Lager für leichtaktive Abfälle) beinhaltet vier grosse Lagerbuchten mit einer theoretischen Kapazität von je 672 Fass sowie vier kleine Lagerbuchten mit einer theoretischen Kapazität von je 392 Fass. Aktuell werden nur die vier hintersten Buchten (zwei grosse und zwei kleine) für endkonditionierte, radioaktive Abfälle genutzt. Die übrigen Buchten dienen der temporären Lagerung von Rohabfällen, Hilfsmitteln, kontaminierten Komponenten, einer allfälligen Abklinglagerung sowie der Lagerung von Einrichtungen zum Verpacken von Abfällen. Die gemäss aktuellem Lagerkonzept totale Kapazität beträgt somit $2 \times 632 + 2 \times 352 = 1968$ Fässer. Alle schwachaktiven endkonditionierten 200-l-Gebinde (insgesamt 699 Stück) sowie 11 1-m^3-Betoncontainer wurden in den Jahren 2015 und 2017 an die Zwilag ausgelagert. Per 31. Dezember 2017 waren lediglich noch 16 endkonditionierte 1-m^3-Betoncontainer vorhanden, welche als Abschirmung benutzt werden. Der Füllgrad des LAA-Lagers lag per 31. Dezember 2017 bei 0 %.

Das MAA (Lager für mittelaktive Abfälle) besteht aus 22 Reihen à sieben Lagerschächten, welche je 4 übereinander gestapelte Fässer aufnehmen können. Die totale Kapazität beträgt somit 616 Fässer. Die Schächte sind mit Abschirmdeckeln abgedeckt (Stahl, je ca. 600 kg), welche zwecks Abführung möglicher Radiolysegase mit Abstandhaltern versehen sind. Die Belegung des MAA-Lagers nahm im Überprüfungszeitraum um 97 Gebinde zu; per 31. Dezember 2017 betrug der Füllgrad im MAA-Lager rund 77 %.

Lager- und Gebindezustand

Jährlich werden ein Teil der Lagergebinde sowie die Lager selbst inspiziert. Bei den Gebinden werden jeweils diejenigen der sogenannten Referenzpools, Gebinde mit Befunden vom Vorjahr sowie nicht endkonditionierte Gebinde mit einer Lagerzeit grösser als 10 Jahre inspiziert. An den Abfallgebinden wurden des Öfteren leichte Korrosionsspuren festgestellt. Bisher wurde aber an endkonditionierten Gebinden kein starkes Fortschreiten der Korrosion beobachtet. In den Jahren 2014, 2015 und 2017 wurden im MAA-Lager zudem einzelne Fässer mit Bitumenspritzern und/oder Anzeichen von Kontamination gefunden. Einzelne Lagerschächte wiesen ebenfalls Kontaminationsspuren auf. Weiter wurde bei einem Gebinde im LAA-Lager ein Austritt von Bitumen an einer Seitennaht beobachtet. Schliesslich wurden in den Jahren 2014 und 2017 jeweils 4 Gebinde mit zementierten Harzen auf Gelbildung inspiziert, ohne Befund.

Während mehreren Jahren wurden Temperatur und Feuchtigkeit in den Lagern gemessen. Es zeigte sich nie eine Unterschreitung des Taupunktes.

Bewertung des KKG (einschliesslich Verbesserungen und Massnahmen)

Über den gesamten Überprüfungszeitraum betrachtet, hat die Anzahl an Abfallgebinden im KKG deutlich abgenommen. Am Ende des Überprüfungszeitraums betrug der Füllgrad des LAA-Lagers 0 % und beim MAA-Lager rund 77 %. Aufgrund der Möglichkeit, schwachaktive Abfälle jederzeit zur Zwilag verbringen zu können, ist die Kapazität im LAA-Lager bei Weitem ausreichend. Im MAA-Lager würde der Füllgrad ohne weitere Massnahmen gegen 2030 auf rund 100 % steigen, sodass spätestens in ca. 10 Jahren Abhilfe geschaffen werden muss. Mögliche Optionen sind die Auslagerung von Gebinden an die Zwilag, Konditionierungskampagnen sowie die Auslagerung der am schwächsten strahlenden Gebinde ins LAA, wobei derzeit die Zwilag-Variante bevorzugt wird.

Befunde bei den Inspektionen werden dokumentiert. Der häufigste Befund sind Korrosionsspuren, hauptsächlich an Gebinden mit nicht endkonditioniertem feuchtem Inhalt (z. B. Putzlappen oder Filterkerzen) im MAA-Lager. Es wird generell angestrebt, feuchte Abfälle entweder nicht mehr als 10 Jahre oder gegebenenfalls in Fässern aus rostfreiem Stahl zu lagern. Bei betroffenen nicht endkonditionierten Fässern besteht zudem die Möglichkeit, die Abfälle zu entnehmen und den zur Behandlung in der Plasmaanlage des ZZL bestimmten Abfallgebinden zuzugeben. Beim Gebinde mit seitlichem Bitumenaustritt wird ein Fabrikationsfehler als Ursache vermutet (lückenhafte Schweissung im Bereich der Sicke). Dieser Fass-Typ wird aber nicht mehr hergestellt; die neueren Fässer haben einen grösseren Sickenradius und sind damit weniger anfällig (einfachere Schweissung). Generell erhalten die Gebinde mit Befunden im ISRAM einen entsprechenden Vermerk und

werden für die Inspektion im Folgejahr vorgemerkt. Je nach Befund wird das Prüfintervall anschliessend festgelegt. Der Zustand des Lagerguts kann mit dem laufenden Verfahren ausreichend gut beurteilt werden.

Den Zustand der Lager bewertet das KKG als gut. Im LAA-Lager wurden im Überprüfungszeitraum die Oberflächenbeschichtungen stellenweise ausgebessert.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung, Art. 12 KEV

Richtlinie ENSI-B17

ENSI-Berichte der Jahresinspektionen zur Abfallbewirtschaftung, insbesondere ENSI 17/1850, ENSI 17/1915, ENSI 17/2051 und ENSI 17/2194.

Beurteilung des ENSI

Aufgrund der Auslagerungen ins ZZL reduzierte sich der Netto-Bestand an endkonditionierten Abfallgebinden in den KKG-Lagern LAA und MAA um insgesamt 433 Stück (von 854 Stück auf 421 Stück, Stand 31. Dezember 2017). Mit seinen Lagern LAA und MAA verfügt das KKG über genügend Kapazität zur Lagerung seiner radioaktiven Abfälle bis zum Betriebsende bei einer angenommenen Betriebsdauer von 60 Jahren. Da dem KKG noch weitere Lagerkapazitäten im ZZL zur Verfügung stehen, sind auch langfristig keine Kapazitätsengpässe zu erwarten.

Die jährlichen Gebinde-Inspektionen werden planmässig nach Inspektionskonzept durchgeführt und dokumentiert. Mit Befunden wird situationsgerecht umgegangen. Beim Gebinde mit Bitumenaustritt entlang der Seitennaht sowie bei den Gebinden mit Bitumenspritzern wurden Wischtests vorgenommen, ohne Befund. Die Gebinde mit den Bitumenspritzern wurden gereinigt. Für das Gebinde mit seitlichem Bitumenaustritt wurde ein Sanierungskonzept ausgearbeitet; die Umsetzung stand am Ende des Überprüfungszeitraums aber noch aus. Die kontaminierten Gebinde wurden gereinigt. Generell erhalten die Gebinde mit Befunden im ISRAM einen entsprechenden Vermerk und werden für die Inspektion im Folgejahr vorgemerkt.

Positiv zu bewerten sind die parallel zu den Gebinde-Inspektionen vorgenommenen Inspektionen der KKG-Lager. Die kontaminierten Schächte im MAA-Lager wurden gereinigt. Weil bei einigen Schächten die Bodenkontamination nicht mit vertretbarem Aufwand beseitigt werden konnte, wurden die Böden der betroffenen Schächte als Schutz für die Gebinde abgedeckt. Fallweise wurden Lagerschächte mit Kontaminationsbefund auch (vorübergehend) gesperrt. Zur Vermeidung von Kontaminationsverschleppung wird seit 2014 an jedem Fass beim Entnehmen aus der Abfüllzelle ein Wischtest durchgeführt.

Zusammenfassend können die Lagerbedingungen im LAA-Lager als gut bezeichnet werden. Im MAA-Lager waren die Bedingungen aufgrund der geschilderten Kontaminationsproblematik vorübergehend eingeschränkt; nach Umsetzung der entsprechenden Massnahmen konnte die planmässige Lagernutzung aber retabliert werden.

Über die Abfallbuchhaltung enthält die PSÜ-Dokumentation des KKG keine Angaben. Das ENSI hält aber fest, dass das KKG, wie auch alle anderen Schweizer KKW, mit dem ISRAM über ein geeignetes Werkzeug für die Dokumentation der produzierten Abfallgebinde und der gelagerten Rohabfälle verfügt und über seine Bestände in den Monats- und Jahresberichten gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B02 berichtet. Im Jahresbericht berichtet das KKG ausserdem über die Ergebnisse der Gebinde- und Lagerinspektionen. Zudem überprüft und bewertet das ENSI die Abfall- und Lagerbewirtschaftung im KKG laufend anlässlich seiner Inspektionen. Das ENSI bestätigt, dass das KKG seinen Pflichten bezüglich der Entsorgung seiner radioaktiven Abfälle in angemessener Art und Weise nachkommt.

3.7.3 Defekte Brennstäbe

Angaben des KKG

Das KKG analysiert die Menge und Art der defekten Brennstäbe. Das Inventar am PSI und am Joint Research Center Karlsruhe wird dabei berücksichtigt. So ergeben sich 139 verschweisste Brennstoffkapseln, 13 geschraubte Brennstoffkapseln und 32 Brennstäbe. Da die Wiederaufarbeitung ausgeschlossen ist, hat das KKG verschiedene Lösungen analysiert, um die defekten Brennstäbe der trockenen Zwischenlagerung zuzuführen:

1. Zurückführen der Brennstoffkapseln in Brennelemente und Einstellen in einen Transport- und Lagerbehälter. In Deutschland ist dieser Fall für die Bauart CASTOR V/19 zugelassen.
2. Die Verwendung der von der GNS in Deutschland eingesetzten Sonderstabköcher.
3. Die Verschweissung von Brennstoffkapseln unter Wasser mit anschliessendem Einsetzen in ein Skelett, das in einem Transport- und Lagerbehälter gelagert wird. Das Verfahren wird von der Fa. Framatome in Belgien eingesetzt.
4. Verwendung eines Köchers der Fa. Westinghouse, der unter Wasser beladen, getrocknet und dichtheitsgeprüft wird.

Das KKG präferiert die Variante 1. Dazu würden alle in der Zukunft anfallenden Sonderbrennstäbe im Hotlabor des PSI unter trockenen Bedingungen verschweisst und anschliessend im KKG wieder in abgebrannte Brennelemente eingesetzt werden. Die Trockenlagerung würde im Transport- und Lagerbehälter CASTOR geo32CH stattfinden. Vorteile dieses Vorgehens gegenüber anderen Varianten sieht das KKG bei der Minimierung der Restfeuchte und der Vermeidung von sehr aufwendigen logistischen Arbeiten innerhalb der kontrollierten Zone des KKG. Nachteilig ist der Transportaufwand zum PSI und wieder zurück zum KKG. Jedoch gibt das KKG an, dass defekte Stäbe grösstenteils sowieso zu Nachuntersuchungen und dem Zweck der Ursachenfindung ans PSI transportiert würden. Das KKG geht von maximal vier Transporten zum PSI aus. Dabei wird durchschnittlich mit einem neuen Defektstab pro Betriebsjahr gerechnet. Das KKG hat durch die GNS den Inhalt in die Nachweise des Transport- und Lagerbehälters aufnehmen lassen. Offene Punkte aus Sicht des KKG sind das zu qualifizierende Schweissverfahren, die Bauartfreigabe und Zulassung des CASTOR geo32CH und eine Beurteilung der Nagra.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.2.7 Bst. f

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat den Bestand an defekten Brennstäben dargestellt. Dabei sind auch die aktuell nicht in der Anlage befindlichen Stäbe berücksichtigt. Alle Brennstäbe sollen gekapselt in die trockene Zwischenlagerung überführt werden, wobei mehrere Lösungen evaluiert wurden. Für keine dieser Lösungen sind alle erforderlichen Teilschritte aktuell lizenziert. Das KKG bevorzugt eine Variante, die auf der Bauartfreigabe und Zulassung der vom KKG präferierten Transport- und Lagerbehälterbauart CASTOR geo32CH basiert. Zusätzlich ist die Qualifizierung der Kapselung sowie die Rückführung von den unterschiedlichen Aufenthaltsorten zum KKG mit einer Verpackung für defekte Stäbe erforderlich. Aus Sicht des ENSI hat das KKG eine ausreichende Analyse zur Entsorgung der defekten Brennstäbe durchgeführt. Die Machbarkeit der vom KKG präferierten Variante wird sich im Rahmen des Bauartfreigabe- bzw. Zulassungsverfahrens für die Behälterbauart CASTOR geo32CH erweisen.

3.7.4 Bewirtschaftung Lagerbecken

Angaben des KKG

Das KKG analysiert die Kapazität der Lagerbecken. Dabei werden das Kompaktlager im Reaktorgebäude und das Externe Nasslager abzüglich der verschlossenen Position und der Kernentladungsreserve berücksichtigt. Mit Stand 31. Dezember 2017 verfügt das KKG über 964 Brennelement-Lagerpositionen. Mit dem Abschluss der Ausbaustufe II des Externen Nasslagers kommen nochmals 702 Positionen dazu. Somit ergibt sich eine

Gesamtzahl von bis zu 1666 Positionen. Das KKG prognostiziert bei einer Betriebsdauer von 60 Jahren, dass etwa 1632 abgebrannte Brennelemente auftreten. Zum 31. Dezember 2017 waren im Kompaktlager 278 Brennelemente (182 U-/WAU-Brennelemente und 96 MOX-Brennelemente) und im Externen Nasslager 336 Brennelemente (285 U-/WAU-Brennelemente und 52 MOX-Brennelemente). Das KKG berechnet, dass mindestens 256 Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter überführt werden müssen, um die BE-Entsorgung für eine Betriebsdauer von 60 Jahren zu gewährleisten. Dies entspräche 8 Behältern des neuen Typs CASTOR geo32CH.

Nach der Ausserbetriebnahme in 2039 soll die Brennstofffreiheit des Kompaktlagers möglichst bald, konkret innerhalb von 3 Jahren, erreicht werden. Dazu muss im Externen Nasslager die Wärmeleistung optimiert werden. Aus diesem Grund plant das KKG 23 T/L-Behälter vom Typ CASTOR geo32CH zwischen 2027 und 2039 zu beladen. Aus Sicht des KKG steht das geplante Vorgehen nicht im Widerspruch zur Auflage 5.8 der Bewilligung zum Bau und Betrieb des Externen Nasslagers [Nasslager2004], da so die Brennstofffreiheit der Anlage schnellstmöglich erreicht wird.

Das betriebliche Lagerbewirtschaftungskonzept sieht vor, dass jährlich mindestens drei Transfers mit jeweils 12 Brennelementen vom Kompaktlager zum Externen Nasslager erfolgen. Allfällige Defizite sollen im darauffolgenden Jahr ausgeglichen werden. Ausserdem wurden die Positionen im Kompaktlager, die nicht mit der Belademaschine anfahrbar sind, mit MOX-Brennelementen versehen. Somit wird die Wärmemenge im Externen Nasslager reduziert. Kältere Uranoxid-Brennelemente werden ebenfalls im Kompaktlager belassen, um direkt von dort mit den heissen MOX-Brennelementen Mischbeladungen von T/L-Behältern realisieren zu können. Das KKG gibt weiter an, das Lagerbewirtschaftungskonzept an das Bauartfreigabe- und Zulassungsverfahren des CASTOR geo32CH anzupassen und mögliche Änderungen zu berücksichtigen.

Bezüglich der Transportfähigkeit der Brennelemente analysiert das KKG die Aspekte Handhabbarkeit und Belastungen aus Beladung, Behälterabfertigung, Transport und Entladung. Dazu gibt das KKG im Bericht [BER-C-92683] an, dass bis 31. Dezember 2017 insgesamt 28 interne Transfers stattgefunden haben und dabei alle unterschiedlichen Arten von Brennelementen transferiert worden sind. Da dabei keine Auffälligkeiten identifiziert wurden, wird von einer Transportfähigkeit aller abgebrannten Brennelemente ausgegangen. Visuelle Inspektionen im Jahr 2013 (Bericht [BER-F-92394], Kap. 2.10.4) an den Brennelementen im Externen Nasslager zeigten ebenfalls keine Auffälligkeiten.

Das KKG hat im Jahr 2014 das Exemplar mit der Seriennummer N°201 des Behältertyps TN12/2 für die internen BE-Transporte erworben. Die Bauart TN12/2B besitzt eine gültige originäre französische Zulassung F/271/B(M)F-85T (Lav) mit einer Gültigkeit bis zum 31. August 2020. Alle Brennelemente des KKG mit Ausnahme von fünf Hochabbrand-Testbrennelementen und acht MOX-Brennelementen mit Abbränden zwischen 57 GWd/tHM und 60 GWd/tHM sind durch die Zulassung abgedeckt. Das ENSI hat Teile der französischen Zulassung in einem schweizerischen Zertifikat gem. Gefahrgutrecht anerkannt. Zusätzlich liegt eine Freigabe für den innerbetrieblichen Transfer vor. Das KKG hat auf Basis des gefahrgutrechtlichen Sicherheitsberichtes der Bauart TN12/2 ein vom ENSI akzeptiertes Instandhaltungsprogramm für den Transferbehälter entwickelt. Das KKG wird nach Auslaufen der französischen Zulassung eine Freigabe beim ENSI beantragen, welche die Transfers vollumfänglich abdeckt. Als weitere Lösungen würden die neue Bauart TNG3 von Areva TN oder der CASTOR geo32CH als Transferbehälter einsetzbar sein.

Für die trockene Zwischenlagerung hat das KKG im Jahr 2016 mit der Entwicklung der Bauart CASTOR geo32CH begonnen. Projektziel ist eine erste Beladung im Jahr 2027. Das KKG gibt an, dass 51 Behälter der Bauart notwendig sind, um alle Brennelemente nach einer Betriebszeit von 60 Jahren zu entsorgen. Die Bauart soll alle Typen abgebrannter Brennelemente des KKG aufnehmen können. Aktuell hat das KKG noch 63 freie Stellplätze in der HAA-Halle des ZZL. Somit ergibt sich eine Reserve von 12 Stellplätzen. Diese könnten im Falle einer Abweichung vom Zieltermin 2027 verwendet werden, um Behälter mit geringerer Kapazität, z. B. der Bauart CASTOR V/19 (CH), zu verwenden und so den weiteren Betrieb sicherzustellen.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.2.7 Bst. g

Richtlinie [ENSI-G20], Kap. 6.5.3 Bst. j

Beurteilung des ENSI

Ende 2017 weist das KKG über die Kernentladungsreserve von 177 BE-Plätzen 182 freie Positionen im Kompaktlager aus. Für das Externe Nasslager ergeben sich 168 freie Positionen.

Im Externen Nasslager darf gemäss Betriebsbewilligung eine maximale thermische Leistung von 1 MW gelagert werden. Gemäss Stand vom 28. Februar 2018 sind 441,17 kW thermische Leistung im Externen Nasslager. Die Wärmeleistung wird für jede Kampagne neu berechnet. Dabei wird auch für jedes bereits gelagerte Brennelement die aktuelle Wärmeleistung berechnet.

Gemäss Bau- und Betriebsbewilligung des Externen Nasslagers dürfen maximal 200 MOX-Brennelemente im Nasslager eingestellt werden. Basierend auf den Angaben des KKG sind aktuell 148 MOX-Brennelemente im Kompaktlager und Externen Nasslager zusammen. Da der Einsatz von weiteren MOX-Brennelementen nicht geplant ist, wird die Auflage aus der Bewilligung eingehalten.

Gemäss Auflage 5.6 der Bau- und Betriebsbewilligung des Externen Nasslagers [Nasslager2004] muss für den innerbetrieblichen Transfer eine Freigabe des ENSI vorliegen, sofern keine gültige gefahrgutrechtliche Zulassung vorliegt. Ausserdem muss der Prozess des innerbetrieblichen Transfers durch das ENSI freigegeben werden. Das ENSI hat den Prozess im Jahr 2008 bewertet, inspiziert und anschliessend freigegeben. Des Weiteren wurden die Inhalte, welche nicht in der schweizerischen Anerkennung der französischen Zulassung für die Bauart TN12/2 genannt sind, in einer Freigabe für den innerbetrieblichen Transfer freigeben. Der Ansatz des KKG nach Auslaufen der französischen Zulassung für die Bauart TN12/2 alle Inhalte in diese Freigabe aufzunehmen, steht in keinem Widerspruch zu den Auflagen aus der Bau- und Betriebsbewilligung des Externen Nasslagers. Das KKG zeigt zudem zwei weitere Lösungen an, welche den TN12/2 ersetzen könnten. Aus Sicht des ENSI ist eine Realisierbarkeit der Transfers mit ausreichender Sicherheit gewährleistet.

Für die trockene Zwischenlagerung lancierte das KKG die Entwicklung eines eigenständigen T/L-Behälterdesigns, welches die speziellen Eigenschaften der KKG-BE (MOX und Hochabbrand) berücksichtigt. Für den Fall erheblicher Verzögerungen in diesem Projekt ist die Verwendung eines bereits lizenzierten Behälterdesigns, allerdings mit suboptimalem Nutzinhalt, möglich. Die Machbarkeit des Back-up-Konzepts unter Verwendung der Behälterbauart CASTOR V/19 (CH) ist gegeben, da diese Bauart für das ZZL bereits in Zusammenhang mit der erstmaligen Einlagerung im ZWIBEZ lizenziert wurde, auch für die Brennelementeigenschaften des KKG.

Gemäss Auflage 5.5 c) der Bau- und Betriebsbewilligung des Externen Nasslagers [Nasslager2004] darf der höchste mittlere Abbrand für Uranbrennelemente 70 MWd/kgSM nicht überschreiten. Das ENSI kann bis zu 10 % höhere Abbrandwerte freigeben, wenn dadurch die Sicherheit des Nasslagers nicht beeinträchtigt wird. Das KKG hat 5 Hochabbrand-Testbrennelemente mit Abbränden von mehr als 70 GWd/tHM. Somit würden diese die Betriebsbewilligung überschreiten. Aktuell befinden sich diese Brennelemente im Kompaktlager. Das ENSI weist im Rahmen dieser Prüfung nochmals auf diesen Sachverhalt hin und fordert das KKG auf, vor dem Transfer dieser Brennelemente eine Freigabe zur Erhöhung des Limits gemäss Auflage 5.5 c) der Bau- und Betriebsbewilligung des Externen Nasslagers einzuholen.

Das KKG verfolgt aus Sicht des ENSI eine umfassende und langfristig ausgelegte Bewirtschaftungs- und Entsorgungsstrategie für seine bestrahlten Brennelemente. Die vom KKG definierten Ziele sind nachvollziehbar. Die Transportfähigkeit der Brennelemente ist generell dargestellt. Ein geeigneter Transferbehälter steht aktuell zur Verfügung; Alternativlösungen sind vorhanden. Wesentliche Verzögerungen bei der Entwicklung und Lizenzierung des speziell für das KKG entwickelten Transport- und Lagerbehälterdesigns für die trockene Zwischenlagerung bergen das grösste Risiko im Bewirtschaftungskonzept. Die durch das KKG vorgesehenen Ersatzmassnahmen erscheinen angemessen.

3.7.5 Transport- und Lagerbehälter

Angaben des KKG

Das KKG plant alle Brennelemente ausschliesslich im Behältertyp CASTOR geo32CH zwischenzulagern. Alle Nachweise werden für eine Betriebsdauer des KKG von 60 Jahren geführt. Diesbezüglich hat das KKG alle

51 geplanten Beladungen mit etwa 1632 abgebrannten Brennelementen in Übereinstimmung zum Stellplatzkonzept des ZZL geprüft. Aus Sicht des KKG sind alle Einlagerungen möglich.

Das KKG ist am 31. Dezember 2017 der Eigentümer von 4 Behältern der Bauart TN24G (Seriennummer 01 bis 04), 9 Behältern der Bauart TN81 (Seriennummer CH 01 bis CH 05, CH 07, CH 10 bis CH 12) und 1 Behälter der Bauart CASTOR HAW 20/28 CG (Seriennummer 15). Das KKG hat zusammen mit allen anderen Eigentümern von Transport- und Lagerbehältern in der Schweiz sowie der Nagra eine permanente Arbeitsgruppe gegründet, in der alle Fragen zur Behälteralterung bearbeitet werden.

Die Behälterexemplare der Bauart TN24G sind im Jahr 2002 im ZZL eingelagert worden. Die gefahrgutrechtliche Zulassung ist am 30. April 2012 ausgelaufen und wurde nicht verlängert. Basierend auf dem aktuellen Regelwerk erfolgte eine Analyse der zukünftigen Transportfähigkeit (gap-Analyse) durch den Behälterkonstrukteur Orano TN, mit positivem Ergebnis. Das KKG sieht zusätzlich kompensatorische Massnahmen beim Deckelsystem und der Stossdämpferauslegung vor, falls die Anforderungen aus dem Gefahrgutrecht zukünftig steigen sollten. Bezüglich der Zwischenlagerfähigkeit beschreibt das KKG Abweichungen am Sperrraumdruck. Dazu geht das KKG auf die Thematik der fehlerhaften Drucksensoren zur Bestimmung des Sperrraumdruckes ein. Einzelne Sensoren an verschiedenen Behältern liefern derzeit fehlerhafte Signale. Ferner kommt es bei einem Behälterexemplar zu einem Druckabfall im Sperrraum, den das KKG ebenfalls mit defekten Sensoren in Zusammenhang bringt. Bei allen Behälterexemplaren kommt das KKG zu der Auffassung, dass keine Abweichungen von den Vorgaben aus dem Sicherheitsbericht zur Zwischenlagerfähigkeit der Bauart vorliegen.

Die Einlagerungen der Behälterexemplare der Bauart TN81 des KKG erfolgten in den Jahren 2004 bis 2016 ins ZZL. Die Bauart besitzt eine französische gefahrgutrechtliche Zulassung mit einer Gültigkeit bis zum 30. Juni 2022. Bezüglich der Zwischenlagerfähigkeit geht das KKG auf den Sperrraumdruck ein. Im Jahr 2014 wurde an einem Behälterexemplar ein ansteigendem Sperrraumdruck identifiziert. Das KKG hat daraufhin Massnahmen ergriffen, darunter eine Fehleranalyse und gezielte Nacharbeiten bei bereits gefertigten Behältern. Nachdem das ENSI in 2017 diese Massnahmen bewertet und eine entsprechende regelmässige Berichterstattung durch die Eigentümer etabliert hatte, kommt das KKG zum Schluss, dass alle Behälterexemplare der Bauart TN81 des KKG weiterhin zwischenlagerfähig sind.

Die Einlagerung ins ZZL des Behälterexemplars der Bauart CASTOR HAW 20/28 CG mit der Seriennummer 015 d erfolgte im Jahre 2001. Gemäss KKG ist die verkehrsrechtliche Zulassung D/4318/B(U)F-85 Rev. 7 am 15. August 2018 abgelaufen. Das KKG geht jedoch davon aus, dass die Zulassung in Deutschland verlängert wird. Das KKG hat das Exemplar aus der deutschen Zulassung streichen lassen, sieht aber die Transportfähigkeit nicht als gefährdet. Bezüglich der Transportfähigkeit hebt das KKG den Qualitätsfall der Tragzapfen hervor. Das KKG hat nicht vor, die Tragzapfen auszutauschen und hat stattdessen verschiedene Massnahmen ergriffen, um die Konformität der Tragzapfen zu den Anforderungen aus den Sicherheitsnachweisen zu gewährleisten. Das ENSI soll darüber weiterhin informiert werden. Zur Zwischenlagerfähigkeit äussert sich das KKG nicht.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.2.7 Bst. h

Richtlinie ENSI-G05, Kap. 4

Richtlinie ENSI-B17, Kap. 7.1

Beurteilung des ENSI

Das KKG zeigt mit der neuen Bauart CASTOR geo32CH die Eckpunkte eines Projekts zur Beschaffung eines geeigneten Transport- und Lagerbehälters für die abgebrannten Brennelemente des KKG auf. Dessen Verfügbarkeit liegt noch nicht vor, weshalb das KKG alternative Back-up-Szenarien aufzeigt, die im Bedarfsfall die Entsorgung sicherstellen würden. Das umfasst auch die Beschaffungsstrategie. Das aktuell vom ENSI akzeptierte Stellplatzkonzept des ZZL bildet die Bauart CASTOR geo32CH nicht ab. Eine Übertragbarkeit der Anforderungen bzw. der Annahmen im Stellplatzkonzept auf die Bauart ist möglich, muss aber, wie vom KKG

festgehalten, durch den Lagerbetreiber erfolgen. Gemäss Richtlinie ENSI-B17 muss der Eigentümer des Lagerguts, also der Behältereigentümer, dabei unterstützen. Im Rahmen des Lizenzierungsverfahrens des CASTOR geo32CH muss diese Anpassung erfolgen.

Gemäss Bauartfreigabe der Transport- und Lagerbehälterkonstruktion TN24G aus dem Jahr 2002 muss eine gefahrgutrechtliche Zulassung während der Zwischenlagerung aufrechterhalten werden. Aktuell ist es für das ENSI ausreichend, wenn die Transportfähigkeit nachgewiesen ist (siehe dazu Richtlinie ENSI-B17). Das KKG hat keine weitergehenden Analysen zur Transportfähigkeit vorgestellt. Jedoch wurden im Rahmen von Fachgesprächen im Jahr 2019 die ersten Ergebnisse der Alterungsüberwachung für die Bauart TN24G durch das KKG dem ENSI vorgestellt. Das ENSI hat bereits positives Feedback gegeben und sieht den vom KKG eingeschlagenen Weg als gangbar. Diese Analysen adressieren sowohl die Transportfähigkeit als auch die Zwischenlagerfähigkeit. Jedoch sind noch nicht alle Nachweise abschliessend erbracht. Die Thematik der fehlerhaften Drucksensoren zur Bestimmung des Sperrraumdrucks verfolgt das ENSI in einem separaten Geschäft. Aktuell liegen keine Abweichungen zu den Anforderungen aus dem Sicherheitsbericht zur Zwischenlagerfähigkeit vor, die nicht durch das ENSI beurteilt worden sind. Weitere Abweichungen im genannten Zeitraum sind dem ENSI nicht bekannt.

Das ENSI hat letztmalig 2015 eine französische Zulassung der Bauart TN81 in der Schweiz anerkannt. Die Anerkennung hatte eine Gültigkeit bis zum 30. Juni 2017. Eine Erneuerung der Anerkennung wurde nicht beantragt, weshalb die Prüfung auf Transportfähigkeit ausschliesslich auf Basis des Vorhandenseins einer Zulassung durch das ENSI nicht möglich ist. Bezüglich der Zwischenlagerfähigkeit gibt das ENSI an, dass die im Eigentum vom KKG befindlichen Behälterexemplare unter unterschiedlichen Bauartfreigaben im ZZL eingelagert wurden. Das KKG nimmt diesbezüglich keine Stellung zur Konformität. Weitere Abweichungen vom Normalbetrieb, als die des Druckanstiegs im Sperrraum, hat das KKG nicht identifiziert. Das ENSI verfolgt den Sachverhalt im Rahmen der Aufsichtstätigkeit weiter.

Das ENSI hat letztmalig 2005 eine Zulassung der Bauart CASTOR HAW 20/28 CG mit der Kennung D/4318/B(U)F-85 anerkannt. Die Anerkennung hatte eine Gültigkeit bis zum 31. August 2007. Zur Zwischenlagerfähigkeit wird nicht Stellung genommen.

Die Lager- und Transportfähigkeit wird für alle bereits eingelagerten Behälter grob aufgeführt. Im Rahmen von verschiedenen Status- und Fachgesprächen sind deutlich detailliertere Untersuchungen zur Transport- und Zwischenlagerfähigkeit seitens KKG vorgestellt worden, als das im Rahmen der PSÜ dargestellt worden ist. Aus Sicht des ENSI kann dieser Sachverhalt zukünftig separat in einem Alterungsüberwachungsprogramm für alle schweizerischen Eigentümer einer bestimmten Behälterbauart gemeinsam und nicht im Rahmen der jeweiligen PSÜ der einzelnen Werke dargestellt werden; ein entsprechendes Verfahren ist in Vorbereitung. In der Zwischenzeit ist die entsprechende Bewertung jedoch nach wie vor durch jeden Behältereigentümer, also auch durch das KKG, im Rahmen der jeweiligen PSÜ vorzunehmen. In den vorgelegten Unterlagen ist dies, wie oben geschildert, nur unvollständig erfolgt. Für diejenigen Behälter, deren verkehrsrechtliche Zulassung in der Schweiz inzwischen abgelaufen ist, ist dies mit den PSÜ-Dokumenten des KKG nur unvollständig erfolgt, weshalb folgende Forderung erhoben wird:

Forderung 3-3 (Transport und Zwischenlagerfähigkeit)

Der Stand der Transport und Zwischenlagerfähigkeit ist für jeden beladenen Transport- und Lagerbehälter im Eigentum des KKG darzulegen. Sofern der Zustand des Einzelbehälters nicht der aktuellen Zulassung oder Bauartfreigabe entspricht, sind die Abweichungen und die erforderlichen Massnahmen zur Herstellung der Transport- und Zwischenlagerfähigkeit zu benennen. Ein entsprechendes Alterungsmanagement ist zu etablieren. Termin: 31.12.2027.

3.7.6 Transporte

Angaben des KKG

Das KKG hat im Jahr 2016 eine umfangreiche Erneuerung im Managementsystem bezüglich Transporte radioaktiver Stoffe vorgenommen. Neu wurde das übergeordnete Managementsystem «Transporte radioaktiver Stoffe» [REG-D-1] erstellt. Der neue Prozess 3.2.1 umfasst die Weisungen für die Gefahrguttransporte der Klassen 1–6 und 8–9, Gefahrguttransporte Klasse 7 sowie Gefahrguttransporte Klasse 7 «Kernmaterialien». Gemäss KKG hat sich der neue Prozess in der Praxis bewährt.

Zwischen 2008 und 2017 kam es bei Transporten der Klasse 7 ohne Berücksichtigung von Kernmaterialien zu keinen Nichtkonformitäten gegenüber den gesetzlichen Vorgaben. Es wurde kein meldepflichtiges Ereignis gemäss Richtlinie [ENSI-B03] identifiziert. Im Jahre 2014 ermittelte das KKG bei der Eingangsmessung eine Überschreitung der Dosisleistung an einem Versandstück. Die Überschreitung wurde dem ENSI fristgerecht gemeldet und mit INES 0 klassifiziert. Der Gefahrgutbeauftragte führt regelmässig Stichproben durch. Gemäss KKG wurden bei den 400 durchgeführten Radioaktivtransporten keine grösseren Probleme identifiziert.

Seit der Inbetriebnahme des Externen Nasslagers im Jahre 2008 führt das KKG jährlich zwischen drei und vier interne Transfers mit einem Behälter des Typs TN12/2 durch, bis Ende 2017 fanden 28 derartige Transfers statt. Zuvor waren umfangreiche Kalthandhabungen durchgeführt worden. Neue Prozesse, wie die Rückkühlung des Behälters vor dem Absenken in das Becken des Externen Nasslagers, waren so eingeübt worden und sind mittlerweile störungsfrei etabliert. Im Jahr 2014 erwarb das KKG einen eigenen Behälter der Bauart TN12/2. Dieser wird durch das KKG regelmässig auf Basis der vom ENSI akzeptierten Vorschriften zur wiederkehrenden Prüfung gewartet. Gemäss KKG konnten aufgrund der Erfahrungen in diesem Bereich die Prozesse kontinuierlich verbessert werden.

Bei der Anlieferung von unbestrahlten Brennelementen wurden im Überprüfungszeitraum 2008–2017 keine Zwischenfälle identifiziert. Bei den Transporten von einzelnen Brennstäben und Brennstoffkapseln mit Versandstücken der Bauart BG18, NCS45 und R72 wurden im Überprüfungszeitraum 2008–2017 keine Zwischenfälle identifiziert. Die Erfahrungen mit unterschiedlichen Verpackungen trugen zur Verbesserung der Prozesse für die Handhabung und die Abfertigungen bei.

Der erste Brennelementtransport ins ZZL ist nicht vor dem Jahr 2027 geplant.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.2.7 i

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 6–7, Art. 34

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 13–21, Art. 56–57, Art. 73

Strahlenschutzgesetz [StSG], Art. 28–38

Strahlenschutzverordnung [StSV], Art. 9–18, Art. 101–103

IAEA Requirements [IAEA SSR-2]

Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse [ADR]

Verordnung [SDR]

Beurteilung des ENSI

Für den Transport von Kernmaterialien und radioaktiven Abfällen gemäss KEV wurden dem KKG und den übrigen Beteiligten regelmässig Transportbewilligungen vom BFE erteilt. Für Transport-Ein- und Ausfuhren von radioaktiven Stoffen wurde im Überprüfungszeitraum vom ENSI die Transportbewilligung [ENSI 10/2009] (gültig bis 29. Februar 2020) erteilt.

Das ENSI hat in den Jahren 2008 bis 2017 verschiedene Inspektionen im Bereich Transport radioaktiver Stoffe im KKG durchgeführt. Dabei wurde auch die Rückkühlung eines beladenen Behälters vom Typ TN12/2 mehrfach ohne Auffälligkeiten inspiziert. Die wiederkehrenden Prüfungen am Behälter TN12/2 wurden ebenfalls

mehrfach inspiziert. Im Bereich der Transportdurchführung hat das ENSI in den Jahren 2011 bis 2013 Verbesserungsbedarf bei den Anweisungen und im Managementsystem identifiziert. Die Anpassungen des in 2016 grundsätzlich überarbeiteten Managementsystems haben sich aus Sicht des ENSI bewährt. Seitdem konnte kein Verbesserungsbedarf mehr identifiziert werden. Anlässlich einer Inspektion wurde dem KKG für die Vorbereitungen zum Empfang von unbestrahlten Brennelementen «gute Praxis» bescheinigt.

Die Transporte von radioaktiven Stoffen und Abfällen sowie von Kernmaterialien werden im KKG zuverlässig unter Einhaltung der gefahrgutrechtlichen Vorschriften durchgeführt und abgewickelt. Die wiederkehrenden Prüfungen werden fristgerecht durchgeführt. Die Arbeiten rund um den Transfer von bestrahlten Brennelementen aus dem Reaktorgebäude ins Externe Nasslager sind mehrfach ohne Beanstandungen durch das ENSI inspiziert worden.

Das KKG hat aus Sicht des ENSI die Anforderungen aus dem Kap. 5.2.7 i. aus der Richtlinie ENSI-A03 erfüllt. Die Erfahrungen bei Transporten radioaktiver Stoffe wurden seitens des KKG ausführlich dargestellt und entsprechend bewertet. Verbesserungen, wie die Anpassungen am Managementsystem, wurden durchgeführt; dabei hat das KKG die gemachten Erfahrungen in die Prozesse einfliessen lassen. Exemplarisch sind hierfür die Rückkühlung des beladenen Transferbehälters TN12/2, die wiederkehrenden Prüfungen am TN12/2 und die unterschiedlich verwendeten Verpackungen beim Versand und Empfang von einzelnen Brennstäben zu nennen. Das KKG konnte die Effektivität des neuen Prozesses darstellen.

3.8 Betriebserfahrung in vergleichbaren Anlagen

3.8.1 Prozess der Auswertung

Angaben des KKG

Das Verfahren zur Auswertung externer Erfahrungen bzw. von Erfahrungen in vergleichbaren Anlagen ist in der Weisung WSG-D-1 geregelt, welche im Managementsystem dem Supportprozess «Sicherheitsbeurteilung und Risikomanagement» zugeordnet ist. Ziel des Verfahrens der Erfahrungsauswertung ist es, aus den Erfahrungen anderer Kernkraftwerke zu lernen, um betriebliche Störungen zu vermeiden und vorhandenes Verbesserungspotenzial bezüglich Sicherheitsvorsorge und Anlagenverfügbarkeit zu erschliessen. Die Weisung regelt den allgemeinen Arbeitsablauf bezüglich der Auswertung externer Erfahrungsmeldungen und der Einleitung der Sicherheitsüberprüfung bei Bekanntwerden eines im Kontext der Ausserbetriebnahmeverordnung UVEK-A relevanten Ereignisses von INES 2 oder höher in einer in- oder ausländischen Anlage. Das KKG prüft Meldungen aus einer Vielzahl von Quellen, insbesondere Sammlungen und Datenbanken von VGB, Framatome, GRS, WANO und IAEA. Das KKG wird über ein Reporting-System von IAEA und VGB tagesaktuell über neu eingehende Meldungen benachrichtigt. Monatlich führt das Ressort Probabilistische Sicherheitsanalysen und Erfahrungsauswertungen der Abteilung Sicherheit eine Gesamtrecherche der externen Erfahrungsmeldungen durch und leitet Meldungen, welche für die Anlage, deren Betrieb oder Instandhaltung, oder für die Personalausbildung von Bedeutung sein könnten, an die Fachabteilungen weiter. Die Fachabteilungen beurteilen u. a. die Bedeutung der ihnen zugestellten Erfahrungsmeldungen und die Notwendigkeit der Einleitung von Massnahmen und leiten bei Bedarf die entsprechenden Massnahmen ein. Sie führen zudem jährlich eine Auswertung zu den ihnen zugestellten Meldungen durch, inklusive einer Beurteilung der Wirksamkeit der eingeleiteten Massnahmen. Jährlich erfolgt weiterhin eine Gesamtbeurteilung der im Verlauf eines Jahres eingegangenen und bearbeiteten externen Erfahrungsmeldungen, welche durch den internen Sicherheitsausschuss (ISA) in einer Sitzung behandelt wird. Eine weitere detaillierte Gesamtbeurteilung über ausgewertete externe Erfahrungsmeldungen wird zudem alle 10 Jahre im Rahmen der PSÜ vorgenommen.

Über die Ergebnisse der Auswertung externer Erfahrungsmeldungen sowie über durchgeführte Auslegungsüberprüfungen gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung UVEK-A aufgrund eines externen Vorkommnisses mit INES-Einstufung von INES 2 oder höher wird im Monatsbericht bzw. im Jahresbericht Sicherheit berichtet. Wichtige Erfahrungsmeldungen von übergeordnetem Interesse werden vom KKG ausserdem an den VGB weitergeleitet, welcher sie seinerseits an den Lieferanten der Anlage weiterleitet. Letzterer erstellt dazu eine

fachliche Stellungnahme, welche wiederum dem KKG zurückgemeldet wird. Ebenso werden relevante Meldungen an die WANO übermittelt.

Seit der letzten PSÜ wurde die Weisung [WSG-D-1] um mehrere Aspekte ergänzt. Beispielsweise wurde sie um die Berücksichtigung der Verordnung [UVEK-A] erweitert und das Beurteilungskriterium «Relevant für Alterungsüberwachung der Anlage» wurde eingeführt.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22 Abs. 2 Bst. h

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 36 Abs. 3

Ausserbetriebnahmeverordnung [UVEK-A], Art. 2 Abs. 1 Bst. c

Richtlinie [ENSI-G07], Kap. 7.7

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über ein formalisiertes Verfahren, das eine systematische Auswertung von Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen ermöglicht. Dabei wird die Relevanz der Erkenntnisse aus den Ereignissen für das KKG geprüft und allfällige Massnahmen abgeleitet.

Das ENSI weist darauf hin, dass ab 2023, mit dem definitiven Ausstieg von Deutschland aus der Kernenergie, die vom KKG intensiv genutzten deutschen Datensammlungen und Dienstleistungen, namentlich von VGB und GRS, voraussichtlich nicht mehr oder nicht mehr im bisherigen Ausmass für die Beschaffung von Informationen aus anderen Kernanlagen zur Verfügung stehen werden. Das ENSI schätzt, dass sich das KKG frühzeitig mit dieser Problematik auseinandergesetzt und sich um alternative Möglichkeiten zur systematischen Gewinnung von Erfahrungsberichten aus anderen Kernanlagen bemüht hat. Das ENSI wird sich im Rahmen seiner regulären Aufsicht mit dieser Fragestellung befassen.

Die Bearbeitung externer Vorkommnisse im KKG erfüllt die Vorgaben der Kernenergieverordnung [KEV] und der Richtlinie[ENSI-G07] sowie der Ausserbetriebnahmeverordnung [UVEK-A].

3.8.2 Verfolgen des Standes von Wissenschaft und Technik

Angaben des KKG

Die Beschreibung und Bewertung der im KKG etablierten Abläufe zur Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik (SWT), inklusive einer Bestimmung und inhaltlichen Abgrenzung der Begriffe SWT sowie Obsoleszenz sind im Bericht [BER-S-92679] enthalten. Das KKG orientiert sich bei der Definition des SWT an der Richtlinie [ENSI-A03] und betrachtet den SWT als erfüllt, wenn die Regelwerksanforderungen erfüllt sind. Der Bericht [BER-S-92679] erörtert, wie die übergeordneten Dokumente des KKG, namentlich das Kraftwerksreglement und das Managementsystem, die Grundsätze und die Prozesse definieren, durch die der SWT im KKG verfolgt wird und wie neue Erkenntnisse im KKG umgesetzt werden.

Im Kraftwerksreglement stellt die Verfolgung des SWT einen der Grundsätze zur Verfolgung des übergeordneten Unternehmensziels dar. Dieser Grundsatz wird ergänzt durch zwei weitere: Das Fachwissen und das Sicherheitsbewusstsein des Personals sind durch gezielte Aus- und Weiterbildung auf einen hohen Stand zu bringen und zu halten; relevante interne und externe Betriebserfahrungen sind auf allen Stufen und in allen Bereichen sorgfältig auszuwerten und Verbesserungen sind, wo nötig, vorzunehmen. Indirekt wird zudem die Einhaltung des SWT durch den Grundsatz der Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften und behördlichen Vorgaben gestützt.

Im Managementsystem des KKG wird der Begriff SWT in mehreren Prozessen explizit – als Input- oder Zielgrösse – oder implizit berücksichtigt. Besondere Bedeutung wird dem Prozess der Sicherheitsbeurteilung und des Risikomanagements beigemessen. Eine Reihe von Teilprozessen im Rahmen dieses Prozesses regelt Vorgehensweisen, welche implizit der Sicherung des SWT dienen, z. B. die Vorkommnisanalyse, die externen

Erfahrungsmeldungen, die Sicherheitsbeurteilung von Anlagenänderungen, die Periodische Sicherheitsüberprüfung etc.

Der SWT im Bereich der Alterungsüberwachung wird im GSKL-Katalog von Alterungsmechanismen für mechanische Ausrüstungen abgebildet. Die GSKL-Leitfäden für die Erstellung von Steckbriefen für die Bau-, Elektro- und Maschinentechnik stellen eine Wegleitung für die praktische Umsetzung der Alterungsüberwachung und für die Dokumentation der Ergebnisse aus dem AÜP sowie die Beurteilung der mechanischen und elektrischen Komponenten und der Bauwerke dar. Aufgrund der Vorgaben der entsprechenden GSKL-Arbeitsgruppe wurde im KKG das AÜP durch die Fachbereiche detailliert, entsprechend den Vorgaben der jeweiligen Fachbereiche unter Anwendung der zu berücksichtigenden Schweizer Regelwerke und Richtlinien und damit dem SWT, umgesetzt. Die Effektivität des AÜP kann anhand verschiedener Massnahmen beurteilt und quantifiziert werden. In den internen Anweisungen und Vorschriften werden Schritte und Massnahmen zur Überprüfung von Resultaten und Abläufen im Rahmen des Prozesses «Instandhaltung/Erneuerung, Maschinentechnik/Elektrotechnik», inklusive allfälliger notwendiger Massnahmen, festgelegt, deren Ergebnisse als Erfahrungsrückfluss in den Prozess eingebettet sind.

Die 2011 in Kraft getretene neue Richtlinie zur Alterungsüberwachung [ENSI-B01] bedingte in den Schweizer Kernkraftwerken eine Überarbeitung des Alterungsmanagements. Nach Einschätzung des KKG führte der enge Austausch zwischen den Werken und dem ENSI innerhalb weniger Jahre zu einer umfassenden, effektiven und zugleich praktikablen Umsetzung des Alterungsmanagements mit positivem Einfluss auf die Verfügbarkeit der Anlage unter Berücksichtigung des SWT.

Der Personalbedarf für die Bearbeitung des AÜP ist nach Angaben des KKG mit der Einführung der neuen Richtlinie [ENSI-B01] deutlich gestiegen. Das KKG weist darauf hin, dass es tendenziell schwierig sei, geeignetes Personal zu rekrutieren und langfristig zu motivieren, da der Stand der Kerntechnik in vielen Bereichen dem Stand der konventionellen Technik stark hinterherhinke.

Der kontinuierliche Erfahrungsaustausch und die systematische Aufarbeitung externer Ereignisse sind wesentliche Instrumente zur Optimierung und Erweiterung der AÜP und zum Know-how-Aufbau des zuständigen Personals. Periodisch durch die WANO und die IAEA durchgeführte Reviews erwiesen sich nach Einschätzung des KKG als effektive Massnahmen, um systematisches Verbesserungspotenzial im Alterungsmanagement zu identifizieren. Das Bewusstsein für die Notwendigkeit des AÜP wurde durch interne Schulungen für das Betriebs- und Instandhaltungspersonal innerhalb des KKG verbessert.

Das KKG ist ausserdem an verschiedenen Forschungs- und Entwicklungsprogrammen im Zusammenhang mit der Alterungsüberwachung beteiligt.

Das KKG nennt eine Reihe von Informationsquellen zum SWT im KKG. Dazu gehören namentlich das Gesetzes-Monitoring, welches anhand der Weisung [WSG-D-43] der Analyse der Gesetzeskonformität dient, die Auswertung der internen und externen Betriebserfahrung (vgl. Kap. 3.1.1, 3.2.1 und 3.8.1 dieser Stellungnahme) sowie das Obsoleszenzmanagement der Abteilungen Maschinentechnik und Elektrotechnik, welches sich u. a. mit der Bewertung der Ersatzteilbevorratung, der Lieferbarkeit, der Aktualität von Normen und der Sicherung des internen und externen Know-hows für die wichtigen SSK, sowie mit Vergleichen des Standes der Technik von Neuanlagen mit jener des KKG befasst.

Das Obsoleszenzmanagement umfasst die drei Kernpunkte:

- technische Alterung;
- technologische Alterung und Alterung von Know-how; sowie
- implementierte Ersatzteilkonzepte.

Die Grundsätze und Massnahmen zur Sicherung des Know-hows werden vom KKG insbesondere für die Abteilung Maschinentechnik im Bericht [BER-M-92759] ausführlich dargelegt. Darin wird erörtert, dass der Sicherung des Know-hows grosse Bedeutung beigemessen wird, da das KKG davon ausgeht, dass es aufgrund des Verlusts namhafter Firmen aus dem nuklearen Geschäftsfeld oder des zunehmenden Mangels an Personalressourcen in diesen Firmen, vermehrt Aufgaben von (früheren) Lieferanten und Original Equipment Manufacturers (OEM) intern übernehmen muss. Das KKG unterscheidet dabei zwischen der Sicherung des internen

Know-hows, welches für die Abteilung Maschinentechnik im Bericht [BER-M-92748] behandelt wird, und der Sicherung des externen Know-hows in Bezug auf «kritische Dienstleistungen». Neben der Sicherung des Know-hows betrachtet das KKG im Bericht [BER-M-92759] ebenfalls das Thema der Gewährleistung der Komponenten- und Bauteilverfügbarkeit im maschinentechnischen Bereich, welche mit denselben marktbedingten Herausforderungen konfrontiert ist und deshalb ebenfalls eines besonderen Augenmerks bedarf. Die mechanischen Komponenten werden in verschiedene Kategorien eingeteilt:

- Kategorie u: Unkritische Teile und Komponenten
- Kategorie k: Klassierte Teile und Komponenten, deren Beschaffung kurzfristig nicht ansteht, jedoch bis zum Lebensende der Anlage beschafft werden müssen
- Kategorie s: Kritische mechanisch klassierte Teile und Komponenten, deren Nicht-Verfügbarkeit ein Wiederanfahren der Anlage infrage stellt

Eine Risikoanalyse, welche jeweils spätestens nach 5 Jahren überarbeitet wird, beinhaltet als Hauptschwerpunkt die Lieferbarkeit der kritischen Komponenten und Bauteile. Im Bericht [BER-M-92759] wird ausführlich dargelegt, welche Massnahmen das KKG getroffen hat, um abhängig von der Marktsituation die Verfügbarkeit oder Beschaffung der Teile und Komponenten sicherzustellen.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22 Abs. 2 Bst. h

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 36 Abs. 1–2

Richtlinie [ENSI-G07], Kap. 7.7

Beurteilung des ENSI

Das KKG legt dar, gestützt auf welche Grundlagen es den SWT verfolgt und welche Prozesse es dabei anwendet. Es versteht den zu verfolgenden SWT als die Erfüllung der Anforderungen des geltenden Regelwerks, namentlich der ENSI-Richtlinien. Diese konkretisieren gemäss jeweiliger Einleitung den aktuellen SWT. Zudem beschreibt das KKG die Informationsquellen, welche es zur Verfolgung bzw. Erfüllung des SWT berücksichtigt. Dabei spielt das Gesetzesmonitoring eine zentrale Rolle, welches durch eine jährliche Prüfung aller das KKG betreffenden wichtigen Regelungen und Gesetze sicherstellt, dass Gesetzeskonformität hergestellt wird. Das KKG beteiligt sich darüber hinaus an Forschungs- und Entwicklungsprogrammen und nutzt Erfahrungsmeldungen aus externen Quellen und Gremien. Es legt ausserdem ein besonderes Augenmerk auf die Verfolgung des SWT im Zusammenhang mit der Alterungsüberwachung bzw. dem Obsoleszenzmanagement. Damit erfüllt das KKG die Anforderungen an die Verfolgung und Umsetzung des SWT aus KEG, KEV und der Richtlinie [ENSI-G07].

Im Zusammenhang mit dem Obsoleszenzmanagement weist das KKG auf die Herausforderungen hin, welche ihm aus der erschwerten Situation auf den Märkten der Nuklearindustrie erwachsen, beispielsweise bei der Rekrutierung und Motivierung von Personal für die AÜP und bezüglich der Sicherung des Know-hows in Bezug auf kritische Dienstleistungen, welche für den langfristigen sicheren Betrieb und die Verfügbarkeit der Anlage von zentraler Bedeutung sind. Das ENSI begrüsst den proaktiven Ansatz des KKG in Bezug auf die Sicherung des Know-hows sowie bezüglich der Gewährleistung der Komponenten- und Bauteilverfügbarkeit namentlich in der Abteilung Maschinentechnik ausdrücklich. Die Thematik des Know-how-Erhalts, welche vom KKG für alle Fachabteilungen zusätzlich im Bericht [BER-C-92747] ausführlich behandelt wird, wird in Kap. 8.2 der vorliegenden Stellungnahme vertieft behandelt und bewertet.

4 Sicherheitsrelevante Anlagenteile

4.1 Bauwerke

Angaben des KKG

Die Bauwerke und die an sie gestellten Anforderungen sind im Sicherheitsbericht [PEG-X-64172] beschrieben. Ein wesentliches Instrument zur Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke bildet das Alterungsüberwachungsprogramm Bautechnik (AÜP-Bau). Das KKG hat den Stand und die bisherigen Ergebnisse der Alterungsüberwachung der Bauwerke im PSÜ Bericht [PEG-M-934] dokumentiert. Die Darstellung und Beurteilung zum AÜP-Bau werden in Kap. 5.1 zusammengefasst.

Bautechnische Massnahmen im Überprüfungszeitraum

Die im Überprüfungszeitraum durchgeführten bautechnischen Massnahmen hat das KKG ebenfalls im Bericht [PEG-M-934] zusammengestellt. Für jedes Gebäude der Bauwerksklassen I und II werden die Inspektionsergebnisse, die baulichen Instandsetzungsmassnahmen und die Eingriffe in die Baustrukturen beschrieben und es werden daraus die gebäudespezifischen Bewertungen des Bauwerkszustandes abgeleitet. Beispielhaft zeigen die Tabellen 4-1 und 4-2 die im Reaktorgebäude durchgeführten Instandsetzungen und Eingriffe.

Tabelle 4-1: Im Überprüfungszeitraum durchgeführte bautechnische Instandsetzungen im Reaktorgebäude

Jahr	Massnahme	Beschreibung
2008	Musterfläche und Rissverpressung	An der Kuppelaussenseite wurden Musterflächen für einen neuen Oberflächenschutz angelegt
2008	Instandsetzung Hilti-Anker im ZA-0522	Kontrolle und spezifikationsgerechte Instandsetzung von 4 Hilti-HDA-T-Ankern
2009	Instandsetzung Sumpfrinne ZA-0312	Instandsetzung der Beschichtung am Übergang vom Boden zur Rinne
2010	Instandsetzung Dachdecke	Instandsetzung Dachdecke Bereich Portalkran, Betoncontainment, ca. 39°, Kote +30 m
2010	Lokale Instandsetzung	Lokale Instandsetzung Aussenbeschichtung Betoncontainment, ca. 52°
2012	Instandsetzung Verankerung	Sanierung der Verankerung des Kugelmesstisches

Tabelle 4-2: Im Überprüfungszeitraum durchgeführte bautechnische Eingriffe im Reaktorgebäude

Jahr	Massnahme	Beschreibung
2008	Kernbohrungen	Statische Beurteilung Kernbohrung ZA-0601 zu ZA-0634
2008 2009	Verankerung an Betonstrukturen ZB-0214, ZB-0222, ZB-0236	Nukleare Zwischenkühler, statischer Nachweis
2009	Permanentlagerung Hauptkühlmittelpumpen-Ersatzmotor	Permanentlagerung Hauptkühlmittelpumpen-Ersatzmotor auf Niveau Beckenflur, Erdbebenverankerung und statischer Nachweis
2009	Kernbohrungen	Kernbohrungen in den Räumen ZA0505–ZA0547
2010	Kernbohrungen	Kernbohrungen in den Räumen ZA0616–ZA0508
2010	Kernbohrungen	Kernbohrungen in den Decken für die Erweiterung Elektrosteigzone zwischen den Räumen: ZB0202–ZB0302, ZB0402–ZB0302, ZB0402–ZB0502, ZB0502–ZB0612
2011	Kernbohrungen	2 Kernbohrungen in Decke +14,40 im Raum ZA0637

Jahr	Massnahme	Beschreibung
2011	Dübelverankerung	Dübelverankerung für Aerosolmonitore in den Räumen ZA0501 und ZA0646
2012	Verankerung	Verankerung der Kugelmessschränke im Raum ZA0634
2012	Ersatz Dübelverankerung	Präventiver Ersatz bestehender Liebig-Sicherheitsdübel
2012	Kernbohrungen ZB-0221	Neue Kernbohrung für TH74-Einspeiseleitung
2013	Ertüchtigung	Ertüchtigung der Kabeltragkonstruktion im Gebäude ZB
2013	Verankerung von Halterungen	Anker für Halterungen des Dampferzeugers, im Raum ZA-0302, Oberflächeninstandsetzung
2013	Ausbau von Dübeln	Ausbau von 4 Dübeln ohne Funktion im Raum ZA-0633
2013	Montieren von Zwischenklemmkästen	Montage von Zwischenklemmkästen in den Räumen ZA-0413, 0445, 0427, 0634, 0744, 0711 UND 0726
2014	Montieren von Zwischenklemmkästen	Montage von Zwischenklemmkästen in den Räumen ZA-0422, -0507 und -0622
2014	Montieren von Unterverteilschrank	Montage eines Unterverteilschranks im Raum ZA-0451
2014	Setzen von Schranksockeln	Im Raum ZA-0451 wurden Schranksockel für Systemschränke (0JY60H301 und 0JY61H001) gesetzt
2015	Setzen von Schranksockel	Im Raum ZA-0651 wurde ein Schranksockel für einen Schwingungsdiagnoseschrank (0JY97) gesetzt

Erfüllung der Forderungen aus der PSÜ 2008

Das KKG beschreibt im Bericht BER-S-92660 («Stand der Forderungen») die Erfüllung der ENSI-Forderung 5.2-1 aus der PSÜ 2008 bezüglich der Bautechnik:

> *Das KKG muss nachweisen, dass die Tragsicherheit der Bauwerke auch bei Anwendung der aktuellen Tragwerksnormen des SIA und der Berücksichtigung aktualisierter Einwirkungen erfüllt wird.*

Das KKG übermittelte dem ENSI das Konzept ANO-M-62656 für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke BK I und BK II und wies gleichzeitig darauf hin, dass der aktualisierte Nachweis der Erdbebensicherheit erst nach Abschluss des Projekts PEGASOS (Refinement Project) erfolgen kann. Damit hat das KKG diese Forderung als geschlossen betrachtet.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03

Tragwerksnormen des SIA SIA 260 bis SIA 267, SIA 269 und SIA 469

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die PSÜ-Unterlagen des KKG bezüglich der Bautechnik als vollständig. Die Dokumentation behandelt alle klassierten Bauwerke, die im Überprüfungszeitraum in Betrieb standen. Die Bauwerke sind in gutem Zustand und erfüllen die an sie gestellten Anforderungen.

Bautechnische Massnahmen im Überprüfungszeitraum

Die tabellarische Zusammenstellung aller im Überprüfungszeitraum durchgeführten baulichen Massnahmen (Inspektionsergebnisse, Instandsetzungen und Eingriffe in die Baustrukturen) im PSÜ-Bericht PEG-M-934 bildet einen zentralen Bestandteil der PSÜ-Dokumentation zu den Bauwerken. Das ENSI hat die Planung und Ausführung aller freigabepflichtigen baulichen Massnahmen im Rahmen des Aufsichtsverfahrens überprüft und freigegeben.

Erfüllung der Forderungen aus der PSÜ 2008

Das ENSI hat im Jahr 2018 zum Konzept ANO-M-62656 für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke BK I und BK II Stellung ENSI 2018-12-17 genommen. Es beurteilt das Konzept und den Zeitplan als zweckmässig und angemessen. Es weist darauf hin, dass bei der Gegenüberstellung der alten und neuen Normen des SIA nicht nur die baustatischen Anforderungen an die Tragwerke, sondern auch die verschärften Brandschutzanforderungen zu berücksichtigen sind.

Das KKG hat dementsprechend das Nachweiskonzept revidiert ANO-M-93064. Damit hat das ENSI die Forderung 5.2-1 aus der PSÜ 2008 als erfüllt bestätigt ENSI 2019-09-19. Die Nachweisführung wird im Rahmen der Aufsicht unter der neuen ENSI-Geschäftsnummer 17/19/065 überprüft.

Im Mai 2016 hat das ENSI verfügt ENSI 2016-05-26, dass die seismischen Nachweise der Systeme, Bauwerke und Ausrüstungen gemäss den Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 aktualisiert werden müssen. Eventuell erforderliche Ertüchtigungen oder Nachrüstungen werden auf Basis der neuen Nachweise zu identifizieren sein.

Erfüllung der Nachforderungen aus der Grobprüfung

In seiner Stellungnahme ENSI 17/2386 zur Grobprüfung der PSÜ-2018-Unterlagen hat das ENSI festgestellt, dass die Angaben des KKG zu den Bauwerken weitgehend vollständig und für die Beurteilung ausreichend seien. Zu den Themen sekundäre Mauerwerkswände und Befestigungen waren jedoch weitere Angaben für die Detailprüfung des ENSI erforderlich. Daraus ergaben sich die folgenden Nachforderungen:

– Nachforderung 4-2 (sekundäre Mauerwerkswände)

  Für die in den klassierten Gebäuden des KKG vorhandenen sekundären (nichttragenden) Mauerwerkswände ist entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.3 bis zum 31. Oktober 2019 eine Übersicht mit Stellungnahme zu erarbeiten. Diese soll alle vorhandenen Mauerwerkswände auflisten, deren Gefährdungspotential bewerten und die bereits durchgeführten bzw. die noch erforderlichen Ertüchtigungsmassnahmen aufzeigen.

Zur Erfüllung der Nachforderung 4-2 hat das KKG dem ENSI die Aktennotiz ANO-M-93064 eingereicht. Im Rahmen des Projekts «Ertüchtigung der Kabeltragkonstruktionen» wurden sämtliche 534 sekundäre Mauerwerkswände im ZE00-Schaltanlagengebäude aufgenommen und kartiert. Zudem wurde eine rechnerische Bewertung durch das KKG vorgenommen. Diese rechnerische Überprüfung wurde im Jahre 2022 vom KKG abgeschlossen und vom ENSI geprüft und akzeptiert. Die Standfestigkeit aller betrachteten sekundären Mauerwerkswände, die nicht bereits früher ertüchtigt wurden, konnte für das SSE (entsprechend Kap. 4.4.2, Abschnitt Erdbebengefährdungsannahmen) nachgewiesen werden.

Weitere sekundäre Mauerwerkswände wurden in den Notstromdieselgebäuden ZK01/02 und im Einlaufbauwerk (Oberwasserkanal) ZM00 identifiziert. Im Rahmen einer Begehung am 17. Oktober 2019 hat das KKG festgestellt, dass die sekundären Mauerwerkswände im ZM00 keine klassierten Systeme gefährden können. Bei den sekundären Mauerwerkswänden im ZK01/02 hingegen sind unzulässige Interaktion möglich. Als Termin für den Nachweis bzw. eine Ertüchtigung dieser Wände wurde Ende 2023 festgelegt.

Im Zusammenhang mit dem Projekt ERNOS-TP04 wurden vom KKG noch zwei weitere sekundäre Mauerwerkswände im ZX00-Notstandgebäude identifiziert und untersucht. Die Standfestigkeit beim SSE konnte nachgewiesen werden.

Das ENSI betrachtet die Nachforderung 4-2 mit diesen Informationen des KKG als erfüllt. Es wird noch die vom KKG zu erbringenden Nachweise für die sekundären Mauerwerkswände in den Notstromdieselgebäuden überprüfen:

- Nachforderung 4-3 (Befestigungen)

  Entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.3 sind die im KKG vorhandenen Befestigungsarten und Befestigungselemente, die vor dem erstmaligen Inkrafttreten des Befestigungskonzepts der GSKL (GSKL-BAU-002) ausgeführt wurden, zu erfassen. Basierend darauf ist ein Vorgehen für deren Beurteilung vorzulegen.

Zur Erfüllung der Nachforderung 4-3 hat das KKG dem ENSI die Aktennotiz ANO-M-93119 eingereicht. Es bezieht sich darin auf die «Übersicht der Verankerungen von Komponenten in Baustrukturen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz» BER-M-2000, welche bereits im Jahre 2000 erstellt wurde. Das KKG hat sich dabei sehr detailliert mit diesem Thema befasst und alle sicherheitsrelevanten Befestigungen erfasst und bewertet. In diesem Dokument wurden drei Zeitabschnitte betrachtet:

- ursprüngliche Projektierung und Bau bis 1978;
- Nachrüstungen zwischen 1978 und 31. Dezember 1999;
- Nachrüstungen nach dem 1. Januar 2000.

Die in Bericht BER-M-2000 erfassten Befestigungen werden weiterhin in Wiederholungsprüfungen untersucht und bewertet. Weitere Beurteilungen finden unter anderem im Rahmen der Überprüfungen gemäss Erdbebengefährdung ENSI-2015 für den für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit bei einem Erdbeben NESK 3 und NESK2 erforderlichen Umfang statt. Grundlage der Bewertung bildet insbesondere die neue GSKL-BAU-002, Teil 2 für Bestandsbefestigungen GSKL-BAU-2. Die bisher durchgeführten regelmässigen und umfangreichen Wiederholungsprüfungen zeigen eine geringe Anzahl von Befunden und darunter keine schwerwiegenden.

Das ENSI betrachtet die Nachforderung 4-3 mit diesen Informationen des KKG als erfüllt. Im Rahmen von zukünftigen Nachrüst- oder Umbauprojekten wird die Sicherheit der alten Bestandsverankerungen auf der Grundlage des Teils 2 des revidierten Befestigungskonzepts GSKL-BAU-2 bewertet.

4.2 Übersicht

In diesem Kapitel werden entsprechend Kap. 5.3 der Richtlinie ENSI-A03 sicherheitsrelevante Anlagenteile des Kernkraftwerks hinsichtlich ihrer Auslegung, ihrer Betriebserfahrung und ihres Zustands bewertet.

Hierfür sind die Betriebserfahrungen im Überprüfungszeitraum sowie der aktuelle Istzustand mit den gesetzlichen, behördlichen und normativen Vorgaben sowie sonstigen Dokumenten, die den Stand von Wissenschaft und Technik darstellen, zu vergleichen.

Hierzu gehören auch die Überprüfung der sicherheitstechnischen Einstufung (Klassierung) und der vorhandenen Qualifikation der sicherheitstechnisch klassierten Anlagenteile sowie die Analyse zeitabhängiger Veränderungen (Alterungseffekte), welche die Sicherheit und Verfügbarkeit der sicherheitsrelevanten Anlagenteile beeinträchtigen können. Dieser Beurteilung kommt hinsichtlich eines zukünftig sicheren Betriebs des Kernkraftwerks eine hohe Bedeutung zu.

Die Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme zur Erfassung und Bewertung von Zustand und Funktionalität sind systemübergreifend in Kap. 5 dieser Stellungnahme beschrieben.

Die bewerteten Anlagenteile werden nachfolgend in Bauwerke (Kap. 4.2), nukleares Dampferzeugungssystem (Kap. 4.3), verfahrenstechnische Sicherheits- und Hilfssysteme (Kap. 4.4), elektro- und leittechnische Sicherheits- und Hilfssysteme (Kap. 4.5) sowie weitere wichtige Einrichtungen wie beispielsweise Brand-/Blitzschutz und Flucht- und Rettungswege (Kap. 4.6) unterschieden.

Die zu den einzelnen Anlagenteilen erstellten Unterkapitel sind wie folgt strukturiert: Als Einführung wird zunächst die Funktion bzw. Aufgabe, der Aufbau, die Anordnung und die Betriebsweise, gegebenenfalls auch die sicherheitstechnische Klassierung kurz erläutert. Hierbei werden die Angaben aus den Sicherheitsberichten oder anderen dem ENSI vorliegenden Dokumenten des Betreibers ohne Beurteilung zusammengefasst. Des Weiteren werden die Angaben des KKG bezüglich:

- Erfahrung aus dem Betrieb, z. B. Verfügbarkeit, Ausfallverhalten und Vorkommnisse
- Prüfungen, d. h. Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen bzw. Funktionsprüfungen
- Anlagenänderungen und Änderungen der «Technischen Spezifikation»
- Instandsetzung und Wartung
- Alterungsüberwachung
- Überprüfung der Komponentenzustände (Ermüdung, Sprödbruchsicherheit)

aufgeführt und anschliessend seine Beurteilung sowie eine Bewertung aus Sicht des ENSI gegeben. Ein Überblick über die erfolgte sicherheitstechnische Beurteilung der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme ist in Tabelle 4-5 gegeben.

4.3 Primärkreislauf

In den bisherigen Stellungnahmen zu periodischen Sicherheitsüberprüfungen wurde der Primärkreislauf unter dem Thema «Sicherheitsrelevante Anlagenteile» beurteilt. Mit Einführung der Richtlinie ENSI-A03 ist als Teil der PSÜ der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb unter anderem mit einer Bewertung des Zustands der Grosskomponenten erforderlich. Damit werden die wesentlichen Bestandteile der Bewertung der Primärkreiskomponenten im Rahmen der Bewertung des Langzeitbetriebs vorgenommen. Es wird daher an dieser Stelle auf die betreffenden Abschnitte in dieser Stellungnahme verwiesen.

Der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb wird durch das KKG im übergeordneten Bericht «PSÜ 2018 – Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb» BER-S-92623 beurteilt. Darin wird auch auf die system- und komponentenspezifischen Berichte zu Reaktordruckbehälter mit Einbauten (YC, YE) PEG-S-251, Dampferzeuger (YB) PEG-S-217, Druckhalter (YP) PEG-S-251 sowie Kühlkreislauf mit Hauptkühlmittelleitungen (YA) PEG-S-215 und Hauptkühlmittelpumpen (YD) PEG-S-216 verwiesen. In diesen Berichten zum Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb wird der Zustand der Grosskomponenten des Primärkreises im Hinblick auf den Langzeitbetrieb bewertet.

In Anlehnung an die Übersicht zu den einzelnen verfahrenstechnischen Systemen (Kap. 4.4) ist in Tabelle 4-3 aufgezeigt, zu welchen Teilaspekten Besonderheiten im Überprüfungszeitraum zu bewerten waren oder Themen im Hinblick auf den Langzeitbetrieb detaillierter behandelt werden und in welchen Kapiteln der vorliegenden Stellungnahme diese behandelt werden.

Tabelle 4-3: Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung des Primärkreislaufs

AKZ	Systembezeichnung	Vorkommnisse	Prüfprogramm	Änderungen	Instandhaltung	Alterungsüberwachung	Auslegung
YC/YE	RDB und Kerneinbauten	—	Kap. 10.1	—	—	Kap. 10.1	Kap. 10.1
YA/YD	Kühlkreislauf	Kap. 4.4.4	Kap. 10.1	Kap. 10.1	Kap. 10.1	Kap. 10.1	Kap. 10.1
YB	Dampferzeuger	10.1.4	Kap. 10.1	—	Kap. 10.1	Kap. 10.1	Kap. 10.1
YP	Druckhaltung	—	Kap. 10.1	Kap. 10.1	Kap. 10.1	—	—

Anders als bei den verfahrenstechnischen Systemen wird für die Grosskomponenten das Thema «Alterungsüberwachung» in der Beurteilung des ENSI betrachtet, auch wenn sich keine besonderen Erkenntnisse oder Massnahmen ergeben haben. Dies erfolgt aufgrund der besonderen Bedeutung der Grosskomponenten für den Langzeitbetrieb und den hierfür bei der Bewertung in jedem Fall zu betrachtenden Analysen der relevanten Alterungsmechanismen, welche für die Betriebsdauer limitierend sein können, z. B. in Bezug auf Versprödung und Ermüdung, welche eine Prognose für den Zeitraum des Langzeitbetriebs erfordern. Diese Bewertungen finden sich in Kap. 10.1 («Zustand von Grosskomponenten»). Des Weiteren werden dort Besonderheiten bei den Wiederholungsprüfungen, wie die bekannte Auffälligkeit in der Plattierung an einem der RDB-Stutzen sowie wesentliche Änderungen, wie z. B. die Erneuerung von Mischschweissnähten an Druckhalterstutzen, aufgeführt und beurteilt.

4.4 Verfahrenstechnische Sicherheits- und Hilfssysteme

Das ENSI stützt sich bei seiner Beurteilung im Wesentlichen auf die Darlegungen und Bewertungen des KKG, die im Rahmen der PSÜ eingereicht wurden. Die Tabelle 4-5 gibt eine Übersicht über die Systembewertungen. Punktuell wurden dazu auch weitere Unterlagen wie Vorkommnisberichte und Änderungsanträge aus dem Überprüfungszeitraum herangezogen. Die Ausrüstungen der Elektro- und Leittechnik sind nicht Gegenstand der verfahrenstechnischen Bewertung, sondern werden in Kap. 4.5 behandelt.

4.4.1 Beurteilungsgrundlagen

In den folgenden Kapiteln werden die verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme des KKG hinsichtlich ihrer Betriebserfahrung und des Zustands der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) sowie ihrer Auslegung beurteilt. Die zu beurteilenden Aspekte sind in Kap. 5.3 «Sicherheitsrelevante Anlagenteile» der Richtlinie ENSI-A03 aufgeführt. Die Beurteilung der Angaben des KKG durch das ENSI erfolgt anhand der Richtlinien ENSI-B01, ENSI-B03, ENSI-B06, ENSI-B14, ENSI-G01, ENSI-G02, ENSI-G11 und ENSI-G12.

4.4.2 Überprüfung der Auslegungsvorgaben

Gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.3.1 ist vom Betreiber eine Bewertung der Auslegungsvorgaben von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSK) vorzunehmen. Dabei sind unter anderem die Komponentenlisten der mechanischen Ausrüstungen auf Vollständigkeit und Richtigkeit zu überprüfen. Zudem ist die korrekte Auslegung und die Qualifizierung sicherheitstechnisch klassierter SSK darzulegen und zu bewerten.

Angaben des KKG

Die Bewertung der Auslegungsvorgaben von SSK wurde vom KKG im Bericht BER-S-92687 «Leitbericht zur Bewertung der Auslegungsvorgaben von Strukturen, Systemen und Komponenten» anhand der Vorgaben der Richtlinie ENSI-A03 vorgenommen.

Sicherheitstechnische Klassierung

In einem ersten Schritt wurde die Übereinstimmung der sicherheitstechnischen Klassierung der mechanischen Ausrüstungen mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 geprüft. Die dem ENSI vorliegenden Komponentenlisten, in denen die sicherheitsklassierten Komponenten zusammengestellt sind, erfüllen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01. Die Komponentenlisten wurden und werden dem ENSI, wenn sie bei freigabepflichtigen Änderungen gemäss Art. 40 KEV anzupassen sind, als Teil der Unterlagen zur Änderung im Rahmen des Freigabeverfahrens eingereicht und vom ENSI freigegeben.

Die Komponentenliste wird fortlaufend überprüft und, wo nötig, entsprechend den Vorgaben der Richtlinien angepasst. Diesbezüglich wurde im Rahmen der Konformitätsprüfung eine Klassierungsbewertung als Folgeprojekt zur aktuellen PSÜ vorgenommen. Gegebenenfalls erforderliche Klassierungsanpassungen erfolgen in enger Abstimmung mit dem ENSI. Eine endgültige Bewertung aller klassierten Systeme erfolgt im Rahmen des Projektes zur Klassierungsüberprüfung.

Auslegung und Qualifizierung

Bezüglich der korrekten Auslegung der SSK hält das KKG fest, dass die Anforderungen sowie die Erfüllung der korrekten Auslegung der Sicherheitsfunktionen sowie der System- und Bauwerksfunktionen in der Sicherheitsstatusanalyse (SSA) des KKG genannt werden. Zentrale Aufgabe der SSA ist die schutzzielorientierte Überprüfung, inwieweit die der Sicherheitsebene 3 (SE3) zuzuordnenden Ereignisabläufe durch zuverlässige Sicherheitsfunktionen beherrscht werden. Letztere sind wiederum durch entsprechende System- und Bauwerksfunktionen in der Anlage zu gewährleisten. Das heisst, dass bei Einhaltung der Anforderungen aus der SSA und den darin zur Schutzzieleinhaltung geforderten Sicherheitsfunktionen, geprüft mittels abdeckender Störfallanalysen, die korrekte Auslegung der SSK nachgewiesen ist. Zudem stellt das KKG fest, dass die

korrekte Auslegung mithilfe der Analysen der anforderungsbestimmenden Störfälle und der PSA-Werte zu CDF und LERF bestätigt wird. Die Nachweisziele werden darin alle erreicht.

Als Bewertungsgrundlage für die ausreichende Auslegung sicherheitsrelevanter SSK werden die Analysen auslegungsbestimmender Störfälle respektive der Anforderungskatalog aus der Sicherheitsstatusanalyse (SSA) herangezogen. Entsprechend der Richtlinie ENSI-A03 werden dann Sicherheitsbewertungen und spezielle Nachweise erstellt, die zeigen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Systeme und Komponenten bei einem Betrieb über 40 Jahre hinaus nicht erreicht werden. Diese Nachweise werden als Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb bezeichnet. Die Sicherheitsnachweise beruhen auf dem KKG-Kriterienkatalog «LTO Sicherheitsanalyse Maschinentechnik» BER-S-88497. Auch der Nachweis einer ausreichenden Qualifizierung der SSK erfolgt im maschinentechnischen Bereich für die nuklearen Teile des Dampferzeugungssystems in den Sicherheitsnachweisen für den Langzeitbetrieb. Die Sicherheitsnachweise für den Langzeitbetrieb dienen zudem als Grundlage für die wichtigsten Systembewertungen des nuklearen Dampferzeugungssystems und der Nachkühlkette.

Grundsätzlich haben in dem Überprüfungszeitraum verschärfte Gefährdungsannahmen dazu geführt, dass Auslegungsvorgaben für neue SSK geändert wurden (z. B. Erdbebenanforderungen, extreme Wetterbedingungen, etc.). Übergeordnet und im Rahmen der Freigabeverfahren zu Änderungen von Komponenten wurden und werden dem ENSI die sich ggf. geänderten Auslegungsvorgaben im Rahmen der ordentlichen Freigabeverfahren entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A04 dargelegt.

Erdbebengefährdungsannahmen

Als Auslegungserdbeben ($SSE_{Auslegung}$) gelten im KKG gemäss den im Rahmen der Nachforderung 4-2 der Grobprüfung nachgereichten Systemberichte der 1978 festgelegten Erdbebenspektren, die gegenüber den ursprünglich 1975 festgelegten Spektren erhöht wurden.

Basierend auf den neuen vom ENSI verfügten Erdbebengefährdungsannahmen (ENSI-2015) sind in der KKG-internen Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 die mindestens für neue, sicherheitstechnisch klassierte SSK des Abfahrpfads 1 zu berücksichtigenden Erdbebenauslegungsvorgaben der Störfallkategorie 3 ($SSE = 2{,}25 \times SSE_{Auslegung}$) und der Störfallkategorie 2 ($RE3 = 1{,}05 \times SSE_{Auslegung}$) festgelegt. Für neue Komponenten des Abfahrpfades 2 (notstandgesicherte Sicherheitssysteme) gilt eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($SSE+ = 3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$).

Beurteilung des ENSI

Sicherheitstechnische Klassierung

Bezüglich der Vollständigkeit und Richtigkeit der Komponentenliste der mechanischen Ausrüstungen hält das ENSI fest, dass die sicherheitstechnische Klassierung der Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems (YA, YB, YC, YD, YP) sowie der Sicherheits- und Notstandsysteme (TH, RS, RX/VX) inklusive Nachkühlkette (TF, VE, VA) den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 weitgehend entspricht. Ausnahmen stellen aus Sicht des ENSI der bisher unklassierte VE-Systemteil für die Kühlwasserversorgung der notstromgesicherten Kältemaschinen dar, siehe Forderung 4-10 (nukleares Nebenkühlwassersystem VE).

Weitere Abweichungen zu den Soll-Klassierungen gemäss ENSI-G01 bestehen im Bereich der Reaktorhilfsanlagen (siehe nachfolgende Systemkapitel). Für die Komponenten der Systeme TL, UV, TB, TR, TS und TV hat das KKG eine Konformitätsprüfung durchgeführt und Klassierungsanpassungen beantragt. Die richtlinienkonforme Klassierung wurde vom ENSI geprüft und freigegeben. Aus der Überprüfung resultierten Klassierungsänderungen an Komponenten, die insbesondere durch die Einführung einer neuen Erdbebenklasse für ein Erdbeben der Störfallkategorie 2 bedingt waren.

Die Weiterführung des Projekts zur detaillierten Klassierungsüberprüfung stellt aus Sicht des ENSI eine wichtige Basis für den anstehenden Ersatz der Komponenten in den Reaktorhilfsanlagen dar. Ein Grossteil der zu prüfenden Arbeitspakete wurde seitens ENSI freigeben, allerdings fehlt ein Überblick, welche Systeme noch vom KKG der Klassierungsüberprüfung unterzogen werden und bis wann diese Prüfung erfolgt.

Forderung 4-1 (Klassierungsüberprüfung)

Das KKG hat die noch in die Klassierungsüberprüfung einzubeziehenden Systeme und den zeitlichen Rahmen für die zugehörigen Arbeitspakete konkret festzulegen und dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Auslegung und Qualifizierung

Aus Sicht des ENSI hat das KKG mit der Aktualisierung der SSA und der Störfallanalysen sowie der Neuerstellung der systemspezifischen Sicherheitsnachweise für den Langzeitbetrieb wesentliche Grundlagendokumente eingereicht, auf denen die Bewertungen der Auslegung und Qualifizierung der SSK basieren.

Die neuen Erdbebennachweise (Erdbebengefährdung ENSI-2015) sind korrekterweise nicht Gegenstand der Überprüfung der Auslegung und Qualifizierung der SSK im Rahmen der PSÜ gewesen, da die neuen Nachweise in einem separaten Projekt geprüft werden. Im Rahmen der Überprüfung der Auslegung und Qualifizierung der SSK war aber vom KKG zu bewerten, ob für die zur Beherrschung des ursprünglich festgelegten Sicherheitserdbebens ($SSE_{Auslegung}$) erforderlichen SSK rechnerische Nachweise für die ausreichende seismische Qualifikation vorliegen. Diese Nachweise stellen aus Sicht des ENSI eine wesentliche Basis für die neu zu führenden Erdbebennachweise dar.

Auf die Ergebnisse der Überprüfung der Auslegung und Qualifizierung wird in den nachfolgenden Kapiteln systemspezifisch eingegangen.

Erdbebengefährdungsannahmen

Das ENSI begrüsst die Festlegungen in der KKG-internen Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 zur Erhöhung der seismischen Robustheit neuer SSK der Abfahrpfade 1 und 2 und die Vorgabe konkreter Nachweisziele, indem den Erdbeben der einzelnen Störfallkategorien entsprechend den aktuellen Bauvorschriften unterschiedliche Belastungsstufen zugeordnet werden.

Die bisherigen Vorgaben in der Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 bezüglich der Auswirkungen der geänderten Systembereiche auf die bestehenden Systembereiche, sind aus Sicht des ENSI aufgrund bisheriger Erfahrungen zu pauschal. Für den erforderlichen Nachweis der Rückwirkungsfreiheit bedarf es der konkreten Vorgabe, dass ein seismisches Entkopplungskonzept zwischen neuen und bestehenden Systembereichen in den betroffenen System- und Komponentenspezifikationen festzulegen ist. Die nachfolgende Forderung stellt die Anwendbarkeit der Erdbebenvorschrift nicht in Frage.

Forderung 4-2 (Erdbebenvorschrift)

Das KKG hat in der Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 ergänzend festzulegen, wie bei Anlagenänderungen und dem Ersatz von Komponenten die Rückwirkungsfreiheit zwischen neuen und bestehenden Systembereichen unterschiedlicher Auslegungsgrundlagen nachzuweisen ist. Termin: 31.12.2024.

4.4.2.1 Umfang der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung

Im Rahmen der PSÜ hat das KKG gemäss Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.1.3.e aufzuzeigen, inwieweit mit der bestehenden Auslegung von SSK die Vorgaben des schweizerischen Regelwerkes erfüllt werden. Es ist darzulegen und zu bewerten (siehe auch Kap. 5.3.1.c), inwieweit eine Übereinstimmung der Ist-Auslegung mit den Auslegungsvorgaben vorliegt, wobei Abweichungen sicherheitstechnisch zu bewerten sind. Hierfür ist es erforderlich, den Umfang von mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung festzulegen, da für diese spezielle Nachweise zu führen sind.

Angaben des KKG

Zu den mechanisch aktiven und für die Störfallbeherrschung erforderlichen Komponenten werden vom KKG zum einen solche Komponenten gezählt, die vom Reaktorschutz angesteuert werden und die bei sicherheitstechnischer Anforderung ihre Stellung bzw. ihren Zustand ändern müssen. Der Komponentenumfang ist anhand der SSA abgeleitet worden, in der über die jeweiligen Anforderungen, resultierend aus den entsprechenden Störfallsequenzen, die verschiedenen benötigten Systeme zur Störfallbeherrschung hergeleitet wurden.

Als für die Störfallbeherrschung erforderliche mechanisch aktive Komponenten gelten diejenigen Komponenten, die für eine Systemfunktion kurzfristig (Anforderungsstufe K1) oder längerfristig (Anforderungsstufe L1) notwendig sind.

Des Weiteren werden in Anlehnung an die Richtlinie ENSI-G11 zu den mechanisch aktiven Komponenten Sicherheitsventile und Stossbremsen gezählt. Rückschlagklappen gelten dann als mechanisch aktiv, wenn sie bei sicherheitstechnischer Anforderung ihre Stellung ändern und rückschlagen müssen und keine vom Reaktorschutz angesteuerte Motorarmatur zur weiteren Absperrung vorhanden ist. Handarmaturen sind in der Definition mit eingeschlossen und gelten als mechanisch aktiv, wenn deren Stellung im Störfallverlauf geändert werden muss.

Beurteilung des ENSI

Entsprechend Richtlinie ENSI-G01 sind alle mechanischen Komponenten in Systemen, die Sicherheitsfunktionen gewährleisten, den mechanischen Sicherheitsklassen 1 bis 3 zuzuordnen, wobei nicht alle sicherheitsklassierten mechanischen Komponenten eine aktive Funktion zur Störfallbeherrschung besitzen. Für die mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung müssen zusätzliche Funktionsnachweise unter Störfallbedingungen im Rahmen der Auslegung erfolgen.

Die Definition von mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung gemäss Richtlinie ENSI-G11 lautet wie folgt:

Als mechanisch aktiv gilt eine Komponente mit beweglichen Teilen, deren Funktion während und/oder nach einem Störfall erforderlich ist. Mechanisch aktive Komponenten müssen während des Lastfalls dicht und funktionsfähig sein. Die Störfälle, in denen die Funktionssicherheit erhalten bleiben muss, sind in der Detailspezifikation festgelegt.

Die Unterschiede zwischen der Definition des KKG und in der Richtlinie ENSI-G11 führen dazu, dass Rückschlagarmaturen nur dann als mechanisch aktiv eingestuft wurden, wenn keine weiteren vom Reaktorschutz in «ZU»-Stellung angesteuerten Motorarmaturen im Systemstrang vorhanden sind. Dadurch bedingt hat das KKG aus Sicht des ENSI nur eine Teilmenge der vorhandenen Rückschlagarmaturen als mechanisch aktiv zur Störfallbeherrschung eingeordnet.

Forderung 4-3 (Systemlisten mechanisch aktiver Komponenten)

Das KKG hat die Systemlisten der mechanisch aktiven Komponenten der Abfahrpfade 1 und 2 unter Berücksichtigung der Definition in der Richtlinie ENSI-G11 zu vervollständigen und aufzuzeigen, dass die für die ausreichende Qualifizierung der ergänzten Komponenten erforderlichen Funktionsnachweise vorliegen. Termin: 31.12.2024.

4.4.2.2 Umfang der Nachweise für Motorarmaturen hinsichtlich Abschaltversagen

Eine Teilmenge mechanisch aktiver Komponenten zur Störfallbeherrschung bilden Motorarmaturen, für die Integritäts- und Funktionsnachweise bei Abschaltversagen im Rahmen der Auslegung zu führen sind. Die Schweizer Kernkraftwerke wurden bei der Errichtung mit mechanischen Komponenten ausgerüstet, die den damaligen Anforderungen des nuklearen Regelwerks entsprachen. In den 80er-Jahren wurde festgestellt, dass bei sicherheitstechnisch wichtigen Motorarmaturen (SIWI-Armaturen) Lücken bei der Nachweisführung vorhanden waren. Das Absteuerversagen bezüglich Integritäts- oder Funktionserhalt wurde damals unter Anwendung der im Bericht KWU-1 festgelegten Kriterien nachgewiesen.

Angaben des KKG

Das KKG hat bei Motorarmaturen die vorliegenden Nachweise zum Abschaltversagen überprüft, sofern die Armaturen nicht bereits in der Grundstellung die für die Störfallbeherrschung erforderliche Ausgangsstellung erreicht haben und nur noch ein entsprechender Fahrbefehl vom Reaktorschutz ausgelöst wird.

Beurteilung des ENSI

Das KKG reichte 1992 eine Liste mit 227 identifizierten SIWI-Armaturen ein, die von der damaligen HSK (heute ENSI) geprüft und vom KKG fortgeschrieben wurde. Die letzte dem ENSI vorliegende Liste von 2003 [ALD-M-1999] umfasst 230 SIWI-Armaturen.

In den nachfolgenden systemspezifischen Bewertungen hat das ENSI bei mehreren Systemen eine Nachweislücke bezüglich Abschaltversagen von SIWI-Armaturen festgestellt. Aus Sicht des ENSI sind für die Festlegung des Nachweisumfangs die Anforderung der KTA-Regel [KTA 3504] massgebend, nach der für alle elektrischen Antriebe sicherheitsrelevanter Armaturen der Nachweis hinsichtlich Abschaltversagen zu führen ist. Hierunter fallen alle Motorarmaturen, die eine Ansteuerung aus den Reaktorschutzsystemen erhalten oder vom Hauptkommandoraum oder Notsteuerstelle zur Störfallbeherrschung verfahren werden müssen.

Forderung 4-4 (Nachweis hinsichtlich Abschaltversagen von SIWI-Armaturen)

Das KKG hat den Umfang der bisher in der Liste ALD-M-1999 festgehaltenen SIWI-Armaturen, für die ein Nachweis bezüglich Abschaltversagen erforderlich ist, unter Berücksichtigung der Forderungen in den systemspezifischen Kapiteln zu überprüfen. Hierunter fallen alle Motorarmaturen, die eine Ansteuerung aus den Reaktorschutzsystemen erhalten oder vom Hauptkommandoraum oder Notsteuerstelle zur Störfallbeherrschung verfahren werden müssen.

Allfällig fehlende Nachweise sind zu führen und dem ENSI folgendermassen gestaffelt einzureichen: Nachweise für die ersten 30 Armaturen bis zum 30. September 2024, Nachweise für weitere 100 Armaturen bis zum 30. September 2025, restliche Nachweise bis zum 30. Juni 2026.

4.4.3 Übergeordnete Beurteilung der Auslegung, der Betriebserfahrung und des Zustands

Angaben des KKG

Auslegung

Im Rahmen der Grobprüfung der vom KKG ursprünglich eingereichten PSÜ-Dokumente hatte das ENSI gefordert (ENSI 17/2386, Nachforderungen 4-1 und 4-4), dass die Systembewertungen der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme, um die in der Richtlinie [ENSI-A03] festgelegte Überprüfung und Bewertung der Auslegung und Qualifizierung der SSK, zu ergänzen sind.

Basierend auf der Nachforderung 4-1 wurden die in Tabelle 4-4 genannten Systembewertungsberichte ergänzt und dem ENSI mit den KKG-Briefen [BRI-S-92688], [BRI-S-92706] und [BRI-S-92717] neu eingereicht.

Gemäss den Systembewertungsberichten in Tabelle 4-4 erfolgt die Bewertung der Komponentenauslegung und -qualifizierung in den jeweiligen Berichten zum Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb (siehe Tabelle 4-4). In den Berichten zum Langzeitbetrieb (LZB) wird die Komponentenqualität entsprechend der Vorgehensweise des «Kriterienkatalogs Maschinentechnik» [BER-S-88497] dargelegt. Es werden die vorhandene Komponentenauslegung, die relevanten Belastungen, die Spannungs- und Ermüdungsanalysen, die Betriebserfahrung und die Betriebsüberwachung (Alterungsüberwachung, vorbeugende Instandhaltung) beschrieben.

Tabelle 4-4: Systembewertungsberichte und Langzeitsicherheitsnachweise

AKZ	Bezeichnung	Systembewertungsbericht	Rev.	Sicherheitsnachweis, LTO-Bericht	Rev.
YA	Reaktorkühlsystem	ALD-S-92447	v2	PEG-S-215	v1
YB	Dampferzeugersystem	ALD-S-92448[1)]	v1	PEG-S-217	v1
YD	Hauptkühlmittelpumpe	ALD-S-92450[1)]	v2	PEG-S-216	v1
YP	Druckhaltesystem	ALD-S-92451	v3	PEG-S-85	v3
RA	Frischdampfsystem	ALD-S-91216	v2	PEG-S-219	v1
RL/RR	Speisewasserssystem	ALD-S-92444	v2	PEG-S-218	v1

AKZ	Bezeichnung	Systembewer-tungsbericht	Rev.	Sicherheitsnach-weis, LTO-Bericht	Rev.
RS	Notspeisewassersystem	ALD-S-92458	v2	PEG-S-238	v2
TH	Nukleares Nachkühlsystem	ALD-S-92454	v4	PEG-S-260	v1
TF	Nukleares Zwischenkühlsystem	ALD-S-92455	v2	PEG-S-264	v1
VE	Nukleares Nebenkühlwassersystem	ALD-S-92457	v2	PEG-S-270	v2
RX	Notstandspeisesystem	ALD-S-92459	v2	PEG-S-236	v2
VX	Brunnenwassersystem	ALD-S-92459	v2	PEG-S-237	v2
TA	Volumenregelsystem	ALD-S-92423	v4	BER-S-92422	v3
VA	Nebenkühlwassersystem	ALD-S-92465	v1	PEG-S-246	v1
TL	Nukleare Lüftungsanlagen	ALD-S-92456	v3		

1) Anpassung zur Erfüllung der Nachforderung 4-1 war nicht erforderlich

Das KKG hält die vorhandenen Nachweise weiterhin für ausreichend. Die zum Zeitpunkt der Auslegung spezifizierten Belastungen (Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) sind nach Angabe des KKG konservativ abdeckend. Alle in Tabelle 4-4 genannten Systeme werden aus Sicht des KKG ihre Funktionalität während des Langzeitbetriebs – mindestens für die nächsten 10 Jahre – erfüllen.

In den im Rahmen der Nachforderung 4-1 ergänzten Systembewertungen wird die Erfüllung der aktuellen Anforderungen durch die bestehende Auslegung zusammenfassend bewertet. Komponentenspezifische Details der Überprüfung sind tabellarisch in den Anhängen dieser überarbeiteten Systembewertungen enthalten. Dabei weist das KKG in den Systembewertungen explizit darauf hin, dass in den Tabellen der Anhänge bei der Komponentenbewertung eine Vermischung der im Rahmen der PSÜ geforderten Zustandserhebung mit weiteren Betrachtungen zur Erdbebensicherheit nach Methoden der Aktennotiz ENSI-AN-8567 erfolgte, letztere aber nicht Gegenstand der vorliegenden PSÜ-Bewertung ist. Zur Behebung einiger festgestellter offener Punkte (z. B. im Bericht ALD-S-92459) werden als Massnahmen zeitnahe Analysen im Rahmen des deterministischen Erdbebennachweises ENSI-2015 vorgesehen.

Im Rahmen der Erfüllung der Nachforderung 4-4 zur Bewertung der Komponentenauslegung verweist das KKG auf den Kriterienkatalog «LZB Sicherheitsanalyse Maschinentechnik» BER-S-88497. Darin wird die Vorgehensweise beschrieben, nach der die vorhandene System- und Komponentenausführung (Konstruktion, Werkstoffe, Herstellungsqualität), die relevanten Belastungen für die Spannungs- und Ermüdungsanalysen und die Betriebserfahrung und -überwachung zu bewerten sind. Die Bewertung erfolgt auf der Basis aktuell gültiger Regelwerke. Für den Langzeitbetrieb sind auch international etablierte Standards zu berücksichtigen, u. a. der IAEA Standard SSG-25 zum «Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants».

Betriebserfahrung

Die Beurteilung der Betriebserfahrung und des Zustandes der SSK erfolgt auf der Grundlage der Ergebnisse der periodisch durchgeführten Funktionsprüfungen für aktive Komponenten (z. B. Pumpen, Armaturen) und Wiederholungsprüfungen für passive Komponenten (z. B. Rohrleitungen, Kühler). Je nach sicherheitstechnischer Bedeutung der Prüfungen resultieren hieraus meldepflichtige Vorkommnisse.

Zustand

Der Zustand der Komponenten wird auf der Grundlage der Erkenntnisse aus der Instandhaltung und der Alterungsüberwachung systemspezifisch bewertet. Die Beurteilung des Zustands der Systeme erfolgt auf der Grundlage der eingereichten PSÜ-Dokumentation, insbesondere der folgenden Berichte:

- Systembewertungen;
- Systemhandbücher;
- Bewertung und Bilanzierung der wiederkehrenden Prüfungen gemäss behördlichen Anforderungen;

- Ermüdungsbericht Maschinentechnik – jährliche Bewertung;
- Sicherheitsnachweise für den Langzeitbetrieb.

Bewertung des ENSI

In den nachfolgenden Kapiteln wird auf Systeme eingegangen, die nach der Beurteilung des ENSI nennenswerte Änderungen erfahren haben, meldepflichtige Vorkommnisse aufweisen oder die im Überprüfungszeitraum andere Auffälligkeiten gemäss untenstehender Auflistung zeigten. In Tabelle 4-5 werden basierend auf den Darlegungen und Bewertungen des KKG für die verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme die Beurteilungspunkte des ENSI genannt.

Folgende Kriterien wurden der Auswahl der Systeme zugrunde gelegt:

- **Vorkommnisse**: Höhere Anzahl meldepflichtiger Ereignisse oder Befunde mit sicherheitstechnischer Bedeutung;
- **Prüfprogramm**: Als Auffälligkeit wird das gehäufte Auftreten von Befunden eingestuft;
- **Änderungen**: Als Auffälligkeit werden Änderungen zur Anpassung der Anlage an den Stand der Technik bzw. aus der Betriebserfahrung resultierende Verbesserungsmassnahmen eingestuft;
- **Instandhaltung**: Als Auffälligkeiten werden eine relativ hohe Anzahl von ungeplanten Instandhaltungsmassnahmen sowie Erweiterungen der Instandhaltungsprogramme eingestuft;
- **Alterungsüberwachung**: Als Auffälligkeiten werden eine relativ hohe Anzahl von Befunden sowie Erweiterungen der Alterungsüberwachungsprogramme eingestuft;
- **Auslegung**: Als Auffälligkeiten werden vom KKG bei der Konformitätsprüfung und der Zustandsbeurteilung festgestellte Abweichungen und daraus abgeleitete Massnahmen oder seitens ENSI festgestellte Abweichungen eingestuft.

Systeme, die keines dieser Auswahlkriterien erfüllen, zeigen aus Sicht des ENSI auf Grundlage der eingereichten Unterlagen einen guten allgemeinen Zustand und kaum Auffälligkeiten und werden daher nicht detailliert bewertet.

Tabelle 4-5: Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme

System	Klassierung	Vorkommnisse	Prüfprogramm	Änderungen	Instandhaltung	Alterungsüberwachung	Auslegung	ENSI-Bewertung
Reaktorkühlsystem (YA/YD)	SK1, EK I	X	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.4
Druckhaltesystem (YP)	SK1/3, EK I	—	—	—	—	—	X	Kap. 4.4.5
Frischdampfsystem (RA)	SK2/K, EK I	X	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.6
Speisewassersysteme (RL/RR)	SK2/K, EK I	X	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.7
Notspeisesystem (RS)	SK2/3, EK I	X	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.8
Nukleares Nachkühlsystem (TH)	SK1/2/3, EK I	X	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.9
Nukleares Zwischenkühlsystem (TF)	SK2/3/K, EK I	—	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.10
Nukleares Nebenkühlwassersystem (VE)	SK3, EK I	—	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.11
Nebenkühlwassersystem (VA)	SK3/4, EK I/K	X	—	X	—	—	—	Kap. 4.4.12

System	Klassierung	Vorkommnisse	Prüfprogramm	Änderungen	Instandhaltung	Alterungsüberwachung	Auslegung	ENSI-Bewertung
Notstandspeise-/Brunnenwassersystem (RX/VX)	SK2/3, EK I	—	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.13
Volumenregelsystem (TA), Zusatzboriersystem (TA81/82)	SK1/2/3, EK I	—	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.14
Nukleare Lüftungsanlagen (TL)	SK2/3/K, EK I/II	X	—	X	—	—	X	Kap. 4.4.15

Auslegung

Mit den Berichten (siehe Tabelle 4-4) zu den Sicherheitsnachweisen für den Langzeitbetrieb und mit den tabellarischen Anhängen in den überarbeiteten Systembewertungsberichten sind grundsätzlich die geforderten komponentenspezifischen Überprüfungen der Auslegung seitens KKG durchgeführt worden.

Die Beurteilung des ENSI erfolgt auf Basis der Angaben in den Systembewertungsberichten (siehe Tabelle 4-4) und der dort vom KKG in der ergänzten tabellarischen Zusammenstellung der mechanisch aktiven maschinentechnischen Komponenten festgestellten offenen Punkte. Die jeweilige Bewertung der Auslegung in den Tabellen und im zugehörigen Abschnitt 8 der jeweiligen Systembewertungsberichte ist in vielen Fällen für das ENSI nur schwer nachvollziehbar, da lediglich das Ergebnis der Bewertung stichpunktartig genannt wird. Es erfolgt zwar eine sicherheitstechnische Einstufung der identifizierten technischen Abweichung, aber in vielen Fällen keine konkrete zeitliche Vorgabe, bis wann die Abweichungen behoben werden. Ungeachtet der identifizierten technischen Abweichungen kommt das KKG generell zum Ergebnis, dass die Überprüfung der Auslegung der sicherheitsrelevanten Systeme zeigt, dass grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden und nur in wenigen Fällen ein direkter Handlungsbedarf besteht.

In den nachfolgend systemspezifischen Kapiteln hat das ENSI zu den identifizierten technischen Abweichungen jeweils Forderungen erhoben und diese als kurz-, mittel und längerfristig umzusetzende Massnahmen eingestuft. Bei den notstandgesicherten Systemen (Abfahrpfad 2) identifizierte technische Abweichungen wurden als kurzfristige, bei den Sicherheitssystemen (Abfahrpfad 1) festgestellte technische Abweichungen als mittelfristig umzusetzende Massnahmen eingestuft. Insgesamt gesehen kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die festgestellten technischen Abweichungen den Weiterbetrieb des KKG nicht in Frage stellen. Die Umsetzung der als kurzfristig eingestuften Massnahmen bis Ende 2023 verfolgt das ENSI parallel zur Erstellung der vorliegenden Stellungnahme im Aufsichtsverfahren, siehe ENSI-Brief [ENSI 2023-05-4] vom 4. Mai 2023.

Sollten sich aus der Überprüfung der kurzfristigen Massnahmen konkrete Auslegungsmängel ergeben, sind diese durch das KKG anhand der gesetzlichen Vorgaben sicherheitstechnisch einzuordnen und die Anlage ist ggf. zur Behebung dieser Mängel ausser Betrieb zu nehmen. Die Umsetzung der als mittel- und längerfristig eingestuften Massnahmen mit einem Zeithorizont bis Ende 2025 wird ebenfalls im Aufsichtsverfahren verfolgt.

Von KKG wurden mehrere Abweichungen bei seismischen Komponentennachweisen identifiziert, deren Weiterverfolgung im Rahmen des deterministischen Erdbebennachweises ENSI-2015 erfolgen soll. Das ENSI weist darauf hin, dass die Nachweisführung der ausreichenden Komponentenauslegung gegen das ursprüngliche Auslegungserdbeben ($SSE_{Auslegung}$) nicht nach den Methoden der Aktennotiz [ENSI-AN-8567] geführt werden kann, da diese lediglich der Margenbewertung, unter Berücksichtigung der neuen Erdbebengefährdungsannahmen, dienen. Bei der Überprüfung von Auslegungslastfällen sind die zulässigen Werte der jeweiligen Beanspruchungsstufen der geltenden Bauvorschrift einzuhalten.

Forderung 4-5 (Beanspruchungsstufen geltender Bauvorschriften)

Das KKG hat den Nachweis der ausreichenden Komponentenauslegung gegen das ursprüngliche Auslegungserdbeben ($SSE_{Auslegung}$) bei den in den systemspezifischen Kapiteln festgestellten Abweichungen nach für die Auslegung von Komponenten anerkannten, deterministischen Regeln zu führen. Termin: 31.12.2025.

Die im Kriterienkatalog [BER-S-88497] beschriebene und festgelegte Vorgehensweise zur Bewertung der Komponentenauslegung ist aus Sicht des ENSI zielführend zur Bewertung der Standsicherheit und Integrität bei den spezifizierten Belastungen (Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) und der diesbezüglichen Anforderungen der Richtlinie [ENSI-A03]. Das Vorgehen zur Überprüfung und Bewertung von Konstruktion, Herstellungsqualität, Betriebsbeanspruchungen, Spannungs-, Ermüdungs- und Leck-vor-Bruch Analysen sowie die Einbindung der Betriebserfahrung und Alterungsüberwachung ist sinnvoll und umfassend dargelegt. Die diesbezüglichen Angaben zur Festigkeitsbewertung sind ausführlich und nachvollziehbar aufbereitet und werden vom ENSI anerkannt.

Nicht weiter ausgeführt im Kriterienkatalog ist das Vorgehen zur Bewertung der Qualifizierung des Funktionsverhaltens störfallrelevanter Komponenten, wie es im dort referenzierten IAEA Standard [IAEA SSG-25] unter dem Safety Factor 3 «Equipment Qualification» adressiert ist. Explizite KKG-spezifische Vorgaben zur Vorgehensweise beim Nachweis der Qualifizierung der jeweiligen SSK fehlen dazu im Kriterienkatalog. In den überarbeiteten Systemberichten erfolgt in den Sicherheitsnachweisen für den Langzeitbetrieb (siehe Tabelle 4-4) keine Beurteilung der funktionalen Auslegung und Qualifizierung von Komponenten. Der Kriterienkatalog [BER-S-88497] ist um detaillierte Angaben zur Vorgehensweise zur Bewertung der Qualifizierung von Komponenten zu ergänzen, sodass in künftigen PSÜ neben der Standsicherheit und Integrität auch die Funktionsnachweise systematisch bewertet werden können. Die bei der Qualifizierung angesetzten Störfallrandbedingungen sind dabei explizit hinsichtlich aktueller Gültigkeit zu bewerten.

Forderung 4-6 (Kriterienkatalog, Qualifizierung von Komponenten)

Das KKG hat den Kriterienkatalog BER-S-88497 mit konkreten Vorgaben zur Bewertung der Qualifizierung von Komponenten zu ergänzen. Die Angaben im IAEA Safety Standard SSG-25 sind hierbei zu berücksichtigen. Der überarbeitete Kriterienkatalog ist dem ENSI zur Akzeptanz einzureichen. Des Weiteren ist im Rahmen des Aufsichtsverfahrens ein Konzept zum Nachweis der Qualifizierung der störfallrelevanten, mechanisch aktiven Komponenten zu erstellen und dem ENSI zur Freigabe einzureichen. Termin: 31.12.2025.

Betriebserfahrung und Zustand

Aus Sicht des ENSI zeigt die Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrung in der Tabelle 4-5, dass die verfahrentechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme im KKG eine hohe Zuverlässigkeit aufweisen und in einem guten Zustand sind, da bei Prüfungen, Instandhaltungen und der Alterungsüberwachung keine Auffälligkeiten identifiziert wurden.

4.4.4 Reaktorkühlsystem YA/YD

Die Hauptkühlmittelpumpen sorgen für den Zwangsumlauf des Kühlmittels im Reaktorkühlsystem (RKS). Durch die Umwälzung wird der Wärmetransport im RKS gewährleistet. Ausserdem erfolgt eine gute Durchmischung des Kühlmittels. Die Druckerhöhung über die Pumpen kompensiert die hydraulischen Reibungsverluste im RKS und ermöglicht den Einsatz der betrieblichen Druckhalter-Sprühung. Mit der Pumpenenergie wird das RKS beim Anfahren aufgeheizt.

Bei den Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) handelt es sich um einstufige Kreiselpumpen mit fliegend gelagertem Laufrad und senkrechter Welle. Das Kühlmittel wird der Pumpe vom Dampferzeuger senkrecht von unten über den axialen Saugstutzen zugeführt und verlässt diese in Richtung des Reaktordruckgefässes über den radialen Druckstutzen. Der Antrieb erfolgt durch einen an die Pumpe angeflanschten Elektromotor, der über eine Bogenzahnkupplung mit Öldurchlaufschmierung an die Pumpe angekuppelt ist. Zur Verlängerung der Auslaufzeit der Pumpe ist am Motor ein Schwungrad angebaut. Der Motor ist über eine Laterne auf dem Pumpengehäuse abgestützt.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Das Reaktorkühlsystem ist durchgängig der mechanischen Sicherheitsklasse SK1 / Erbebenklasse EK I zugeordnet. Die Klassierung des Druckhaltesystems YP entspricht den Anforderungen in der Richtlinie [ENSI-G01].

Die Druckauslegung liegt bei 175 barü, die Temperaturauslegung bei 350 °C. Die Klassierungsgrenzen zu den Anschlusssystemen können dem entsprechenden Systemschaltplan entnommen werden. Das Reaktorkühlsystem wurde als Teil der druckführenden Umschliessung (DFU) dem Abfahrpfad 2 zugeordnet.

Die Auslegung des Reaktorkühlsystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Gemäss der Erdbebenvorschrift [VOR-D-60961] wird bei Ersatz von Komponenten eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt.

Bezüglich der Auslegung des Reaktorkühlsystems kommt das KKG zu dem Ergebnis, dass dieses eine ausreichende Erdbebenrobustheit zeigt und dass die zum Zeitpunkt der Auslegung spezifizierten Belastungen (Auslegung, Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) auch im Hinblick auf den geplanten Langzeitbetrieb der Anlage konservativ abdeckend sind. Bei der Überprüfung wurden keine offenen Punkte identifiziert.

Vorkommnisse

Innerhalb der Berichtsperiode traten hinsichtlich des Systems YD zwei meldepflichtige Vorkommnisse auf, die beide sicherheitstechnisch nicht bedeutsam waren.

Am 12. Juni 2008 wurden im Rahmen des Umbaus des Dichtungssystems an allen drei HKMP im Bereich der Bundhülsenverschraubung am Dichtungsgehäuse Anrisse festgestellt. Da die erforderliche Vorspannung der Schrauben weiterhin aufgebracht werden konnte und die Integrität des Dichtungsgehäuses nicht gefährdet war, wurden die Befunde vorläufig toleriert. In der Revision 2011 wurden die Dichtungsgehäuse der HKMP durch neue Gehäuse ersetzt. Aufgrund eines neuen Designs entfällt die Bundhülsenverschraubung am Dichtungsgehäuse.

Am 11. Mai 2012 wurde die eine HKMP durch eine fehlerhafte ISKAMATIC-Grenzwertkarte abgeschaltet. Die dafür vorgesehenen automatischen Leistungsbegrenzungsmassnahmen funktionierten auslegungsgemäss und stabilisierten die Anlage bei ca. 30 % Reaktorleistung. Nach dem Tausch der defekten Grenzwertkarte konnte die HKMP wieder zugeschaltet und anschliessend die Leistung auf Volllast erhöht werden.

Von 17 externen Erfahrungs- und Vorkommnismeldungen haben vier Meldungen zu Massnahmen im KKG geführt, die jedoch für die HKMP an sich keine Konsequenzen nach sich gezogen haben. Der Austausch eines Rohrleitungsbereichs (Kleinleitungen) aufgrund potenzieller chlorinduzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion erfolgte vorsorglich bzw. wurde aufgrund des neuen Dichtungssystems vorgenommen. Die übrigen abgeleiteten Massnahmen waren rein administrativer Natur, es waren keine weiteren Massnahmen erforderlich.

Änderungen

An den Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) wurden folgende Änderungen vorgenommen:

- In 2008 wurde das bisherige Dichtungssystem der HKMP, bestehend aus einer hydrostatischen HD-Dichtung und einer hydrodynamischen ND-Dichtung, durch eine 3-stufige hydrodynamische KSB-Dichtung ersetzt. Das neue Dichtungssystem hat betriebliche Vorteile und einen deutlich reduzierten Instandhaltungsaufwand.
- In den Jahren 2009 bis 2015 erfolgte der Austausch der kompletten Dichtungsgehäuse, Dichtungsgehäusedeckel und Gleitlager sowie der dazugehörigen Anschluss- und Verbindungselemente der drei HKMP.
- Die Schmierölpumpen/Anhebeölpumpen der HKMP wurden im Zeitbereich 2014–2018 ersetzt, da die Beschaffung von Ersatzteilen nicht mehr gewährleistet war.
- Unter anderem aufgrund problematischer Ersatzteilbeschaffung, hohen Instandhaltungsaufwands und Beeinträchtigungen für das Personal wurde die Schmierölreinigung der drei HKMP in 2017/2018 ersetzt.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Auswertung der Betriebserfahrung die zuverlässige Funktion und den guten Zustand des Reaktorkühlsystems YA/YD bestätigen. Bei der Auslegungsüberprüfung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Sicherheitsklassierung des Reaktorkühlsystems (RKS) entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01. Die Angaben des KKG zur Auslegung für den Systemdruck und die Temperatur sind konsistent zu den Angaben im Systemhandbuch YA und zu den Angaben im Sicherheitsbericht. Dies trifft auch auf die Erdbebenklassierung zu.

Das RKS umfasst lediglich zwei mechanisch aktive Komponenten. Es handelt sich um zwei aus dem Notstandreaktorschutz angesteuerte Primärkreisabschlussarmaturen, für die ein Integritätsnachweis bei Abschaltversagen vorliegt. Gemäss der Liste ALD-M-1999 sind beide Armaturen als SIWI-Armaturen aufgeführt. Die vom KKG angegebenen Auslegungsdaten für diese Armaturen sind nach Wertung des ENSI korrekt.

Die Zuordnung der zur druckführenden Umschliessung gehörenden Komponenten zum Abfahrpfad 2 ist korrekt.

Vorkommnisse

Die Rissanzeigen an den HKMP wurden auch vom ENSI als von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (INES 0) eingestuft. Die Integrität der druckführenden Umschliessung der HKMP war von den Anrissen im Bereich der Bundhülsenverschraubung am Dichtungsgehäuse nicht betroffen. Eine Bewertung der Befunde zeigte, dass die Fehlerlängen unterhalb der zulässigen Risslänge lagen. Bei den Anzeigen handelte es sich um Ermüdungsrisse. Das Risswachstum erfolgte aufgrund thermischer Beanspruchungen beim An-/Abfahren der Anlage und der daraus entstehenden Temperaturgradienten im Bereich der Bundhülsenverschraubung. Den Austausch der Dichtungsgehäuse in der Revisionabstellung 2011 durch neue Gehäuse erachtet das ENSI als sicherheitsgerichtet.

Bei der Abschaltung der HKMP aufgrund einer defekten Grenzwertkarte verhielt sich die Anlage nach Wertung des ENSI auslegungsgemäss. Die Begrenzungsmassnahme STEW PUMA leitete hierbei wie vorgesehen eine Leistungsreduktion auf ca. 30 % ein. Die Vorkommnismeldung erfolgte aufgrund der ungeplanten Reduktion der Reaktorleistung um mindestens 10 % bzw. aufgrund der automatischen Auslösung von Absenkungen der Reaktorleistung zur Verhinderung der Auslösung von Sicherheitsfunktionen gemäss Richtlinie ENSI-B03. Auch dieses Vorkommnis ist primär von betrieblicher Bedeutung und wurde vom ENSI als INES 0 eingestuft.

Insgesamt stellt das ENSI fest, dass der Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen im KKG innerhalb der Beurteilungsperiode praktisch störungsfrei verlaufen ist. Die Bewertung des KKG, dass das YD-System insgesamt sehr zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet, kann vom ENSI bestätigt werden.

Änderungen

Aufgrund der hohen Zuverlässigkeit der Kühlmittelumwälzung YD waren nur wenige Änderungen an den HKMP erforderlich. Mit dem Austausch des Dichtungssystems der Pumpen, der Schmierölpumpen/Anhebeölpumpen sowie der kompletten Dichtungsgehäuse, Dichtungsgehäusedeckel, Gleitlager und der dazugehörigen Anschluss- und Verbindungselemente sind aus Sicht des ENSI die Voraussetzungen für einen weiteren zuverlässigen Betrieb der HKMP gegeben.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des Reaktorkühlsystems YA/YD im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen.

4.4.5 Druckhaltesystem YP

Das Druckhaltesystem YP besteht im Wesentlichen aus dem Druckhalter (DH) mit Druckhaltersprühung, -heizung, -sicherheitsventilen inkl. Steuerventilen zur Druckabsicherung und Druckabsenkung (PDE-Steuerventile) und dem Abblasebehälter mit eigenem Kühlkreislauf.

Die Aufgaben des Druckhaltesystems bestehen in der Druckaufprägung bei Normalbetrieb, im Ausgleich von Volumenschwankungen des Kühlmittels ohne wesentliche Druckänderungen, in der Druckabsicherung über die Druckhaltersicherheitsventile mit anschliessender Kondensation im Abblasebehälter sowie bei auslegungsüberschreitenden Störfällen in der Druckabsenkung, damit eine Einspeisung in den Primärkreis bzw. die Nachkühlung ermöglicht werden.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Das Druckhaltesystem ist im Bereich der druckführenden Umschliessung in die mechanische Sicherheitsklasse SK1 und die Erdbebenklasse EK I eingestuft. Die Druckauslegung liegt bei 175 barü, die Temperaturauslegung bei 362 °C für den Bereich des Druckhalters (Ausnahme: Temperaturauslegung Entlüftungsleitungen 350 °C). Der Bereich der Ausblaseleitungen nach den DH-Sicherheitsventilen einschliesslich des DH-Abblasebehälters ist in SK3 eingestuft. Die Druckauslegung dieses Systemabschnittes liegt bei 19 barü, die Temperaturauslegung bei 200 °C. Die Klassierung des Druckhaltesystems YP entspricht den Anforderungen in der Richtlinie ENSI-G01. Die Klassierungsgrenzen zu den Anschlusssystemen können dem entsprechenden Systemschaltplan entnommen werden.

Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung und Klassierung auch im Anhang zur Systembewertung enthalten. Das Druckhaltesystem und dessen mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung wurden als Teil der druckführenden Umschliessung dem Abfahrpfad 2 zugeordnet.

Die Auslegung des Druckhaltesystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Bereiche der druckführenden Umschliessung wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 bei Ersatz von Komponenten eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt.

Bezüglich der Auslegung des Druckhaltesystems kommt das KKG zu dem Ergebnis, dass dieses eine ausreichende Erdbebenrobustheit zeigt und dass die zum Zeitpunkt der Auslegung spezifizierten Belastungen (Auslegung, Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) konservativ abdeckend – auch im Hinblick auf den geplanten Langzeitbetrieb der Anlage – sind. Bei der Überprüfung wurden keine offenen Punkte identifiziert.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Auswertung der Betriebserfahrung die zuverlässige Funktion und den guten Zustand des Druckhaltesystems bestätigen. Bei der Auslegungsüberprüfung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Überprüfung der Angaben zur sicherheitstechnischen Klassierung im Systemschaltplan zeigt, dass die Sicherheitsklassierung des Druckhaltesystems den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01 entspricht. Die Angaben sind konsistent zu den Angaben im Systemhandbuch YP und zu den Angaben im Sicherheitsbericht. Dies trifft auch auf die Erdbebenklassierung zu.

Die mechanisch aktiven Komponenten wurden nach Wertung des ENSI in der Systembewertung vollständig aufgelistet und die angegebenen Auslegungsdaten für diese Armaturen sind korrekt.

Das ENSI hat sich anhand der vorliegenden Liste der sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen mit Elektro-Antrieb [ALD-M-1999] davon überzeugt, dass für alle DH-Motorarmaturen ein Integritätsnachweis bei Abschaltversagen vorliegt.

Die Auslegungsanforderung für die Stossbremse der Druckhalterausgleichsleitung auf eine Temperatur von 362 °C entsprechend der Leitungsauslegung, ist nach Wertung des ENSI korrekt. Für die Stossbremse liegt ein rechnerischer Nachweis vor, nach dem die punktuellen Lastüberschreitungen im zulässigen Toleranzbereich liegen.

Die Zuordnung des Druckhaltesystems und dessen mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung als Teil der druckführenden Umschliessung des Primärsystems zum Abfahrpfad 2, ist nach Beurteilung des ENSI korrekt.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des Druckhaltesystems YP im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen.

4.4.6 Frischdampfsystem RA

Das Frischdampfsystem umfasst im Wesentlichen drei Rohrleitungsstränge mit jeweils einer Frischdampfstation und den Abgängen zum FD-Sammler, aus dem ein vierter Rohrleitungsstrang zur HD-Turbine geführt wird. Ebenfalls am FD-Sammler eingebunden sind die Rohrleitung zu den FD-Umleitstationen, die Stützdampfleitung zum Speisewasserbehälter mit Abgang zur Hilfsdampfschiene sowie die Heizdampfleitung zum Fremddampfsystem.

Das Frischdampfsystem hat sowohl betriebliche als auch sicherheitstechnische Aufgaben. Die sicherheitstechnisch relevanten Aufgaben sind:

- den FD-Druck in den Dampferzeugern mit den Sicherheitsventilen auf den maximal zulässigen Wert zu begrenzen;
- die Abfuhr der Nachzerfallsleistung nach Auslösung von RESA sicherzustellen;
- die sekundärseitige Wärmeabfuhr über die Sicherheitsventile in den ersten 10 h nach Eintritt des Notstandfalls eigenständig zu gewährleisten;
- im Abblasebetrieb, zum Abkühlen der Anlage nach Abschalten des Reaktors und zusätzlichem Ausfall der Hauptwärmesenke, den FD-Druck über die Abblaseregelventile bis zum Übergang auf Nachkühlbetrieb geregelt abzusenken; sowie
- den FD-Abschluss bei Druckabfall im Frischdampfsystem durchzuführen.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Das Frischdampfsystem ist ab den Dampferzeugern bis einschliesslich der Frischdampfstationen mit jeweils einer FD-Abschlussarmatur, einem FD-Sicherheitsventil, einem Abblaseabsperr- und einem Abblaseregelventil sowie einem FD-Anwärmschieber in SK2 / EK I klassiert. Das restliche System ist unklassiert. Die Klassierung des Frischdampfsystems RA entspricht den Anforderungen der Richtlinie [ENSI-G01].

Die druckführenden Rohrleitungen und Armaturen sind für 87,3 barü und 305 °C ausgelegt. Die Klassierungsgrenzen und Auslegungswerte der Leitungsabschnitte können den entsprechenden Systemschaltplänen entnommen werden.

Die Systemteile des Frischdampfsystems, die zum Abfahren der Anlage mit dem Notstandsystem nach einem Erdbeben notwendig sind, sind dem Abfahrpfad 2 zugeordnet. Die Auslegung des Frischdampfsystems gegen

Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Komponenten in diesen Bereichen wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt.

Die Bewertung der ausreichenden Widerstandsfähigkeit von Bestandskomponenten bei Erdbeben basiert auf den bisherigen Nachweisen zum Ist-Stand, auch hinsichtlich der Funktionsfähigkeit der mechanisch aktiven Komponenten im Anforderungsfall. Die bei einer Stossbremse auf Basis ursprünglicher rechnerischer Nachweise festgestellte Überlastung bei Erdbeben hat sich nach einer Neubewertung nicht bestätigt. Die Ausnutzung der zulässigen Stossbremsenlast liegt unterhalb 100 %.

Die zum Zeitpunkt der Auslegung spezifizierten Belastungen (Auslegung, Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) sind konservativ abdeckend, auch im Hinblick auf den geplanten Langzeitbetrieb der Anlage.

Gesamthaft kommt das KKG zu dem Ergebnis, dass die aktuell vorliegende Qualität des Systems alle Anforderungen erfüllt und dass die Auslegung die spezifizierten Belastungen konservativ abdeckt.

Vorkommnisse

Innerhalb der Berichtsperiode traten an dem Frischdampfsystem keine Störungen auf, die sicherheitstechnisch bedeutsam waren oder die Verfügbarkeit der Anlage beeinträchtigt haben.

Es kam jedoch aufgrund von Vorkommnissen als Folge von Ausfällen anderer Systeme resp. von Fehlbedienungen zu mehreren Anforderungen der sicherheitstechnischen Systemfunktionen (Schliessen FD-Isolationsventil, Abblasen über FD-Sicherheitsventil, Teilabfahren über FD-Abblaseventil):

- Im Jahr 2012 kam es aufgrund eines Spannungsausfalls an einem Reaktorschutzschrank zur Auslösung diverser Reaktorschutzsignale. Dabei wurden auch Vorsteuerventile des FD-Systems angesteuert und dadurch die zwei zugehörigen FD-ISO-Ventile geschlossen. Kurzzeitig sprach das FD-SiV des DE20 an. Im weiteren Verlauf wurden an den DE20 und DE30 die Abblaseabsperrventile geöffnet, die Abblaseregelungen in Betrieb genommen und die beiden DE auf 70 bar teilabgefahren.
- Im Jahr 2015 wurden FD-ISO-Vorsteuerventile ungewollt betätigt. Auslegungsgemäss schloss das zugehörige FD-ISO-Ventil und das entsprechende FD-SiV sprach kurzzeitig an. Zeitlich etwas verzögert schloss auch ein weiteres FD-ISO-Ventil. Die Anlage wurde über die FD-Abblasestationen auf 75 bar teilabgefahren.

Bei allen Vorkommnissen zeigte das Frischdampfsystem ein auslegungsgemässes Verhalten.

Das KKG hat zudem 27 externe Erfahrungsmeldungen bezüglich Frischdampfsysteme gesichtet und auf Relevanz für die eigene Anlage geprüft. Davon haben drei Meldungen zu betrieblichen Verbesserungsmassnahmen geführt.

Änderungen

Im Bewertungszeitraum wurden insgesamt 16 Änderungen am Frischdampfsystem ausgeführt. Eine Vielzahl von Änderungsanträgen betraf den Umbau von SIWI-Armaturen (Ersatz von Spindeln/Spindelmuttern) sowie die Umrüstung von Armaturen auf Superbolt-Spannmuttern.

- Im Rahmen des Änderungsantrags AEA-14-00025 wurden bzw. werden noch Änderungen an den drei Abblaseabsperrventilen vorgenommen, um beim störfallbedingten Abfahren über die Abblaseregelventile die Anlage möglichst weit abkühlen zu können. Dazu ist es erforderlich, den Schliessdruck der Abblaseabsperrventile bei einem Systemdruck von vorher ca. 4 bar auf weniger als 1 bar abzusenken, was durch die Modifikationen an den Abblaseabsperrventilen erreicht wird.
- In den Frischdampfstationen wurde 2015 jeweils eine Vor-Ort-FD-Druckanzeige nachgerüstet. Damit ist es bei Anwendung der NHB-Massnahme 8.2.1 «Druckentlasten der DE» nicht mehr erforderlich, eine Kommunikationsverbindung zum Kommandoraum aufzubauen, um die Druckmesswerte von dort in die Frischdampfstation zu übermitteln.

Jede der ausgeführten Änderungen bzw. Nachrüstungen hat zu einer Verbesserung des Systems geführt und die Verfügbarkeit sowie die Betriebssicherheit des Frischdampfsystems weiter erhöht.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass in der Beurteilungsperiode keine Störungen im Frischdampfsystem zu verzeichnen waren, die sicherheitstechnisch bedeutsam waren. Die im Berichtszeitraum durchgeführten Änderungen haben sich bewährt. Die Auswertung der Betriebserfahrung bestätigt, dass das Frischdampfsystem insgesamt sehr zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Systemteile des Frischdampfsystems, die eine Sicherheitsfunktion gewährleisten, sind korrekt in die mechanische Sicherheitsklasse SK2 und die Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Systemteile, die ausschliesslich betriebliche Funktionen zu erfüllen haben, sind unklassiert. Damit entspricht die Klassierung der Komponenten des Frischdampfsystems den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01, Kap. 4.1.2.d. Die Angaben in der Systembewertung zur Auslegung des Frischdampfsystems von 87,3 barü und 305 °C entspricht den Angaben des Sicherheitsberichts sowie dem Systemhandbuch.

Die Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung ist aus Sicht des ENSI weitgehend korrekt. Die Angaben zu den Anforderungen an die Motorarmaturen im Bericht ALD-S-91216 hinsichtlich Integrität beim Abschaltversagen sind korrekt und es liegen entsprechende Nachweise vor. Gemäss den Angaben in der Liste der SIWI-Armaturen ALD-M-1999 müssen aber auch die FD-Abblaseregelventile über einen Funktionsnachweis beim Abschaltversagen verfügen, was aus dem Anhang zur Systembewertung nicht klar hervorgeht.

Die mechanisch aktiven Komponenten im Anhang der Systembewertung sind korrekterweise dem Abfahrpfad 2 zugeordnet.

Die vom KKG genannte überlastete Stossbremse wurde im Rahmen der deterministischen Nachweise für höhere Erdbebenlasten (NESK 3) neu bewertet. Die Nachweise für Erdbebengefährdung ENSI-2015 wurden seitens KKG in einem separaten Verfahren eingereicht und werden seitens ENSI dort geprüft. Da im Systembewertungsbericht ALD-S-91216 bei der Bewertung der überlasteten Stossbremse ohne weitere Erläuterungen lediglich auf Anlage 3 der dortigen Referenz [R9] verwiesen wird, hat das ENSI die genannte Referenz im Rahmen der PSÜ einer Grobprüfung unterzogen. Für das ENSI ist aus den Angaben in PEG-S-498 [R9] nicht nachvollziehbar, warum bei Erdbebengefährdungen von $3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$ jetzt neu teilweise massiv kleinere Halterungslasten resultieren. Auch die deutlichen Unterschiede in der Beanspruchungsstufe A sind unverständlich und nicht erläutert. Die Überprüfung der Erdbebenauslegung ($SSE_{Auslegung}$) der Halterungen der Rohrleitung RA01Z001 des Frischdampfsystems erachtet das ENSI als kurzfristig erforderlich. Eine entsprechende Forderung wurde im separaten Aufsichtsverfahren erhoben, siehe ENSI-Brief ENSI 2023-05-4 vom 4. Mai 2023.

Vorkommnisse

Die Vorkommnisse, die zum Schliessen von FD-ISO-Ventilen, zum Ansprechen von FD-Sicherheitsventilen und zum Öffnen von FD-Abblaseabsperrarmaturen bzw. zum Teilabfahren von Dampferzeugern geführt haben, sind nicht auf Mängel im Frischdampfsystem zurückzuführen. Die Fehlauslösung von Reaktorschutzsignalen im Jahre 2012 aufgrund eines Spannungsausfalls an einem Reaktorschutzschrank, hat unter anderem zur Auslösung von Notstand-FD-Absperrsignalen und damit zur Isolation der DE20 und 30 geführt. In der Folge stieg der FD-Druck im DE20 auf $>$ 82 bar an, was zum Ansprechen des dem DE20 zugeordneten FD-SiV, zur Auslösung der RESA und zur Inbetriebnahme der Abblaseregelungen DE20 und 30 und zum Teilabfahren führte. Dieses Vorkommnis wurde vom ENSI als INES 0 eingestuft.

Im Rahmen einer Störungsabklärung an einem Schrank kam es in 2015 zu einer Fehlbetätigung eines Tasters, was zur unbeabsichtigten Anregung von Vorsteuerventilen und damit zum Schliessen eines FD-ISO-Ventils und zum Ansprechen des entsprechenden FD-SiV führte. Als Folge von Fehlmanipulationen schloss ein weiteres FD-ISO-Ventil mit anschliessendem Teilabfahren über die FD-Abblasestationen auf 75 bar. Das Vorkommnis wurde vom ENSI aus rein technischer Sicht als INES 0 eingestuft, da die Anlage auslegungsgemäss

auf die Fehlsignale reagierte. Aufgrund der menschlichen Faktoren, die ursächlich zum Vorkommnis beigetragen haben, erfolgte eine definitive Einstufung als INES 1.

Die sicherheitstechnisch wichtigen, mechanisch aktiven Komponenten des Frischdampfsystems haben ihre Funktionen bei diesen Vorkommnissen auslegungsgemäss erfüllt, und die Drucktransienten haben zu keiner Beeinträchtigung der Integrität des Frischdampfsystems geführt.

Änderungen

Die überwiegende Anzahl der Änderungen am Frischdampfsystem hat primär zu betrieblichen Verbesserungen und zu einer Erhöhung der Verfügbarkeit geführt.

Von sicherheitstechnischer Bedeutung sind die Modifikationen an den Abblaseabsperrventilen und den zugeordneten Absperrschiebern und Magnetvorsteuerventilen (AEA-14-00025). Ziel dieser Massnahme ist es, eine langfristig nachhaltige Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen sicherzustellen. Mit der Änderung wird im Anforderungsfall die Bedienung der Abblasestationen mit Offenhalten der Abblaseabsperrventile deutlich unterhalb eines Systemdrucks von 4 bar vom Hauptkommandoraum oder von der Notsteuerstelle aus sichergestellt. Nachdem bisher für das Offenhalten der Abblaseabsperrventile jeweils eine Bypassarmatur vor Ort zu öffnen war, wird mit der Änderung eine deutliche Entlastung des Schichtpersonals im Anforderungsfall erreicht. Die entsprechende Freigabe wurde vom ENSI im April 2015 erteilt.

Durch die Nachrüstung von Druckmessstellen vor Ort in den Frischdampfstationen im Jahre 2015 wird die Durchführung allenfalls erforderlicher Notfallmassnahmen, wie die Druckentlastung von Dampferzeugern, mittels Handmassnahmen erleichtert und zeitlich optimiert.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung mit Ausnahme des noch zu erbringenden Halterungsnachweises keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des Frischdampfsystems RA im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen. Da der betroffene Leitungsbereich Teil eines notstandgesicherten Systems ist, stuft das ENSI die Überprüfung der Erdbebenauslegung als kurzfristig erforderlich ein. Eine entsprechende Forderung wurde im separaten Aufsichtsverfahren erhoben, siehe ENSI-Brief ENSI 2023-05-4.

4.4.7 Speisewassersysteme RL/RR

Die Speisewassersysteme RL und RR haben in erster Linie nur betriebliche Aufgaben zu erfüllen. Das An- und Abfahrsystem RR ist so konzipiert, dass es auch sicherheitstechnisch nützlich ist.

Die betrieblichen Aufgaben des Hauptspeisewassersystems RL sind die Folgenden:

- während des Normalbetriebs im Bereich von ca. 3 % bis 100 % Reaktorleistung das Speisewasser aus dem Speisewasserbehälter über die beiden HD-Vorwärmerstrassen in die Dampferzeuger zu fördern;
- den Füllstand in den Dampferzeugern zu regeln;
- bei Störungen in den HD-Vorwärmerstrassen diese zu umführen.

Das An- und Abfahrsystem RR hat folgende betriebliche Aufgaben:

- beim An- und Abfahren der Anlage unter ca. 3 % Reaktorleistung die Dampferzeuger mit Speisewasser aus dem Speisewasserbehälter zu versorgen;
- beim Anfahren durch Umwälzung das Speisewassersystem RL bis zu den Speiseköpfen auf Speisewasserbehältertemperatur anzuwärmen.

Die sicherheitstechnisch nützliche Aufgabe des An- und Abfahrsystems RR ist, bei Ausfall der Speisewasserpumpen und auch bei Leckagen im Wasser-Dampf-Kreislauf die Bespeisung der Dampferzeuger zur Abfuhr der Nachzerfallswärme mit Speisewasser aus dem Speisewasserbehälter zu übernehmen.

Der sicherheitsklassierte Teil des Speisewassersystems reicht von den Gebäudeabschluss-Armaturen ausserhalb des Sicherheitsbehälters (SHB) und den Rückschlagarmaturen innerhalb des SHB mit seinen Durchdringungen bis zum Anschluss an die Dampferzeuger, wobei das Notspeisesystem RS und das Notstandspeisesystem RX innerhalb des SHB in die Leitungen des Speisewassersystems einbinden.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Das Speisewassersystem RL ist ab den Gebäudeabschlussarmaturen (GBA-Schieber) in den Armaturenkammern bis zu den Dampferzeugern in SK2/EK I eingestuft. Die übrigen Systembereiche des RL-Systems, wie auch das An- und Abfahrsystem RR, sind unklassiert.

Die Systemabschnitte des Speisewassersystems RL, welche für die Sicherstellung der Dampferzeugerinventare erforderlich sind, sind dem Abfahrpfad 2 zuzuordnen. Die Auslegung dieser Systemabschnitte hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Komponenten in diesen Bereichen wird gemäss Erdbebenvorschrift [VOR-D-60961] bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt.

Zwischen GBA-Schieber und Dampferzeugern sind die Komponenten für 94 barü und 250 °C ausgelegt. Die Klassierungs- und Auslegungsgrenzen können dem zugehörigen Systemschaltplan «Speisewassersystem» entnommen werden. Die Klassierung der beiden Systeme RL/RR entspricht der Richtlinie [ENSI-G01].

Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung (6 Armaturen und 20 Stossbremsen) sind Angaben zur Auslegung und Klassierung in den Anhängen zur Systembewertung enthalten. Für die drei Motorarmaturen des Gebäudeabschlusses wird ein Integritätsnachweis beim Abschaltversagen gefordert.

Die Systemabschnitte des Speisewassersystems RL, welche für die Sicherstellung der Dampferzeugerinventare erforderlich sind, sind dem Abfahrpfad 2 zuzuordnen.

Die Überprüfung der mechanisch aktiven Komponenten hat gezeigt, dass mit der vorhandenen Auslegung für das Erdbeben grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden. Bei der Überprüfung der Armaturen und Stossbremsen wurden keine Auffälligkeiten festgestellt. Alle Stossbremsen zeigen eine Auslastung kleiner 100 %. Es besteht kein Handlungsbedarf für Ertüchtigungsmassnahmen. Die Bewertung der Erdbebenrobustheit erfolgt im Rahmen des Erdbebenprojektes in Zusammenhang mit der Verfügung zur Erdbebengefährdung ENSI-2015.

Die zum Zeitpunkt der Auslegung spezifizierten Belastungen (Auslegung, Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) sind konservativ abdeckend, auch im Hinblick auf den geplanten Langzeitbetrieb der Anlage.

Vorkommnisse

Im Berichtszeitraum traten zwei meldepflichtige Vorkommnisse im Speisewassersystem RL auf, wobei ein Vorkommnis zur Anforderung sicherheitstechnischer Funktionen des RL-Systems aufgrund systemfremder Ausfälle geführt hat. Als durchgehend konventionell klassiertes System unterliegt das An- und Abfahrsystem RR gemäss der Richtlinie [ENSI-B03] keiner Meldepflicht.

- Im Jahre 2015 trat eine Dampfleckage an einer Messleitung im Speisewassersystem innerhalb des Sicherheitsbehälters auf. Zur Reparatur der betroffenen, nicht absperrbaren, Messleitung wurde die Anlage in den Zustand «unterkritisch kalt» überführt. Kontrollen in dem Bereich der Leckage zeigten, dass andere dort angeordnete Komponenten keinen Schaden durch den Dampfaustritt genommen hatten.

- Als Folge eines Spannungsausfalls an einem Reaktorschutzschrank wurden diverse Reaktorschutzsignale ausgelöst. Bei diesem Ereignis wurden über DE-Niveau HOCH die beiden in Betrieb befindlichen Hauptspeisepumpen automatisch schutzabgeschaltet. Bei Erreichen von DE-Niveau SEHR HOCH wurden am betroffenen DE die Speisewasserarmaturen (Volllast- /Schwachlastregelventile und -schieber, Speisewasser-GBA-Schieber) durch den Reaktorschutz zugefahren. Bei diesem Vorkommnis im Jahre 2012 zeigte das Speisewassersystem (Speisewasserpumpen, Schwachlast-/Volllast-Regelventile und -Schieber, Speisewasser-GBA-Schieber) ein auslegungsgemässes Verhalten. Es traten keine Unregelmässigkeiten auf.

In der Berichtsperiode wurden 22 externe Vorkommnis- bzw. Erfahrungsmeldungen betreffend die Speisewassersysteme RL/RR von der zuständigen Fachabteilung auf ihre Bedeutung für KKG überprüft und bewertet. Davon hat eine Meldung zu einer betrieblichen Massnahme geführt.

Änderungen

Im Berichtszeitraum wurden insgesamt 20 Änderungen betreffend die Systeme RL/RR durchgeführt oder konkret geplant. Die wichtigsten Verbesserungsmassnahmen waren:

- Nachrüstung von SIWI-Antrieben für die Speisewasser-Volllastschieber (2009 und 2010)
- Ersatz dreier binärer Messungen durch analoge: Verwendung für Kalibrierung der Reaktorleistung und der Mindestmengensteuerung, da die zu ersetzenden Messungen zu störenden Abweichungen in der nachfolgenden Signalverarbeitung führten (2011).
- Nachrüstungen von SIWI-Antrieben dreier GBA-Armaturen. Die GBA-Armaturen wurden bis auf die Gehäuse und die Keilplattenpakete komplett umgebaut (2012–2013).
- Im Rahmen von LETA 1 wurden die Schwachlast- und Volllastregelungen auf das digitale Leittechniksystem TXS umgerüstet. Weiter wurden u. a. zur Verbesserung der Verfügbarkeit und zur Beherrschung eines Einzelfehlers, neu die Messungen des Speisewasserdurchflusses dreikanalig aufgebaut (2014), siehe auch Kap. 4.5.13.
- Ersatz der Druckschieber der Hauptspeisepumpen durch Kugelhähne. Der Ersatz erfolgte auch wegen Sanierungsbedürftigkeit der bestehenden Druckschieber (2016).

Die realisierten Änderungen resp. Nachrüstungen haben zu einer Verbesserung der Systeme RL/RR geführt und die Verfügbarkeit sowie die Betriebssicherheit weiter erhöht.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Auswertung der Betriebserfahrung die zuverlässige Funktion und den guten Zustand der Speisewassersysteme RL/RR bestätigen. Bei der Auslegungsüberprüfung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Zuordnung der Komponenten des Speisewassersystems zur Erfüllung der Sicherheitsfunktion in die mechanische Sicherheitsklasse SK2 und Erdbebenklasse EK I entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01.

Die Angaben zur Auslegung der sicherheitsklassierten mechanisch aktiven Komponenten des Speisewassersystems stimmen mit den Angaben des Systemhandbuchs, der Komponentenliste und des Systemschaltbilds überein und sind nach Beurteilung des ENSI korrekt.

Die Identifizierung der sicherheitsklassierten mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung ist einschliesslich der zu berücksichtigenden Rückschlagarmaturen korrekt.

Für die drei zu betrachtenden Motorarmaturen des Speisewassersystems ist korrekt ein Integritätsnachweis gefordert, die Referenzen für den Nachweis sind im Anhang zur Systembewertung aufgeführt. Der Integritätsnachweis beim Abschaltversagen ist ebenfalls in der Liste [ALD-M-1999] für diese Armaturen gefordert.

Die Auslegungsanforderung für die Stossbremsen auf eine Temperatur von 250 °C entsprechend der Leitungsauslegung des Speisewassersystems im Sicherheitsbehälter ist, nach Wertung des ENSI korrekt.

Die Zuordnung der sicherheitsklassierten Leitungsabschnitte des Speisewassersystems mit seinen Komponenten zum Abfahrpfad 2 ist nach Beurteilung des ENSI korrekt, weil diese Systemabschnitte des Speisewassersystems zur sekundären Nachwärmeabfuhr nach einem Erdbeben notwendig sind.

Vorkommnisse

Das Vorkommnis «Fehlauslösen von Reaktorschutzsignalen» von 2012 hat zu einer unbeabsichtigten Aktivierung einer Vielzahl von Komponenten von Sicherheits- und Betriebssystemen geführt. Um ein Überspeisen von Dampferzeugern zu verhindern, wurden die Hauptspeisepumpen automatisch abgeschaltet und die Speisewasserarmaturen des betroffenen Dampferzeugers vom Reaktorschutz geschlossen. Damit haben die vom Vorkommnis betroffenen RL-Komponenten auslegungsgemäss auf die Anlagentransiente reagiert. Das Vorkommnis wurde vom ENSI aufgrund seiner geringen sicherheitstechnischen Bedeutung als INES 0 eingestuft.

Eine geringe, jedoch nicht absperrbare Dampfleckage an einer Messleitung des Speisewassersystems innerhalb des Containments hat im August 2015 zum Abfahren der Anlage geführt, da die Reparatur nur bei drucklosem System durchgeführt werden konnte. Das ENSI bewertete die sicherheitstechnische Bedeutung der Dampfleckage als sehr gering, zumal keine anderen RL-Komponenten durch die Leckage beeinträchtigt wurden.

Die sehr geringe Anzahl an Vorkommnissen in den Systemen RL und RR bestätigt aus Sicht des ENSI den guten Zustand der Systeme.

Änderungen

Durch die Nachrüstung von SIWI-Antrieben für die Speisewasser-Volllastschieber und die Gebäudeabschlussarmaturen des RL-Systems sowie den Ersatz der Druckschieber der Hauptspeisepumpen durch Kugelhähne wurde die Funktionssicherheit dieser Armaturen wesentlich verbessert. Der Ersatz der bisher in konventioneller Technik ausgeführten Leittechnik der Schwachlast- und Volllastregelungen auf digitale Leittechnik (TXS), dient der Sicherstellung der leittechnischen Funktionen bezüglich Sicherheit, Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit, für eine verlängerte Betriebszeit des KKG und entspricht dem Stand der Technik, vgl. Kap. 4.5.13.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion der Speisewassersysteme RL/RR im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen.

4.4.8 Notspeisesystem RS

Das Notspeisesystem RS hat die sicherheitstechnische Aufgabe, die Bespeisung aller drei Dampferzeuger bei Ausfall der Speisewassersysteme RL/RR sicherzustellen und damit die Wärmeabfuhr aus dem Kern über den Primär- und Sekundärkreislauf bis zum Zeitpunkt der Übernahme durch das Nachkühlsystem TH aufrechtzuerhalten.

Das Notspeisesystem umfasst drei Notspeisestränge, die jeweils zu einem der drei Dampferzeuger führen. Die drei Notspeisestränge werden von vier Notspeisepumpen mit Elektromotorantrieb versorgt. Drei Notspeisepumpen 1RS01 D001, 2RS02 D001, 3RS03 D001 versorgen jeweils den Dampferzeuger eines Stranges. Die vierte Notspeisepumpe 4RS04 D001 dient als Reservepumpe und kann wahlweise auf einen der drei Notspeisestränge aufgeschaltet werden.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Komponenten des Notspeisesystems RS zur Einspeisung von Deionat in die Dampferzeuger sind ausnahmslos der mechanischen Sicherheitsklasse SK2 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Hilfseinrichtungen, wie die Ölversorgung der Notspeisepumpen und die Kühlwasserversorgung, sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK3 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet, wobei betrieblich verwendete Komponenten unklassiert sind. Die Klassierung des Notspeisesystems entspricht der Richtlinie ENSI-G01.

Die Grenzen der mechanischen Sicherheitsklasse sowie die Auslegungsgrenzen mit Angaben für den Auslegungsdruck und die Auslegungstemperatur des jeweiligen Systemabschnittes können dem entsprechenden Systemschaltplan entnommen werden. Die Auslegung stellt sich wie folgt dar: Saugleitungen 1 barü / 45 °C, Pumpendruckseite bis zum GBA-Schieber 139 barü / 45 °C, von dort bis zum Speisewassersystem 94 barü / 45 °C, die Auslegungstemperatur ab den Rückschlagarmaturen RS01/02/03S006 beträgt 250 °C. Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung und Klassierung auch im Anhang zur Systembewertung enthalten.

Alle mechanisch aktiven Komponenten des Notspeisesystems sind mit Ausnahme von drei Rückschlagarmaturen dem Abfahrpfad 1 zugeordnet. Die drei Rückschlagklappen am Anschluss zu den Speisewasserleitungen sind dem Abfahrpfad 2 zugeordnet.

Die Überprüfung der mechanisch aktiven Komponenten hat gezeigt, dass mit der vorhandenen Auslegung grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden. Die vorhandenen Funktionsnachweise wurden auf der Basis der $SSE_{Auslegung}$ geführt. Für die Bereiche des Abfahrpfades 2 wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 für die entsprechenden Komponenten bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt. Für Komponenten, die dem Abfahrpfad 1 zugeordnet wurden, wird das $2{,}25 \times SSE_{Auslegung}$ angewendet.

Im Rahmen der Auslegungsüberprüfung der Komponenten wurde festgestellt, dass:

- Flanschnachweise an den Pumpenstutzen der vier mechanisch aktiven Notspeisepumpen RS01/02/03/04D001 fehlen (Stutzenlasten sind gemäss Anhang C des Systemberichtes ALD-S-92458 bei Flansch und Gehäuse nicht berücksichtigt).
- Die Funktionsnachweise der vier Freilaufrückschlagventile in den Einspeiseleitungen müssen aufgrund neuer Berechnungsgrundlagen neu erbracht werden.

Eine Gefährdung der Funktion der mechanisch aktiven Freilaufrückschlagventile ist nach Angabe des KKG nicht gegeben. Die fehlenden Flanschnachweise für die Stutzen der Notspeisepumpen sollen gemäss KKG ergänzt und die Nachweise für die Funktion der Freilaufrückschlagventile nachgeführt werden.

Vorkommnisse

Innerhalb der Berichtsperiode trat hinsichtlich des Systems RS ein meldepflichtiges Vorkommnis auf, das von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung war.

Bei der Überprüfung des Regelverhaltens der Notspeiseregelung 0RS01C002 wurde beim Mindestmengenbetrieb der Notspeisepumpe 1RS01D001 eine Erwärmung der Pumpe festgestellt. Die nachfolgende Inspektion des Mindestmengenventils RS01S001 zeigte einen falsch montierten Hebel. Dies führte dazu, dass das Mindestmengenventil den Durchfluss beim Starten der Notspeisepumpe des Dampferzeugers korrekt über die Mindestmengenleitung freigab, jedoch nicht mehr bei der Mengenreduktion des Durchflusses nach dem Bespeisen des Dampferzeugers. Bei der Inspektion des ausgebauten Mindestmengenventils wurde die Einbaulage des Hebels, über den der Kegel betätigt wird, um den Weg über die Mindestmengenleitung freizugeben, korrigiert. Die Funktion des Ventils wurde anschliessend erfolgreich getestet.

Zudem kam es innerhalb der Berichtsperiode während des Leistungsbetriebs zu einer scharfen Anforderung eines Notspeisestranges aufgrund des Ausfalls des Reaktorschutzschranks HV37: Es wurden diverse Reak-

torschutzsignale ausgelöst, u. a. auch die Notspeisesignale YZ51/54. Folgerichtig wurden die Notspeisepumpe RS03D003 und die zugehörigen Hilfspumpen eingeschaltet sowie das Regelventil RS03S001 aufgefahren. Im weiteren Verlauf wurde im DE30 ein Füllstand von > 13 m erreicht mit der Folge, dass das Signal YZ58 angeregt wurde und der Druckschieber RS03S004 und das Regelventil RS03S002 wieder schlossen. Bei dem Vorkommnis zeigte das Notspeisesystem ein auslegungsgemässes Verhalten, es traten keine Unregelmässigkeiten auf.

Fünfzehn externe Erfahrungs- und Vorkommnismeldungen von WANO/IAEA/IRS/VGB/AREVA der Jahre 2008 bis 2017 wurden vom KKG auf Relevanz für die eigene Anlage geprüft. Sämtliche dem KKG zugegangenen Meldungen waren derart gelagert, dass keine zusätzlichen Massnahmen erforderlich waren. Die Tatsache, dass sich aus der Auswertung der externen Erfahrungsmeldungen für das Notspeisesystem RS keine zusätzlichen Massnahmen ergeben haben, stützt die Aussage, dass sich das System in einem guten Zustand befindet.

Änderungen

Folgende Änderungen des Notspeisesystems RS wurden im Berichtszeitraum realisiert:

- Um die Fördermenge zur Bespeisung druckloser DE zu erhöhen, wurde die Notspeisepumpe 3RS03D001 im Jahr 2008 umgebaut und der Elektromotor durch einen leistungsstärkeren ersetzt. Die Erhöhung der Fördermenge für die Bespeisung eines drucklosen DE erhöht die Funktionssicherheit des RS-Systems im Anforderungsfall (der Umbau der übrigen Pumpen erfolgte in 2007).
- Umrüstung der Armaturen 1RS01S004, 2RS02S004, 3RS03S004 und 3RS03S002 auf SIWI-Antriebe; die Nachrüstung erhöht die Funktionssicherheit des Notspeisesystems im Anforderungsfall (2008–2010)
- Im Jahr 2010 wurde ein Abschnitt der Rohrleitung RS14Z001 geändert, um die Zugänglichkeit zu dem 2 Jahre zuvor ersetzten SIWI-Regelantrieb der Armatur 0RS14 S001 zu verbessern.
- Im Rahmen von LETA 1 (vgl. Kap. 4.5.13) wurden aus Verfügbarkeitsgründen die Notspeiseregelungen neu zweikanalig aufgebaut. Weiter wurden zur Verbesserung der Verfügbarkeit und zur Beherrschung eines Einzelfehlers die Niveaumessung der drei Dampferzeuger für die Notspeiseregelung neu dreikanalig eingerichtet, wobei jeweils der zweite «Max»-Wert verwendet wird. Die Niveaumessung von YB20B001 wurde um einen Messkreis erweitert, sodass auch diese Messung neu dreikanalig erfolgt.
- Für die Handarmaturen in den Einspeiseleitungen RS01/02/03S003 wurden am LC-Leitstand Stellungsrückmeldungen nachgerüstet. Damit wurde eine Empfehlung aus der Überprüfung des PSA-Modells umgesetzt.

Aus Sicht des KKG haben die oben aufgeführten Änderungen zu einer Verbesserung des Systems geführt und die Betriebssicherheit weiter erhöht.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass das Notspeisesystem zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet. Dies wird durch die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigt. Die geforderte Funktionsfähigkeit der vom Reaktorschutz angesteuerten Pumpen und Armaturen sowie der Rückschlagarmaturen und der Stossbremsen ist gegeben.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Zuordnung der Komponenten des Notspeisesystems zur Erfüllung der Sicherheitsfunktion in die mechanische Sicherheitsklasse SK2 und Erdbebenklasse EK I sowie der Komponenten zur Gewährleistung der Hilfsfunktionen in SK3/EK I entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01.

Die Angaben zur Auslegung der Komponenten des Notspeisesystems in [ALD-S-92458] stimmen mit den Vorgaben des Sicherheitsberichts sowie den Angaben des Systemhandbuchs und des Systemschaltbilds überein und sind nach Beurteilung des ENSI korrekt. Die Einspeiseleitungen RS01-03 Z003 sind von den Containment-Durchdringungen bis zu den Rückschlagklappen RS01-03 S006 innerhalb des Containments, gemäss Systemschaltplan, nur für Temperaturen von 45 °C ausgelegt. Aus Sicht des ENSI ist zu überprüfen, warum diese Leitungsbereiche nicht gegen die Umgebungstemperaturen bei einem Bruch einer FD-Leitung im Containment (Anforderungsfall) ausgelegt sind. Dies gilt auch für die zugehörigen Stossbremsen. Da sich die gleiche Fragestellung auch für die Einspeiseleitungen des Notstandspeisesystems ergibt, vgl. Kap. 4.4.13, verzichtet das ENSI auf eine weitere Forderung.

Die Auslegung der Stossbremsen auf eine Temperatur von 45 °C entspricht der Auslegungstemperatur der zugehörigen Leitung und ist nach Wertung des ENSI, unter Vorbehalt der noch durchzuführenden Überprüfung (siehe ENSI-Brief [ENSI 2023-05-4]), korrekt.

Die Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung ist bis auf das noch zu berücksichtigende Freilaufrückschlagventil RS04S001 korrekt, siehe Forderung 4-3 (Systemlisten mechanisch aktiver Komponenten). Die Nachweise für die Funktion der baugleichen Freilaufrückschlagventile in den anderen Systemsträngen beabsichtigt das KKG auch noch nachzuführen.

Für die Motorarmaturen des Notspeisesystems liegen bisher keine Nachweise hinsichtlich Abschaltversagen vor. Aus Sicht des ENSI ist auch für die elektrischen Antriebe dieser sicherheitsrelevanten Armaturen der Nachweis hinsichtlich Abschaltversagen zu führen, siehe Forderung 4-4 (Nachweis hinsichtlich Abschaltversagen von SIWI-Armaturen).

Das KKG ordnet korrekterweise nur die direkt vor den DE-Einspeiseleitungen liegenden Rückschlagarmaturen RS01/02/03S006 dem Abfahrpfad 2 zu, da die Systemfunktion des Notspeisesystems bei der Beherrschung des Erdbebens nicht kreditiert wird und nur die Integrität dieser Armaturen für die Sicherstellung der Funktion des Notstandspeisesystems RX erforderlich ist.

Die sicherheitstechnische Relevanz der bei der Auslegungsüberprüfung festgestellten offenen Punkte ist aus Sicht des ENSI bisher durch das KKG nicht nachvollziehbar dargelegt worden. Die seitens KKG noch zu erbringenden bzw. nachzuführenden Nachweise für die Flanschverbindungen der Notspeisepumpen und die Funktion der Freilaufrückschlagventile sind dem ENSI zudem bisher nicht eingereicht worden.

Forderung 4-7 (Notspeisesystem RS)

Das KKG hat die fehlenden bzw. zu aktualisierenden Nachweise für die Flanschverbindungen der Notspeisepumpen RS01/02/03/04D001 und für die Funktion der Freilaufrückschlagventile RS01/02/03/04S001 zu führen und dem ENSI zur Prüfung einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Vorkommnisse

Die Vorkommnisse, die Komponenten des Notspeisesystems RS betrafen, wurden vom ENSI als INES 0 eingestuft. Die falsche Einbaulage eines Hebels am Mindestmengenventil RS01S001, die zu einer deutlichen Erwärmung der zugeordneten Notspeisepumpe im Mindestmengenbetrieb geführt hat, hatte keinen Einfluss auf die Einsatzbereitschaft des Notspeisesystems und war von sehr geringer sicherheitstechnischer Bedeutung.

Die scharfe Anforderung des Strangs 3 des Notspeisesystems zur Notbespeisung des Dampferzeugers YB30B001 als Folge des Spannungsausfalls an einem Reaktorschutzschrank in 2012 hat gezeigt, dass die sicherheitstechnische Funktion des Notspeisesystems im Anforderungsfall zuverlässig erfüllt wurde.

Änderungen

Im Rahmen der Umstellung der Regelungen und Begrenzungen auf digitale Leittechnik (LETA 1), vgl. Kap. 4.5.13, wurden auch die Notspeiseregelungen dem Stand der Technik angepasst. Die zweikanalige Ausführung der Regelungen, zusammen mit der neu dreikanaligen Niveaumessung der Dampferzeuger, erhöht aus Sicht des ENSI die Zuverlässigkeit des Notspeisesystems im Anforderungsfall.

Die Bespeisung druckloser Dampferzeuger nach einem Ausdampfen stellt eine wichtige Massnahme zur Sicherstellung der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr dar. Mit den erfolgten Modifikationen an den Notspeisepumpen konnte eine ausreichende Einspeisekapazität erreicht werden.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung mit Ausnahme der noch zu erbringenden Nachweise (Forderung 4-7) keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des Notspeisesystems RS im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen. Da die betroffenen Komponenten nicht Teil eines notstandgesicherten Systems (Abfahrpfad 2) sind, sind die Forderungen mittelfristig umzusetzen.

4.4.9 Nukleares Nachkühlsystem TH

Das nukleare Nachkühlsystem TH hat die Aufgabe, nach dem Abschalten des Reaktors die Nachwärme sowohl beim normalen Abfahren als auch bei Störfällen abzuführen, wenn das Abkühlen über die Dampferzeuger nicht mehr sinnvoll oder nicht mehr möglich ist.

Bei allen anlageninternen Störfällen hat das nukleare Nachkühlsystem die Aufgabe, den Störfall durch Kernflutung, Kernnotkühlung sowie in Verbindung mit dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE durch die primärseitige Nachwärmeabfuhr so weit zu beherrschen, dass eine unzulässige Aktivitätsabgabe in die Umgebung verhindert wird. Es muss alle Leckgrössen von einem kleinen Leck bis zum grössten Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall (2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) in Bezug auf die Nachwärmeabfuhr beherrschen.

Bei Einwirkung von aussen kann die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken und dem Reaktorkühlsystem über die verkürzte, notstandgesicherte Nachkühlkette an die Wärmesenke (Fluss) erfolgen.

Die betrieblichen Aufgaben des nuklearen Nachkühlsystems bestehen im Wesentlichen darin:

- während des Normalbetriebs die frei werdende Wärme der Brennelemente, die sich im BE-Lagerbecken befinden, abzuführen;
- beim normalen Abfahren der Anlage, nach der Ausserbetriebnahme der Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger, den Primärkreis geregelt auf 50 °C abzukühlen;
- beim Brennelementwechsel den über dem Reaktordruckbehälter befindlichen Reaktorraum einschliesslich Abstellplatz für Kerneinbauten zu fluten.

Der unabhängige Beckenkühlkreis (UBEK) TH74 hat die Aufgabe, bei einem Kühlmittelverluststörfall oder ggf. bei Unverfügbarkeit eines Beckenkühlstranges (TH10 oder TH30) die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken sicherzustellen sowie im Normalbetrieb alternativ zu den beiden Beckenkühlsträngen TH10 und TH30 die Nachwärme aus dem BE-Lagerbecken abzuführen.

Die gesamte Nachkühlkette (TH-TF-VE) ist in drei voneinander unabhängige Stränge aufgeteilt, die den drei Hauptkühlkreisläufen des Reaktorkühlsystems zugeordnet sind. Im nuklearen Nachkühlsystem TH ist neben diesen drei Strängen (TH10 bis TH30) ein vierter Strang (TH40) vorhanden, der auf die übrigen drei Nachkühl-Teilsysteme aufgeschaltet werden kann.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Rohrleitungen des Nachkühlsystems, die an das Reaktorkühlsystem anschliessen, sind als Teil der druckführenden Umschliessung jeweils der mechanischen Sicherheitsklasse SK1 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die sich anschliessenden TH-Systembereiche für die HD-Einspeisung, die Druckspeichereinspeisung und die ND-Einspeisung einschliesslich der Flutbehälter sowie den Systemteilen für den Nachkühlbetrieb, sind in SK2/EK I klassiert. Rohrleitungen für die Mindestmenge der HD-Sicherheitseinspeisepumpen, für das Abblasen von Sicherheitsventilen und solche, die im oberen Bereich der Flutbehälter anschliessen sowie

die Hilfssysteme der TH-Pumpen, sind in SK3/EK I klassiert. Die Klassierung des Nachkühlsystems TH und des UBEK TH74 entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01.

Die Grenzen der mechanischen Sicherheitsklasse sowie die Auslegungsgrenzen mit Angaben für den Auslegungsdruck (0 barü bis 175 barü) und die Auslegungstemperatur (50 °C bis 350 °C) des jeweiligen Systemabschnittes können den entsprechenden Systemschaltplänen entnommen werden. Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung und Klassierung auch im Anhang zur Systembewertung enthalten.

Die Komponenten des nuklearen Nachkühlsystem TH, welche dem Abfahrpfad 2 zugeordnet wurden (notstandgesicherte Systemteile und Systemteile, deren Integritätserhalt erforderlich ist), sind für die Beherrschung des Erdbebens notwendig. Die anderen Komponenten des Systems gewährleisten Sicherheitsfunktionen und sind dem Abfahrpfad 1 zugeordnet.

Die Qualifizierung des Nachkühlsystems sowie des UBEK hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Bereiche, die dem Abfahrpfad 2 zugeordnet sind, wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 für die entsprechenden Komponenten bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt. Für Komponenten, die dem Abfahrpfad 1 zugeordnet wurden, wird $2.25 \times SSE_{Auslegung}$ angewendet.

Für 60 Stossbremsen, 12 Motorarmaturen und die vier HD-Sicherheitseinspeisepumpen wurden offene Punkte identifiziert (in den meisten Fällen handelt es sich um fehlende Angaben in den Auslegungsdokumenten), welche im Rahmen des Erdbebenprojektes bzw. PSÜ-Folgeprojekts bearbeitet werden.

Die derzeitigen Nachweise für die Motorarmaturen TH10/30S007/008 (Regelventile) decken die aktuellen Grundstellungen nicht ausreichend ab und werden vom KKG derzeit aktualisiert. Für die Motorarmaturen TH51-53S001/002 fehlen Nachweise bezüglich des Abschaltversagens, die derzeit ebenfalls durchgeführt werden.

Bezüglich der HD-Sicherheitseinspeisepumpen TH15/25/35/45D001 wird vom KKG noch überprüft, inwieweit die Erdbebenlasten in die Flanschberechnungen eingegangen sind. Das ENSI wird bis Jahresende über die Ergebnisse informiert.

Für die Stossbremsen sind nur die zulässigen Lasten bekannt, die auftretenden Lasten wurden aber nicht ermittelt bzw. dokumentiert. Eine Stossbremse TH51S001-MS01 ist für den Erdbebenfall deutlich überlastet und wird nachbewertet. Die Nachbewertungen der anderen Stossbremsen erfolgen mittels Rohrleitungsanalysen. Einen unmittelbaren Handlungsbedarf sieht das KKG aber nicht, da mit den aktuellen probabilistischen Abschätzungen unter Berücksichtigung der neuen, erhöhten Erdbebenlasten (NESK 3) noch ausreichende Margen für die betroffenen Rohrleitungsbereiche aufgezeigt werden.

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass das TH-System alle bestehenden aktuellen Auslegungsanforderungen hinsichtlich Temperaturen, Drücken und Fördermengen erfüllt. Bezüglich der Erdbebenrobustheit sind weitere Analysen notwendig, die im Rahmen des Erdbebenprojektes durchgeführt werden. Insbesondere sind Nachweise für Armaturen zu aktualisieren und zu ergänzen sowie eine Stossbremse ist ggf. zu ersetzen.

Vorkommnisse

Innerhalb des Überprüfungszeitraums traten im TH-System drei meldepflichtige Vorkommnisse auf.

Im Rahmen einer Begehung wurde am 3. April 2008 am unteren Mannlochstutzen des Druckspeichers TH28B001 an einer Entlastungsbohrung (Ø 4 mm) eine Kleinstleckage aufgrund einer Borkruste erkannt. Die am Druckspeicher festgestellte Leckage trat an einer Bohrung auf, welche zur Entlastung des Futterrohres der Mannlochinnenoberfläche dient. Dieses Futterrohr ist anstelle einer Plattierung im Mannloch eingebaut. Nachdem die Borkruste entfernt worden war, ergab sich an der Bohrung eine Kleinstleckage von ca. 1 Tropfen pro 2 min . Die Instandsetzung erfolgte bei der nächsten Entleerung des Druckspeichers, dabei wurde das Futterrohr durch eine einteilige Hülse aus austenitischem Stahl ersetzt.

Beim Anfahren der Gesamtanlage nach Abschluss der Revision 2013 wurde bei Reaktorschutzprüfungen (31 bar) festgestellt, dass eine geringe Menge Kühlmittel aus der heissen Einspeiseleitung von TH30 über das

Beckenablaufventil 3TH34S002 zum BE-Lagerbecken gelangte. Die Leckage trat aufgrund einer defekten Dichtung auf. Die schadhafte Dichtung wurde ausgetauscht. Die Ursachenklärung ergab, dass ein Montagefehler zu dem Dichtungsdefekt geführt hatte.

Bei einem routinemässig durchgeführten Schreiber-Kontrollrundgang durch die amtierende Schicht wurde im Juni 2017 festgestellt, dass die Temperaturmessung 0TH00T001 des Reaktorgebäudesumpfes eine fehlerhaft sinkende Tendenz aufwies. Der Ausfall der Temperaturmessung lag an einem defekten Messumformer, der umgehend ersetzt wurde. Die Temperaturmessung ist mit keiner Systemfunktion des TH-Systems verknüpft und hatte keine Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb.

Alle meldepflichtigen Vorkommnisse hatten nur eine geringe bis keine sicherheitstechnische Relevanz.

Bezüglich des TH-Systems wurden 72 externe Erfahrungs- und Vorkommnismeldungen vom KKG ausgewertet. Davon haben 9 Meldungen zu Massnahmen im KKG geführt. Die Massnahmen umfassen beispielsweise eine bessere Saugdrucküberwachung der Nachkühlpumpen, eine Anpassung der Prüfvorschriften für die Flutbehälter oder zusätzliche Farbeindringprüfungen an den Leitkanten der Leiträder der Sicherheitseinspeisepumpen. Andere abgeleitete Massnahmen sind Optimierungen auf der Leittechnikebene zur besseren Betriebsüberwachung des Nachkühlsystems oder rein administrativer Natur. Die aus den externen Erfahrungsmeldungen abgeleiteten Massnahmen haben für das TH-System an sich keine Konsequenzen nach sich gezogen.

Änderungen

Im Berichtszeitraum wurden 19 Änderungen, Erweiterungen oder Neuinstallationen betreffend die Systeme TH und TH74 vorgenommen. Die wichtigsten werden nachfolgend genannt:

- Im Rahmen des Projekts ANTIKE («Austausch von nicht (ausreichend) qualifizierten oder nicht qualifizierten Komponenten der Elektrotechnik») wurde 2010 die Niveaumessung Reaktorgebäudesumpf, die zur Störfallinstrumentierung zählt, ersetzt. Als Ersatz wurde eine hydrostatische Höhenstandsmessung mit einem qualifizierten Differenzdruckmessumformer eingebaut.
- Die Verriegelung «Freigabe EIN» für die HD-Sicherheitseinspeisepumpen TH15/25/35/45 D001 wurde im Jahr 2010 erweitert, sodass die Pumpen erst die «Freigabe EIN» erhalten, wenn die Sicherheitsventile nach den Pumpen abgesichert sind. Damit wird verhindert, dass aufgrund von Druckimpulsen beim Start der HD-Sicherheitseinspeisepumpen die Sicherheitsventile ungewollt ansprechen.
- Im Januar 2010 wurde im KKG anhand der Instrumentierung in der Warte festgestellt, dass der Saugdruck der Nachkühlpumpe 2TH20D001 langsam auf 12 bar stieg. Die Saugleitung wurde daraufhin über eine Messleitung entlastet. Ein zu hoher Saugdruck kann dazu führen, dass infolge der grossen Druckdifferenz die Sumpfarmatur im Störfall durch den Reaktorschutz nicht auf Sumpf umgeschaltet werden kann. Zur besseren Saugdrucküberwachung der Nachkühlpumpen wurde daher eine Gefahrenmeldung nachgerüstet, die einen zu hohen Saugdruck vor den Pumpen signalisiert.
- Aufgrund der Ereignisse in Fukushima verfügte das ENSI in 2012, den Füllstand und die Temperatur des BE-Lagerbeckens auch von der Notsteuerstelle aus überwachen zu können. Dazu wurden zwei Anzeigen und ein Schreiber für die beiden Messwerte nachgerüstet. Ebenfalls wurde verfügt, für den Notfall eine zweite, räumlich getrennte Einspeisemöglichkeit für das BE-Lagerbecken nachzurüsten. Der zusätzliche Anschluss an der Druckleitung TH74Z005 ergänzt den ersten Noteinspeiseanschluss an der Saugleitung TH74Z003 des UBEK.
- Die Anzeigen der Durchflüsse hinter den Nachwärmekühlern (0TH10F001 und 0TH30F001) auf dem Notstandleitstand wurden um eine Schreiberanzeige erweitert. Damit ist es möglich, im Notstandfall von der Notsteuerstelle aus sicher zu erkennen, welcher TH-Strang vor Ereigniseintritt auf BE-Beckenkühlung geschaltet war.
- Für eine bessere Füllstandsüberwachung des BE-Beckens wurde in 2015 eine zusätzliche PRODIS-Meldung eingerichtet, die aus der Messung 0TH70L002 generiert wird. Die neue Warnmeldung

spricht bei 18,00 m Beckenfüllstand an, wobei die Überläufe des Beckens bei 18,025 m erreicht werden.

– Aufgrund des Vorkommnisses «Wasserverlust aus dem BE-Becken beim Durchschalten der Reinigung» (Nr. 2013-04) wurde im Jahr 2015 eine Meldung nachgerüstet, die frühzeitig einen Füllstandsabfall im BE-Becken signalisiert, mit einem Grenzwert von > 2 mm/min. Zudem wurden im Jahr 2016 zusätzliche PRODIS-Meldungen eingerichtet, welche die Schichtmannschaft auf fehlende Kühlung bei BE-Beckenkühlbetrieb hinweisen.

Die Änderungen haben die Betriebssicherheit weiter erhöht. In der Beurteilungsperiode 2008 bis 2017 haben die Systeme TH und TH74 insgesamt eine hohe Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit aufgewiesen.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass das nukleare Nachkühlsystem zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet. Dies wird durch die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigt. Diese Aussagen sind allerdings aufgrund der Auslegungsbewertungen einzuschränken, da bisher insbesondere nicht geklärt werden konnte, ob die Flanschverbindungen der HD-Sicherheitseinspeisepumpen in den Erdbebennachweisen berücksichtigt wurden. Die Bewertung dieser Abweichung soll umgehend durchgeführt werden.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die mechanische Sicherheitsklassierung der TH-Systembereiche mit SK1 für Bereiche, die dem Primärkreislauf zuzuordnen sind und Systembereiche der SK2, die Sicherheitsfunktionen zu erfüllen haben sowie Systembereiche der SK3, die Hilfsfunktionen von Sicherheitsfunktionen abdecken, sind entsprechend der Richtlinie ENSI-G01 den dafür vorgesehenen mechanischen Sicherheitsklassen zugeordnet. Abweichungen zu den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01 wurden vom ENSI keine festgestellt.

Wie die Hauptkühlmittelleitungen der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems sind auch die TH-Systembereiche der SK1 gemäss Sicherheitsbericht (SIB), Systemhandbuch, Komponentenlisten und Systemschaltplänen für einen Druck von 175 barü und 350 °C ausgelegt. Die Komponenten (Pumpen, Leitungen und Armaturen) der Sicherheitseinspeisung (SK2) sind entsprechend dem SIB auf der Saugseite für einen Überdruck 10 barü und eine Temperatur von 70 °C ausgelegt. Die Komponenten auf der Druckseite sind für einen Überdruck von 125 barü und eine Temperatur von 70 °C ausgelegt. Die Systembereiche, die dem Nachkühlkreis zugeordnet wurden, sind saugseitig für einen Überdruck von 40 barü bzw. druckseitig für einen Überdruck von 50 barü und eine Temperatur von 200 °C ausgelegt. Die Systembereiche der Druckspeicher sind für einen Überdruck von 30 barü und eine Temperatur von 70 °C ausgelegt. Gemäss SIB weisen die mechanischen Komponenten des UBEK TH74 einen Auslegungsüberdruck von 12 barü und eine Auslegungstemperatur von 100 °C auf, wobei für die Gebäudeabschlussarmaturen eine Temperatur von 135 °C (Umgebungsbedingung im SHB bei LOCA; 5,9 bar, 135 °C) Auslegungsvorgabe ist. Vom ENSI wurden bei der Überprüfung der Angaben in der Systembewertung und in den Systemschaltplänen keine Abweichungen zu den Vorgaben des SIB bzw. den Komponentenlisten festgestellt. Nach Wertung des ENSI decken die Wertepaare die entsprechenden Anforderungen der jeweiligen Betriebsart (HD-/ND-Einspeisung, Sumpfbetrieb, Nachkühlbetrieb und Beckenkühlbetrieb) ab.

Der Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung kann das ENSI bis auf die noch zu berücksichtigenden Rückschlagarmaturen (z. B. TH10/30 S012/029) folgen.

Als mechanisch nicht aktive Komponenten wurden die 2-Wege-Armaturen TH15/25/35/45S006 eingeordnet. Als Begründung führt das KKG an, dass die Fehlstellung einer Armatur bereits in den Störfallanalysen berücksichtigt ist und ein Strang somit immer fehlerhaft in das Leck speist. Das ENSI hat den Sachverhalt geprüft und kann der Einordnung zustimmen.

Für die Armatur TH70S007 wird gemäss der Liste ALD-M-1999 Integrität bei Abschaltversagen gefordert. Im Anhang zum Systembericht wird hingegen kein Nachweis als notwendig ausgewiesen, siehe ENSI-Brief ENSI 2023-05-4.

Die Zuordnung der Komponenten des TH-Systems zu den Abfahrpfaden 1 und 2 ist aus Sicht des ENSI weitgehend korrekt und nachvollziehbar. Nicht begründet ist die unterschiedliche Zuordnung der Gebäudeabschlussarmaturen zu den Abfahrpfaden 1 und 2. Gemäss dem aktuellen Beherrschungskonzept für die neue Erdbebengefährdung ENSI-2015 [BER-S-92747] wird der Gebäudeabschluss als nicht erforderliche Funktion eingestuft, da das Reaktorkühlsystem bei diesen Belastungen integer bleibt. Der entsprechende seismische Nachweis ist vom KKG im Rahmen des Projekts SEG15 eingereicht worden und wird zurzeit noch vom ENSI geprüft. Im Rahmen des Teilprojekts ERNOS (siehe Kap. 10.3) sollen allerdings die Funktionen des Notstandsystems so erweitert werden, dass auch ein seismisch induziertes Leck im Reaktorkühlsystem beherrscht wird. In diesem Zusammenhang müsste aus Sicht des ENSI dann auch der Gebäudeabschluss über den Notstand-Reaktorschutz sichergestellt und der Umfang der anzusteuernden Armaturen festgelegt werden.

Für die bei 60 Stossbremsen, 12 Motorarmaturen und die vier HD-Sicherheitseinspeisepumpen im TH-System identifizierten offenen Punkte sind bisher vom KKG keine entsprechenden Nachweise oder nachgeführte Auslegungsdokumente eingereicht worden. Zudem fehlt eine sicherheitstechnische Einordnung dieser Punkte.

Die Klärung der im Rahmen der Auslegungsüberprüfung des nuklearen Nachkühlsystems festgestellten Nachweislücken an 60 Stossbremsen, 12 Motorarmaturen und den vier HD-Sicherheitseinspeisepumpen erachtet das ENSI als kurzfristig erforderlich. Eine entsprechende Forderung wurde im separaten Aufsichtsverfahren erhoben, siehe ENSI-Brief [ENSI 2023-05-4].

Vorkommnisse

Innerhalb von 10 Jahren waren einzig drei Vorkommnisse bezüglich des TH-Systems zu verzeichnen, die vom ENSI als von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung beurteilt und entsprechend als INES 0 eingestuft wurden. Die geringe Tropfleckage am Druckspeicher TH28B001 hat zu keiner Beeinträchtigung der Not- und Nachkühlbereitschaft des TH-Systems geführt, wie auch die geringe Dichtungsleckage am Beckenablaufventil 3TH34S002. Die Störung der Temperaturmessung 0TH00T001 des Reaktorgebäudesumpfes, aus der keine Schutzfunktionen abgeleitet werden, wurde innerhalb von ca. 2 h behoben. Die Vorkommnisse hatten keine Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb.

Die geringe Anzahl an Vorkommnissen bedeutet auch, dass in den zahlreichen periodischen Reaktorschutz- und Funktionsprüfungen der Stränge des TH-Systems, in denen die Funktionstüchtigkeit des nuklearen Not- und Nachkühlsystems nachgewiesen wird, keine Komponentenausfälle als meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen waren.

Änderungen

Die Erfahrungen aus Fukushima haben gezeigt, dass der Kühlbarkeit der BE-Lagerbecken sowie deren Überwachung hinsichtlich Temperatur und Füllstand, insbesondere bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, besondere Beachtung geschenkt werden muss. Das ENSI hatte deshalb in Abhängigkeit der bereits in den Werken vorhandenen Vorkehrungen zur BE-Beckenkühlung und -überwachung Nachrüstungen verfügt. Mit dem neuen Stutzen an der Druckleitung TH74Z005 wurde eine zweite, räumlich getrennte Einspeisemöglichkeit für das BE-Lagerbecken realisiert. Zudem wurde die Füllstandsüberwachung durch neue DASI/PRODIS-Meldungen und die Möglichkeiten zur Überwachung von der Notsteuerstelle aus verbessert. Damit entsprechen die Vorkehrungen zur Überwachung und Notbespeisung des BE-Lagerbeckens dem Stand der Nachrüsttechnik.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung mit Ausnahme der noch zu erbringenden Nachweise (siehe ENSI-Brief [ENSI 2023-05-4]) keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des nuklearen Nachkühlsystems TH im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen. Bei den betroffenen Komponenten handelt es sich allerdings um Komponenten, deren Integrität oder Funktion zur Sicherstellung der Notstandfunktionen erforderlich und dem Abfahrpfad 2 zuzuordnen sind.

4.4.10 Nukleares Zwischenkühlsystem TF

Das nukleare Zwischenkühlsystem TF ist ein Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Nachkühlkette, über die bei jedem Betriebs- und Störfall die Wärmeleistung von den Kühlstellen verschiedener Reaktorhilfs- und -nebenanlagen im Kontrollbereich an die Hauptwärmesenke (Aare) abgeführt wird. Neben der Versorgung der Wärmetauscher dieser Reaktorhilfs- und -nebenanlagen mit Kühlwasser dient das nukleare Zwischenkühlsystem TF gleichzeitig bei evtl. Leckagen an den Kühlern im Kontrollbereich, die auf der Primärseite aktives Medium führen, als Barriere gegen die Abgabe von Radioaktivität an das Nebenkühlwasser (Flusswasser).

Das dem TF-System zugeordnete Beckenkühlsystem des Nasslagers TF91-94 hat die Aufgabe, die Nachzerfallswärme aus dem Nasslagerbecken bei jedem Betriebs- und Störfall über die beiden Kühltürme ZP03/04 an die Umgebung abzuführen.

Als ein Glied der Nachkühlkette TH/TF/VE ist das nukleare Zwischenkühlsystem dreisträngig aufgebaut mit den drei Kühlkreisläufen TF10, TF20 und TF30 sowie einem betrieblichen Teil, der auf den Kühlkreislauf TF10 oder TF30 aufgeschaltet werden kann. Im betrieblichen Teil sind die Kühlstellen der nicht sicherheitstechnisch wichtigen nuklearen Hilfssysteme und Nebenanlagen angeschlossen. Daher werden die Kühlkreise TF10 und TF30 als Betriebskreise bezeichnet. Der Kühlkreis TF20 ist ein eigenständiger Kühlkreislauf und wird als Abfahrkreis bezeichnet. Er hat keine Verbindungen zum betrieblichen Teil. Die Nachwärmekühler der Zwischenkühlkreise TF10/30 können mit dem Brunnenwassersystem (Pumpen VX01/02) des Notstands verbunden werden. Durch die Versorgung der den Strängen TF10/30 zugeordneten Nachwärmekühlern sowie den Kühlern der Notstandnachkühlpumpen TH17/37 kann eine durch Notstandssysteme versorgte «verkürzte Notstand-Nachkühlkette» eingerichtet werden.

Das Beckenkühlsystem für das Nasslager TF91-94 umfasst vier gleich aufgebaute Stränge. Ein Strang besteht im Wesentlichen aus zwei parallel geschalteten Einhängekühlern, einem Ausgleichsbehälter sowie zwei Wasser-/Luft-Wärmetauschern (ein Wärmetauscher je Ausbaustufe) in einem der beiden Kühltürme und die verbindenden Rohrleitungen.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Komponenten des nuklearen Zwischenkühlsystems TF sind je nach Systemabschnitt den mechanischen Sicherheitsklassen und Erdbebenklassen SK2/EK I, SK3/EK I, SK3/EK II sowie als unklassiert eingeordnet. Die mechanische Sicherheitsklassierung entspricht der Richtlinie ENSI-G01. Es sind nur die Systemabschnitte der Erdbebenklasse EK I zugeordnet, die gemäss ursprünglichem Anlagenkonzept für die Beherrschung des Sicherheitserdbebens als erforderlich eingestuft wurden. Betriebliche Systemabschnitte sind der Erdbebenklasse EK II zugeordnet. Die Sicherheitsklassierung des Beckenkühlsystems für das Nasslager ist mit SK3/EK I konsistent zur Richtlinie ENSI-G01. Das System ist für 10 barü und 80 °C ausgelegt mit Ausnahme des Teilsystems für das Nasslager (TF91-94), das für 6 barü und 100 °C ausgelegt wurde.

Die Grenzen der mechanischen Sicherheitsklasse des jeweiligen Systemabschnitts können den entsprechenden Systemschaltplänen entnommen werden.

Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung, Klassierung sowie zu Anforderungen und Nachweisen als Tabelle im Anhang zur Systembewertung enthalten. Hierbei sind insbesondere die Angaben zu Armaturen und deren Grundstellung sowie deren Stellung im Anforderungsfall dargestellt. Zusätzlich werden noch bei Armaturen die Anforderungen bezüglich Abschaltversagen und die hierzu erbrachten Nachweise angegeben.

Die mechanisch aktiven Komponenten des Systems werden entsprechend ihrer Sicherheitsfunktion dem Abfahrpfad 1 oder entsprechend ihrer Notstandfunktion dem Abfahrpfad 2 zugeordnet. Die Qualifizierung des nuklearen Zwischenkühlsystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Teilbereiche des Systems mit Notstandfunktion (Abfahrpfad 2) wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 für die entsprechenden Komponenten bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt.

Im Zuge der Überprüfung der Auslegung des TF-Systems hat das KKG folgende Abweichungen festgestellt:

- Für die nuklearen Zwischenkühlpumpen TF11/12/21/22/31/32D001 fehlen die Flanschnachweise bezüglich der Anschlussstutzen. Das KKG wird die notwendigen Flanschnachweise hinsichtlich der geforderten Störfallanforderungen ergänzen.
- Zur Auslegung der Stossbremsen wurden Verlegerichtlinien, insbesondere das Analogiekonzept verwendet. Aufgrund ingenieurmässiger Bewertungen wurden ca. 60 zusätzliche Stossbremsen als unterstützende Massnahme gegen Erdbeben installiert. Für diese ca. 60 Stossbremsen wurden die auftretenden Lasten nicht explizit ermittelt bzw. nicht dokumentiert.

Einen unmittelbaren Handlungsbedarf für eine Nachbewertung der Stossbremsen sieht das KKG aber nicht, da mit den aktuellen probabilistischen Abschätzungen unter Berücksichtigung der neuen, erhöhten Erdbebenlasten (ENSI-2015) noch ausreichende Margen für die betroffenen Rohrleitungsbereiche aufgezeigt werden.

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass mit der vorhandenen Auslegung grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden. Die endgültige Bewertung der seismischen Robustheit des TF-Systems erfolgt mit dem Erdbebenprojekt (ENSI-2015). Hinsichtlich der mechanisch aktiven Armaturen wurden keine offenen Punkte identifiziert, bei den sechs TF-Pumpen werden die fehlenden Flanschnachweise ergänzt.

Änderungen

Folgende Änderungen bezüglich des TF-Systems wurden ausgeführt:

- Aufgrund sich häufender Leckagen an den Kühlerrohren und einer generellen Rohrwandschwächung von über 30 % wurden die nuklearen Zwischenkühler TF10B001, TF20B001, TF30B001 im Jahr 2009 ersetzt. Dabei sind die Abmessungen und Kühlleistung der neuen Komponenten unverändert.
- Ebenfalls im Jahr 2009 wurde ein neues Wellendichtungskonzept bei den TF-Pumpen realisiert: Um die Abdichtung der nuklearen Zwischenkühlpumpen zu verbessern, wurde das Wellendichtungssystem auf Labyrinthdichtungen umgebaut.
- Die Keilplattenschieber TF10/30S053, TF10/30S055, TF64/65S006 und TF64/65S007 wurden in 2010 durch wartungsfreie Klinger-Kugelhähne ersetzt.
- In 2012 wurde ein zweiter, räumlich getrennter Feuerwehranschluss (Storz) zur Noteinspeisung ins Nasslager im Rahmen der «Fukushima-Nachrüstungen» installiert.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass das nukleare Zwischenkühlsystem zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet. Dies wird durch die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigt. Die Auslegungsanforderungen hinsichtlich der Funktion der Stossbremsen, der Pumpen und der sicherheitstechnisch wichtigen und als mechanisch aktiv bezeichneten Armaturen bleiben weiterhin erfüllt. Die für die nuklearen Zwischenkühlpumpen fehlenden Flanschnachweise werden ergänzt.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Klassierung der aktiven Komponenten des nuklearen Zwischenkühlsystems zur Erfüllung einer Hilfsfunktion für ein Sicherheitssystem sind der SK3/EK I und die Komponenten des Gebäudeabschlusses der SK2/EK I zugeordnet, womit die Klassierung der Komponenten in den wesentlichen Punkten den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 entspricht. Die bestehenden Abweichungen bei der Klassierung betrieblicher Komponenten, die teilweise einer höheren Sicherheitsklasse zugewiesen sind, werden im Rahmen eines Projektes zur Überprüfung der Klassierung weiterverfolgt.

Im Zusammenhang mit der Bewertung eines meldepflichtigen Vorkommnisses im Jahr 2020 hat das ENSI eine Untersuchung verlangt, inwieweit die gegenwärtige Systemausführung des nuklearen Zwischenkühlsystems geeignet ist, bei einem Leck in den betrieblichen Kühlkreisen die Funktion der sicherheitsrelevanten Betriebskreise TF10 und TF30 sicherzustellen. Das KKG begründete in der Untersuchung die diesbezüglich bestehenden konzeptionellen Unterschiede zwischen den nuklearen Zwischenkühlwassersystemen in deutschen Konvoi-Anlagen und dem KKG mit der unterschiedlichen Klassierung bzw. Erdbebenauslegung des betrieblichen Kühlkreises TF60 im Reaktorgebäude. In seiner Stellungnahme ENSI 2023-05-4 kam das ENSI zum Schluss, dass diese Argumentation aufgrund folgender Gründe nicht nachvollzogen werden konnte:

- Im Gegensatz zu den Konvoi-Anlagen wird im KKG bei einem Leck im betrieblichen Kühlkreis TF60 dieser Systembereich nicht automatisch von den Betriebskreisen TF10 und TF30 getrennt. Dadurch bedingt, muss vom Ausfall des aufgeschalteten Betriebskreises ausgegangen werden.
- Die Begründung für den Verzicht auf diese Trennung mit der hohen seismischen Robustheit des betrieblichen Kühlkreises TF60 ist nicht schlüssig, zumal aus den Komponentenlisten nicht hervorgeht, dass der betriebliche Kühlkreis TF60 durchgängig der Erdbebenklasse EK I zugeordnet ist. Ein Leck im betrieblichen Kühlkreis TF60 kann generell nicht aufgrund einer hohen seismischen Robustheit des Systembereichs ausgeschlossen werden.
- Der betriebliche Kühlkreis TF80 wird zwar bei einem Leck in diesem Systembereich automatisch über den fallenden Füllstand in einem der Ausgleichsbehälter TF10/30 abgesperrt, allerdings sind die Schliesszeiten der Absperrarmaturen TF80 S001/060 deutlich länger als die der Absperrarmaturen in den Konvoi-Anlagen. Daher ist aus Sicht des ENSI fraglich, ob eine Schutzabschaltung der Zwischenkühlwasserpumpen des aufgeschalteten Betriebskreises und damit der Ausfall des Betriebskreises vermieden wird.

Das ENSI beurteilt die bisherige Untersuchung und die daraus abgeleitete Bewertung des KKG als nicht ausreichend.

Forderung 4-8 (Auslegung TF60)

Das KKG hat die gegenwärtige Auslegung der Trennung des betrieblichen Kühlkreises TF60 im Reaktorgebäude im Fall eines dort auftretenden Lecks von den Betriebskreisen TF10 und TF 30, unter Berücksichtigung der Stellungnahme des ENSI vom 10. März 2023 (17/21/014), zu überprüfen. Termin: 31.12.2024.

Die Auslegung des Systems mit einem Auslegungsüberdruck von 10 barü und einer Auslegungstemperatur von 80 °C, auch für die Komponenten des betrieblichen Kühlkreises TF60 im Sicherheitsbehälter (SHB), ist nach Wertung des ENSI ausreichend, weil der Kühlkreis bei einem Primärkreisleck im SHB durch automatisch schliessende GBA-Armaturen abgetrennt wird.

Die Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten des Systems zur Störfallbeherrschung ist nach Wertung des ENSI bis auf die gemäss Kap. 4.4.2.1 noch zu berücksichtigenden Rückschlagarmaturen (TF11/12/21/22/31/32 S001, TF10/20/30/ S004) korrekt, siehe Forderung 4-3.

Im Anhang zur Systembewertung wird für die Rückschlagklappen TF10/30S018 fehlerhaft der Nachweis der Integrität beim Abschaltversagen gefordert, während für die Motorarmaturen TF80S001/S060 entgegen dem Bericht ALD-M-1999 kein Nachweis der Integrität beim Abschaltversagen gefordert ist. Hierbei ist es vermutlich zu einer Verwechselung gekommen, welche zu korrigieren ist, siehe Forderung 4-4.

Das KKG hat für die Motorarmaturen TF10/30 S053/055 im Vor- und Rücklauf der verkürzten Notstand-Nachkühkette VX im Gegensatz zum Bericht ALD-M-1999 korrekterweise einen Nachweis der Integrität beim Abschaltversagen festgelegt. Ein entsprechender Nachweis wurde auch geführt.

Die Auslegungsanforderung für die Stossbremsen auf eine Temperatur von 80 °C entspricht der Auslegungstemperatur der zugehörigen Leitung und ist nach Wertung des ENSI korrekt. Das Teilsystem für das Nasslager (TF91-TF94) hat keine Stossbremsen.

Ein Grossteil der sicherheitsklassierten mechanisch aktiven Komponenten des nuklearen Zwischenkühlsystems ist nicht dem Abfahrpfad 2 zugeordnet und ist auch nicht für der Beherrschung des Erdbebens (ENSI-2015) notwendig. Die Zuordnung des Teils des nuklearen Zwischenkühlsystems zum Abfahrpfad 2, welches die Notstandfunktionen zur Beherrschung des Erdbebens (ENSI-2015) gewährleistet, ist nach Wertung des ENSI korrekt.

Zur geplanten Änderung der Beanspruchungsstufe für den Erdbebennachweis der Stossbremsen hat das ENSI schon in Kap. 4.4.3 Stellung genommen. Bei den festgestellten fehlenden Flanschnachweisen der nuklearen Zwischenkühlpumpen TF11/12/21/22/31/32D001 liegt keine Sofortbewertung des KKG vor.

Die Ausführungen des KKG zur Auslegung bzw. ingenieurmässigen Auswahl der ca. 60 Stossbremsen nach dem Analogiemodell sind für das ENSI grundsätzlich nachvollziehbar. Jedoch sind die auftretenden Lasten ein massgebliches Anforderungskriterium zur korrekten Auswahl einer Stossbremse, welche aus dem genannten Analogiemodell ersichtlich sein müssen.

Forderung 4-9 (Nukleares Zwischenkühlsystem TF)

a) Das KKG hat die bisher fehlenden Flanschnachweise der Zwischenkühlpumpen TF11/12/21/22/31/32D001 dem ENSI einzureichen.

b) Das KKG hat die auftretenden Lasten für die ca. 60 Stossbremsen zu ermitteln und mit den zulässigen Lasten zu vergleichen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind dem ENSI einzureichen.

Termin: 31.12.2025.

Änderungen

Die vom KKG vorgenommenen Änderungen am TF-System und insbesondere der Ersatz der von Wanddickenschwächung und teilweise Leckagen betroffenen nuklearen Zwischenkühler durch neue Kühler mit identischer Kühlleistung, haben wesentlich zu der positiven Betriebserfahrung während der Beurteilungsperiode beigetragen.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung mit Ausnahme der noch zu erbringenden Nachweise (Forderung 4-9) keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des nuklearen Zwischenkühlsystems TF im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen. Mit Ausnahme der Stossbremsen sind die betroffenen Komponenten nicht Teil eines notstandgesicherten Systems. Da mit den aktuellen probabilistischen Abschätzungen unter Berücksichtigung der neuen, erhöhten Erdbebenlasten (ENSI-2015) für diese noch ausreichende Margen aufgezeigt werden, ist die Forderung mittelfristig umzusetzen.

4.4.11 Nukleares Nebenkühlwassersystem VE

Das nukleare Nebenkühlwassersystem VE hat sowohl sicherheitstechnische als auch betriebliche Aufgaben zu erfüllen.

Als Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Nachkühlkette TH/TF/VE hat das nukleare Nebenkühlwassersystem bei einem Störfall (Flugzeugabsturz und Einwirkungen Dritter ausgenommen) die Wärme aus dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF aufzunehmen und an den Oberwasserkanal bzw. die Aare abzuführen. Eine weitere sicherheitstechnisch wichtige Aufgabe besteht darin, die Notstromdieselaggregate EY mit Kühlwasser zu versorgen.

Neben den Aufgaben, die sich als Teil der nuklearen Nachkühlkette ergeben, hat das Nebenkühlwassersystem während des Anfahrens, des Normalbetriebs, des Abfahrens und bei Stillstand der Anlage die Aufgabe, die Abwärme der nuklearen Hilfs- und Nebenanlagen aus dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF über die nuklearen Zwischenkühler TF sowie die Abwärme der Kältemaschinen UF abzuführen.

Das VE-System besteht bis auf die teilweise zusammengefassten Rücklaufrohrleitungen aus vier getrennten Kreisläufen (Redundanzen 1 bis 4), wobei der vierte Strang auf die Stränge 1 bis 3 aufschaltbar ist.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Komponenten des nuklearen Nebenkühlwassersystems zur Versorgung der Kühlstellen mit Aarewasser sind generell der mechanischen Sicherheitsklasse SK3 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Komponenten zu den Kältemaschinen UF und Entleerungs-Belüftungsleitungen sind unklassiert. Die Klassierung des nuklearen Nebenkühlwassersystems entspricht bis auf den Systemteil zur Versorgung der Kälteanlagen der Richtlinie ENSI-G01.

Die Grenzen der mechanischen Sicherheitsklasse sowie die Auslegungsgrenzen mit Angaben für den Auslegungsdruck (7 barü und 10 barü) und die Auslegungstemperatur (50 °C) des jeweiligen Systemabschnittes können dem entsprechenden Systemschaltplan entnommen werden. Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung und Klassierung auch im Anhang zur Systembewertung enthalten.

Gemäss Anhang der Systembewertung sind die meisten mechanisch aktiven Komponenten zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen dem Abfahrpfad 1 zugeordnet. Lediglich die Rückschlagklappen, die die Schnittstelle zur Rücklaufleitung der verkürzten Nottsand-Nachkühlkette bilden, sind dem Abfahrpfad 2 zugeordnet. Die Qualifizierung des nuklearen Nebenkühlwassersystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Bereiche, die dem Abfahrpfad 2 zugeordnet sind, wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 für die entsprechenden Komponenten bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt. Für Komponenten, die dem Abfahrpfad 1 zugeordnet wurden, wird $2{,}25 \times SSE_{Auslegung}$ angewendet.

Die Überprüfung der mechanisch aktiven Komponenten hat gezeigt, dass mit der vorhandenen Auslegung grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden. Die Klassierung von Systemteilen für die Kühlwasserversorgung der notstromgesicherten Kältemaschinen weicht von den Vorgaben in der Richtlinie ENSI-G01 ab. Das KKG plant, die Kältemaschinen alterungsbedingt zu ersetzen und im Zuge dieser Änderung die Klassierung des entsprechenden VE-Systembereichs an die Richtlinie ENSI-G01 anzupassen.

Änderungen

Folgende Änderungen am VE-System wurden im Betrachtungszeitraum ausgeführt:

- Austausch der in den zugänglichen Bereichen verlegten Rohrleitungen VE13Z001, VE15Z001, VE23Z001 und VE24Z002 gegen Edelstahlleitungen und Sanierung der erdverlegten Rohrleitungsstränge aufgrund von Korrosion im Jahr 2008. Zusätzliche Verlegung einer neuen Rücklaufrohrleitung (VE24Z002), sodass alle Notstromdieselaggregate eine separate Rücklaufrohrleitung haben.
- Die Absperrklappen VE11S003/S004, VE21S003/S004 und VE31S003/S004 zu den Zwischenkühlern des nuklearen Zwischenkühlsystems TF wurden im Jahr 2009 aufgrund wiederkehrender Störmeldungen infolge Sitzleckagen, welche durch Auswaschungen am Sitz verursacht wurden, durch neue, montagefreundlichere Endklappen ersetzt. Ebenfalls wurden die Zu- und Rücklaufrohrleitungen zwischen den Absperrklappen und den Zwischenkühlern ersetzt.
- Aufgrund von Erosionsabtragung und Auswaschung im Sitzbereich vom Gehäuse und Klappenteller wurden die saugseitigen Rückschlagklappen VE10/20/30/40S005 und VE10/20/30/40S006 der nuklearen Nebenkühlwasserpumpen im Jahre 2013 ausgetauscht. Eine zusätzliche Sitzabdichtung wurde mittels eingelegtem O-Ring und angebauter Schwenkölbremse mit Hebel und Gewicht erreicht.
- Im Rahmen der Auslegungsüberprüfung nach den Ereignissen in Fukushima wurden in 2013 an den Kühlwasserzulaufleitungen VE13/23/33/43Z001 der Notstromdiesel Noteinspeisestutzen (Storz 150) für Löschwasser nachgerüstet.

- Die Vorlaufleitungen zu den Kälteanlagen (VE12Z001, VE14Z001, VE22Z001, VE34Z001 und VE44Z001) wurden 2014 aufgrund von Innenkorrosion durch rostfreie Ausführungen (Material 1.4541) ersetzt.
- Ersatz der sperrwasserversorgten Gleitringdichtungen aller nuklearen Nebenkühlwasserpumpen im Jahre 2015 durch geteilte Gleitringdichtungen «Chesterton», die mit SpiralTrac ausgerüstet sind und ohne Sperrwasser betrieben werden.
- Entsprechend dem bereits erfolgten Austausch der Vorlaufleitungen zu den Kälteanlagen sollen auch die Rücklaufleitungen ersetzt werden.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigen, dass das VE-System insgesamt und vollumfänglich zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet.

Die Auslegungsanforderungen hinsichtlich der Funktion der Stossbremsen, der Pumpen und der sicherheitstechnisch wichtigen und als mechanisch aktiv bezeichneten Komponenten bleiben weiterhin erfüllt.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Zuordnung der Komponenten des nuklearen Nebenkühlwassersystems in die mechanische Sicherheitsklasse SK3 und Erdbebenklasse EK I entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 bis auf die vom KKG identifizierten Abweichungen bei der Kühlwasserversorgung der notstromgesicherten Kälteanlagen. Da der Ersatz der Kälteanlagen vom KKG verschoben wurde, ist bisher keine Anpassung der Klassierung erfolgt.

Die Angaben zur Auslegung der Komponenten des nuklearen Nebenkühlwassersystems (7 barü, 50 °C) stimmen mit den Vorgaben des Sicherheitsberichts, der Komponentenliste sowie den Angaben des Systemhandbuchs und des Systemschaltplans überein. Für den Auslegungsdruck nach den Kühlwasserpumpen der Kälteanlagen (Druckerhöhungspumpen) VE14/24/34/44 D001 bis zu den Regelventilen wird abweichend zur Systembewertung (10 barü) ein Auslegungsdruck von 9 barü im Systemschaltplan angegeben. Die Angaben sind zu prüfen und ggf. zu bereinigen.

Forderung 4-10 (Nukleares Nebenkühlwassersystem VE)

Das KKG hat die Komponenten des nuklearen Nebenkühlwassersystems zur Gewährleistung der Kühlwasserversorgung der sicherheitsklassierten Kälteanlagen als SK3-klassierte Komponenten in die Komponentenlisten sowie in das Alterungsüberwachungsprogramm aufzunehmen. Der Auslegungsdruck der Komponenten der Kälteanlagen und eine Nachqualifizierung der Komponenten ist zu prüfen. Termin: 31.12.2024.

Die als mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung vom KKG identifizierten Pumpen VE10/20/30/40D001 und Rückschlagklappen sind nach Beurteilung des ENSI bis auf die Kühlwasserpumpen der Kälteanlagen VE14/24/34/44 D001 korrekt eingestuft. Das KKG hat die Pumpen der Kälteanlagen VE14/24/34/44 D001 in die Liste der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung aufzunehmen (siehe Forderung 4-3).

Die Auslegung der Stossbremsen auf eine Temperatur von 50 °C entsprechend der Leitungsauslegung ist nach Wertung des ENSI korrekt.

Die Zuordnung der Rückschlagarmaturen VE11/31S210 sowie der Stossbremse VE31Z008-MS01 zum Abfahrpfad 2 ist korrekt. Die Komponenten gewährleisten, dass das Brunnenwasser bei Aufschaltung der verkürzten Notstand-Nachkühlkette in die Aare abgeführt werden kann. Die Funktion des nuklearen Nebenkühlwassersystems wird bei der Beherrschung des Sicherheitserdbebens (ENSI-2015) nicht kreditiert.

Änderungen

Mit dem Austausch der in den zugänglichen Bereichen verlegten Rohrleitungen durch rostfreien Stahl konnte die Integrität der betroffenen Rohrleitungen wie auch die der Vorlaufleitungen zu den Kälteanlagen UF langfristig sichergestellt werden. Die Nachrüstung von Noteinspeisestutzen an den Kühlwasserzuleitungen zu den Notstromdieseln ermöglicht bei einem Ausfall der regulären Kühlwasserversorgung die Notkühlung der Diesel und sichert deren Funktionsfähigkeit im Notfall. Die weiteren Änderungen waren primär betrieblich relevant und dienen dem störungsfreien Normalbetrieb.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung, mit Ausnahme der noch durchzuführenden Überprüfung der Auslegung der Kühlwasserpumpen der Kälteanlagen (Forderung 4-10), keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des nuklearen Nebenkühlwassersystems VE im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen. Da die betroffenen Komponenten nicht Teil eines notstandgesicherten Systems sind, ist die Forderung 4-10 mittelfristig umzusetzen.

4.4.12 Nebenkühlwassersystem VA

Das Nebenkühlwassersystem VA besteht im Wesentlichen aus den beiden Wasserfassungen ZM0 und ZM5 sowie dem zugehörigen Leitungssystem. Das VA-System hat die Aufgabe, über die erste Wasserfassung ZM0, oder bei deren Versagen, über die zweite Wasserfassung ZM5 Flusswasser aus dem Kanal zu entnehmen, zu reinigen und das nukleare Nebenkühlwassersystem VE mit Kühlwasser zu versorgen. Neben dieser Aufgabe mit sicherheitstechnischer Bedeutung werden vom VA-System zahlreiche betriebliche Funktionen wahrgenommen.

Das für den Betrieb der Anlage benötigte VA-Nebenkühlwasser kommt vorrangig aus dem Oberwasserkanal des Flusswasserkraftwerks Gösgen über die erste Wasserfassung ZM0 und den Vorlaufdüker. Dabei hat die erste Wasserfassung ZM0 folgende betriebliche Aufgaben:

- entnommenes Flusswasser aus dem Oberwasserkanal zu reinigen;
- das nukleare Nebenkühlwassersystem VE und das konventionelle Nebenkühlwassersystem VF mit Kühlwasser zu versorgen;
- Kühlwasser für die Kühlturmzusatzwasseraufbereitung UE zu liefern;
- Kühlwasser für die Wasseraufbereitung UA (über die Kühlturmzusatzwasseraufbereitung UE) zu liefern;
- genutztes Nebenkühlwasser in den Oberwasserkanal zurückzuführen;
- diverse Abwässer abzugeben.

Die zweite Wasserfassung ZM5 hat die betriebliche Aufgabe, während der Anlagenrevision bei entleertem Vorlaufdüker dem Unterwasserkanal Flusswasser zu entnehmen, zu reinigen und das nukleare Nebenkühlwassersystem VE mit Kühlwasser zu versorgen.

Angaben des KKG

Vorkommnisse

Im Betrachtungszeitraum sind folgende acht meldepflichtige Vorkommnisse bezüglich des VA-Systems aufgetreten:

Die Dieselpumpe VA91D001 sollte zur Sicherstellung der Kühlwasserversorgung von Hand gestartet werden. Dabei erfolgte eine Störabschaltung. Ursache war eine mechanische Zwischenstellung des Gestänges, über welches die Kraftstoffzufuhr geregelt wird. Das Gestänge wurde in die korrekte Position gebracht, und der anschliessende Start erfolgte auslegungsgemäss (2008-08).

Im Rahmen eines 48-h-Testlaufs des Dieselmotors VA92D001 wurde bei einem Zylinder ein erhöhter Verschleiss auf der gesamten Lauflänge des Kolbens festgestellt. Die schadhaften Teile wie Zylinderlaufbüchse und Kolbenringe wurden ersetzt (2009-07).

Beim täglichen Rundgang wurde festgestellt, dass der Schalengreifer des Rechens 0VA90 D001 ca. 50 cm vom oberen Endschalter stehen geblieben war. Bei der anschliessenden manuellen Prüfung der Rechenreinigung wurde festgestellt, dass keine Start-Befehle angenommen wurden (2010-19).

Während des Warmlaufbetriebs des Kühlwasserdiesels VA92 D001 im Rahmen der geplanten Funktionsprüfung der zweiten Wasserfassung wurde eine rissbedingte Kleinstleckage in der Leckölleitung einer Kraftstoffeinspritzpumpe gefunden (2014-17).

Bei der geplant durchgeführten Prüfung der zweiten Wasserfassung blieb nach dem Ausschalten des Kühlwasserdiesels VA91D001 der Abstellmagnet erregt. Trotz Stillstand des Kühlwasserdiesels stand das Drehzahlsignal «> 3001/min» fehlerhaft an und erregte den Abstellmagnet dauernd (2015-01).

Bei den Vorbereitungen zur Freischaltung der Einlaufstrasse VA12 fiel eine Rolle Absperrband im Bereich des Dammbalkens 0VA12S003 in den Einlaufdüker. Die Kühlstellen VE, TF und TH wurden sofort auf Veränderungen überwacht, zeigten jedoch keine Abweichung (2016-15).

Während des Betriebs des Kühlwasserdiesels VA91D001 bemerkte ein Operateur eine akustische Veränderung in der Laufruhe und ein Absinken der Dieseldrehzahl. Sofort schaltete er von Hand auf den redundanten Kühlwasserdiesel VA92D001 um. Der Kühlwasserdiesel VA91D001 fiel kurz danach über Störabschaltung aus (2016-17).

Bei Kalibrierarbeiten an der Messung VA20L001 in der ersten Wasserfassung ZM.0 wurde ein Überstromschutz von zwei Einspeisungen der Messung VA20 L001 ausgelöst. Bei der Überprüfung der redundanten Einspeisung wurde der zweite Überstromschutz ebenfalls ausgelöst, sodass dies in der Folge zu einer Anregung der Kühlwasserschutzlogik führte, die den Kühlwasserdiesel VA92D001 startete (2016-21).

Vom KKG wurden hinsichtlich des Nebenkühlwassersystems 15 externe Erfahrungs- und Vorkommnismeldungen ausgewertet. Davon hat eine Meldung zu Massnahmen im KKG geführt. Aus dem KKW Borssele wurden alterungsbedingte Schäden an Kühlwasserleitungen gemeldet. Allerdings sind die Rohre in der betroffenen Anlage in sandigem Untergrund eingebettet und mit Meerwasser beaufschlagt. Im KKG sind die entsprechenden Rohrleitungen im kiesigen Untergrund verlegt, womit die Gefahr einer Setzung deutlich geringer ist. Zudem sind die Rohrleitungen im KKG mit Flusswasser durchströmt, welches deutlich weniger korrosiv ist als Meerwasser. Aufgrund der Erfahrungsmeldung wurden im KKG Inneninspektionen an Rohrleitungen des VA-Systems durchgeführt, wobei der Zustand der Rohrleitungen als gut befunden wurde. Es wurden keine Anzeigen entdeckt, welche die Integrität oder die Funktion der Leitungen negativ beeinflussen könnten.

Änderungen

Im Berichtszeitraum wurden insgesamt 17 Änderungen, Erweiterungen oder Neuinstallationen im Nebenkühlwassersystem realisiert. Die wichtigsten werden nachfolgend genannt.

- In den Jahren 2014 bis 2016 erfolgte der Einbau einer neuen Wasserreinigungsanlage im ZM5 mit einer neuen Steuerung zur Verbesserung der Leistungskapazität der Siebreinigung (WIP), der Verfügbarkeit (redundanter Aufbau der Rechenreinigungsanlage) und zur Reduzierung des Wartungsaufwands. Zudem wurde ein Sandreduktionssystem neu installiert.
- Ersatz der Abspritzpumpen VA16D001/D002 und VA17D017/D002 im ZM0 in 2015 durch einen neuen Pumpentyp infolge starken Verschleisses der Pumpengehäuse durch Auswaschungen. Zusätzlich wurden vier Druckschalter für die Überdruckabsicherung der neuen Pumpen nachgerüstet. Zudem erfolgten Anpassungen der Pumpensteuerung, um eine zyklische Umschaltung der Pumpen auch im Automatikbetrieb bei hoher Schmutzfracht in der Aare zu gewährleisten.
- In 2015 wurde die SPS-Programmierung der Rechensteuerung in der zweiten Wasserfassung verbessert, um bei Spannungseinbrüchen von weniger als 2 s die automatische Abschaltung zu verzögern. Grund war ein Vorkommnis, bei dem durch einen kurzzeitigen Spannungsausfall (< 1 s) der

zweite Rechen abgeschaltet wurde und dieser nach Spannungswiederkehr nicht wieder automatisch anlief.

- In den Jahren 2017 bis 2020 erfolgte die Erneuerung aller elektrischen Anlagen (ausser der Kühlwasserschutzlogik, KWSL) der ersten Wasserfassung aufgrund Erreichung ihres technischen Lebensalters und deshalb häufiger auftretender Störungen. Unter anderem wurden die Speisung der Wasserstrassen (VA11 bzw. VA12) zweisträngig ausgebaut und die Abspritzpumpen VA16 und VA17 auf Ansteuerung mittels Frequenzumrichter mit automatischer Druckregulierung umgebaut. Zudem ist der alterungsbedingte Ersatz der Steuerungssysteme für die VA-Diesel und die Kühlwasserschutzlogik ab 2020 vorgesehen.
- Ein Ersatz der Überdruckklappen VA90S003/004 in der zweiten Wasserfassung ist vorgesehen, da diese nur für einen Differenzdruck von 1 mWS ausgelegt sind und neu der Öffnungsdruck bei 1,4 mWS liegen soll. Damit wird die Betriebssicherheit der zweiten Wasserfassung weiter erhöht.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigen, dass das System VA insgesamt eine hohe Verfügbarkeit aufweist, zuverlässig funktioniert und sich in einem guten Zustand befindet.

Beurteilung des ENSI

Vorkommnisse

Die bezüglich des Nebenkühlwassersystems VA aufgetretenen acht meldepflichtigen Vorkommnisse wurden vom ENSI als von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung beurteilt und entsprechend als INES 0 eingestuft.

Der Eintrag einer Rolle Absperrband im Bereich des Dammbalkens 0VA12S003 in den Einlaufdüker (Vorkommnis 2016-15) hatte schlussendlich keine Auswirkungen auf das System VA. In der Folge des Ereignisses wurden alle potenziell betroffenen Bereiche wie die nuklearen Zwischenkühlpumpen und die VE-seitig durchflossenen Kühler in den Redundanzen 1 bis 4 (Zwischenkühler TF, Dieselkühler EY und Kältemaschinen UF12/21) geöffnet und auf Fremdkörpereintrag inspiziert. Dabei wurden in den Redundanzen 2 und 3 Teile des Absperrbandes gefunden und geborgen, es kam jedoch zu keinen betrieblichen Einschränkungen.

Die Ursache für das fehlerhafte Drehzahlsignal, das zum Vorkommnis 2015-01 führte, war ein defektes Relais, welches das Drehzahlsignal umwandelt. Nach einem Austausch aller Kondensatoren konnte die Funktionstüchtigkeit wiederhergestellt werden. Vorbeugend wurden in allen betroffenen Relais der Dieselmotoren (EY11-41, FY51/61, VA92) die Elektrolytkondensatoren ausgetauscht. Die Massnahmen bewertet das ENSI als ausreichend.

Weitere Vorkommnisse betreffen Störabschaltungen der Kühlwasserdiesel, rissbedingte Kleinstleckagen in der Leckölleitung einer Kraftstoffeinspritzpumpe oder die Fehlanregung der Kühlwasserschutzlogik, die zum ungeplanten Start des Kühlwasserdiesels VA92D001 führte. Nach der Beurteilung des ENSI sind dies Vorkommnisse von primär betrieblicher Relevanz, keines der Vorkommnisse hatte Auswirkungen auf den sicheren Anlagenbetrieb. Die Verfügbarkeit der zweiten Wasserfassung war immer mindestens durch eine der beiden Dieselpumpen gegeben.

Änderungen

Die durchgeführten Änderungen bzw. Nachrüstungen haben die Verfügbarkeit sowie die Betriebssicherheit der ersten und zweiten Wasserfassung weiter erhöht. Insbesondere durch die Modernisierung und den neu redundanten Aufbau, den Einbau eines Sandreduktionssystems sowie der neuen SPS-Programmierung der Rechensteuerung der Reinigungsanlage in der zweiten Wasserfassung wurde die Verfügbarkeit des ZM5 deutlich verbessert. Auch der Teilersatz der Reinigungsanlage in der ersten Wasserfassung inklusive des Ersatzes der Abspritzpumpen VA16D001/D002 und VA17D017/D002 im ZM0 durch neue Aggregate hat nach

einer Phase von Einstellarbeiten den durch verstopfte Abspritzdüsen verursachten Wartungsaufwand wesentlich verringert. Aus Sicht des ENSI ist mit den ergriffenen Massnahmen die sichere Kühlwasserversorgung des KKG auch zukünftig gewährleistet.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des nuklearen Nebenkühlwassersystems VA im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen.

Allerdings hat das KKG keine Überprüfung der Systemauslegung durchgeführt. Aufgrund der Bedeutung zur Sicherstellung der Nachkühlkette TF, VE, VA bedarf es aus Sicht des ENSI insbesondere noch einer Auslegungsüberprüfung der zweiten Wasserfassung mit mechanisch aktiven Komponenten.

Forderung 4-11 (Nebenkühlwassersystem VA)

Das KKG hat für das Nebenkühlwassersystem in Analogie zu den anderen Sicherheitssystemen eine Auslegungsüberprüfung durchzuführen. Termin: 31.12.2024.

Da die betroffenen Komponenten nicht Teil eines notstandgesicherten Systems sind, ist die Forderung 4-11 mittelfristig umzusetzen.

4.4.13 Notstandspeisesystem / Brunnenwassersystem RX/VX

Das Notstandspeisesystem RX hat die Aufgabe, die Dampferzeuger YB10 und YB30 bei Störfällen, bei denen die Speisewassersysteme RL/RR und auch das Notspeisewassersystem RS (insbesondere infolge äusserer Einwirkung) nicht zur Verfügung stehen, zu bespeisen.

Das Brunnenwassersystem VX hat die Aufgabe, bei Ausfall der Nachkühlkette (TH-TF-VE-VA), je nach Anforderung, die Wärmeabfuhr von den Nachwärmekühlern der Stränge TH10 und/oder TH30 sicherzustellen (verkürzte Nachkühlkette TH-VX-VE). Weiter kann das VX-System genutzt werden, um das Inventar in den Notstand-Deionatbecken zu ergänzen.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Komponenten des Notstandspeisesystems RX sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK2 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Komponenten des Brunnenwassersystems VX sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK3 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Klassierung des Notstandspeisesystems / -Brunnenwassersystems entspricht der Richtlinie [ENSI-G01].

Die Grenzen der mechanischen Sicherheitsklasse sowie die Auslegungsgrenzen mit Angaben für den Auslegungsdruck (RX: von 1 bar bis 139 bar, VX: 3,7 bar) und für die Auslegungstemperatur (RX: 45 °C bis 250 °C, VX: 45 °C) des jeweiligen Systemabschnittes können den entsprechenden Systemschaltplänen entnommen werden. Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung, Klassierung sowie zu Anforderungen und Nachweisen als Tabelle im Anhang zur Systembewertung enthalten. Hierbei sind insbesondere die Angaben zu Armaturen und deren Grundstellung sowie deren Stellung im Anforderungsfall dargestellt. Zusätzlich werden noch bei Armaturen die Anforderungen zum Abschaltversagen und deren Nachweise angegeben.

Alle mechanisch aktiven Komponenten des Notstandspeisesystems / -Brunnenwassersystems, welche die Notstandfunktionen im Anforderungsfall gewährleisten, sind auch dem Abfahrpfad 2 zugeordnet worden. Die Auslegung des Notstandspeisesystems / -Brunnenwassersystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für diese Bereiche wird gemäss Erdbebenvorschrift [VOR-D-60961] für die entsprechenden Komponenten bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt.

Das KKG kommt in seiner Beurteilung zu den Systemen zu dem Ergebnis, dass mit der vorhandenen Auslegung grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden. Die endgültige Bewertung der seismischen Robustheit wird mit dem Erdbebenprojekt (ENSI-2015) erfolgen.

Bei vier Stossbremsen der Notstandspeisewasserleitung RX01Z003 wurden Lastüberschreitungen im Erdbebenlastfall «$SSE_{Auslegung}$» festgestellt. Eine Bewertung erfolgte durch neu geführte Zeitverlaufsberechnungen mit Erdbebenlasten entsprechend dem NESK 3 (ENSI-2015). Die Ergebnisse zeigen, dass keine Überlastungen vorliegen. Die Berechnungen werden dem ENSI im Rahmen des deterministischen Erdbebennachweises ENSI-2015 eingereicht.

Gemäss Systembewertungsbericht [ALD-S-92459], Anhang C fehlen für die Notstandspeisepumpen RX01/02D001 Nachweise für saug- und druckseitige Flanschverbindungen im Erdbebenlastfall. Es liegen lediglich Nachweise zum Auslegungslastfall ohne Stutzenlasten vor. Die Nachweise sollen zeitnah bis Ende September 2021 erfolgen und davon abzuleitende Massnahmen, falls erforderlich, noch innerhalb 2022 umgesetzt werden.

Das KKG gibt an, dass die maximal zulässigen Lasten für den Erdbebennachweis (NESK 3) der Stossbremsen nach Beanspruchungsstufe D erfolgen kann, der vorhandene Nachweis jedoch mit zulässigen Lasten der Beanspruchungsstufe C geführt wurde. Ein unmittelbarer Handlungsbedarf für Ertüchtigungsmassnahmen besteht momentan nicht, da mit den aktuellen probabilistischen Abschätzungen unter Berücksichtigung der neuen, erhöhten Erdbebenlasten (NESK 3) noch ausreichende Margen für die betroffenen Rohrleitungsbereiche aufgezeigt werden.

Beim Brunnenwassersystem VX wurden keine Auffälligkeiten entdeckt. Die im Brunnen befindlichen VX-Pumpen mit integrierten Rückschlagklappen werden durch Ersatzbeschaffung ausgetauscht. Die Umsetzung soll in 2023/24 erfolgen.

Änderungen

Das KKG hat folgende Änderungen am RX/VX-System im Betrachtungszeitraum vorgenommen:

- Umrüstung der Armatur 5RX01S004 in 2008 auf SIWI-Antrieb; die Nachrüstung erhöht die Funktionssicherheit des Notstandspeisesystems im Anforderungsfall. Der SIWI-Umbau von 6RX02S004 ist im Jahr 2007 erfolgt. In den Jahren 2009 und 2010 wurden auch die Armaturen 5RX01S003 und 6RX02S003 auf SIWI-Antriebe umgerüstet.
- Im Zusammenhang mit Nachrüstungen zu einem besseren Hochwasserschutz der Anlage und Anpassungen der entsprechenden Schichtanweisung wurden im Jahr 2014 Prozessrechnerwarnungen nachgerüstet. Diese dienen als Einstiegskriterium in die entsprechenden Notfallvorschriften. Es werden die Grenzwertsignale «Warnung», «Hoch», «Sehr Hoch» und «Zu Hoch» bezüglich des Füllstands des Grundwasserbrunnens alarmiert.
- An den Saugleitungen RX01Z001 und RX02Z001 der Notstandspeisepumpen sowie an den Brunnenwasserleitungen VX01Z002 und VX02Z001 wurden Flanschanschlüsse installiert, welche die Wasservorräte der Deionatbecken und der Notstandbrunnen im Notfall auf einfache Weise verfügbar machen. Bei erforderlichen Notfallmassnahmen kann dieses Wasser mittels mobiler Pumpe in die Notstandspeiseleitungen RX01Z003 und RX02Z003 gepumpt und damit die Dampferzeuger YB10 und YB30 bespeist werden.
- Das KKG weist darauf hin, dass geplant ist, die VX-Brunnenpumpen und anschliessenden Armaturen, die derzeit aus Kupferlegierungen bestehen, aufgrund der vorhandenen Korrosionserscheinungen durch austenitische Ausführungen zu ersetzen, womit eine weitere Verbesserung des Systems erreicht wird. Zudem soll die Kapazität der Notstandspeisebecken im Rahmen des Projekts ERNOS wesentlich erweitert werden.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigen, dass die Systeme RX/VX insgesamt eine hohe Verfügbarkeit aufweisen, zuverlässig funktionieren und sich in einem guten Zustand befinden.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Klassierung der aktiven Komponenten des Notstandspeisesystems zur Erfüllung der Sicherheitsfunktion in SK2/EK I und die Klassierung der Komponenten des Brunnenwassersystem VX in SK3/EK I, die Hilfsfunktionen für ein Sicherheitssystem gewährleisten, entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01.

Die Angaben zur Auslegung der Druckleitung des Notstandspeisesystems für einen Druck von 139 barü und 45 °C stimmen mit den Vorgaben des Sicherheitsberichts überein. Weitere Angaben zur Auslegung der einzelnen Komponenten des Systems und zum Brunnenwassersystem (3,7 barü und 45 °C) stimmen mit den Angaben des Systemhandbuchs und des Systemschaltplans überein und sind nach Beurteilung des ENSI bis auf einen offenen Punkt korrekt.

Die Leitungsabschnitte zwischen den Armaturen RX01/02S004 und RX01/02S005 befinden sich teilweise innerhalb des Containments und sind nur für eine Temperatur von 45 °C ausgelegt. Damit sind die Umgebungstemperaturen bei einem Bruch einer FD-Leitung im Containment (Anforderungsfall) nicht abgedeckt (siehe auch Ausführungen in Kap. 4.4.8).

Forderung 4-12 (Notstandspeisesystem RX)

Das KKG hat zu begründen, warum die Leitungsabschnitte RX01/02Z003 von den Containmentdurchdringungen bis zu den Rückschlagklappen RX01/02S005, einschliesslich der zugehörigen Halterungen, nicht gegen die Umgebungstemperaturen bei einem Bruch einer FD-Leitung im Containment ausgelegt sind. Termin: 31.12.2024.

Die Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung ist bis auf die noch zu berücksichtigenden Rückschlagarmaturen VX11/12S201/211 korrekt (siehe Forderung 4-3).

Das KKG gibt an, dass für die Armaturen RX01/02S003/S004 in den Einspeiseleitungen zu den Dampferzeugern keine Anforderungen an den Nachweis hinsichtlich Abschaltversagen bestehen. Dieser Bewertung kann das ENSI nicht folgen. Für die Armaturen RX01/02S003/S004 ist dieser Nachweis zu erbringen (siehe Forderung 4-4).

Die Auslegungsanforderung für die Stossbremsen auf eine Temperatur von 45 °C entspricht der Auslegungstemperatur der zugehörigen Leitung und ist nach Wertung des ENSI, unter Vorbehalt der nach Forderung 4-12 noch durchzuführenden Überprüfung, korrekt.

Die Zuordnung aller im Systembericht aufgeführten mechanisch aktiven Komponenten des Notstandspeisesystems und Brunnenwassersystems einschliesslich der Stossbremsen zum Abfahrpfad 2, welche die Notstandfunktionen im Anforderungsfall gewährleisten, ist nach Wertung des ENSI korrekt.

Zur geplanten Änderung der Beanspruchungsstufe für den Erdbebennachweis der Stossbremsen hat das ENSI schon im übergeordneten Kap. 4.4.3 Stellung genommen.

Es fehlt bislang ein Nachweis zur seismischen Robustheit dieser Stossbremsen der Notstandspeisewasserleitung RX01 Z003. Die Prüfung der hierzu erforderlichen Unterlagen wird bereits im Rahmen des Geschäfts 17/23/024 verfolgt.

Das ENSI hat im Rahmen einer Stichprobe die eingereichten Nachweise zur Funktionsfähigkeit der Notstand-Brunnenpumpen VX01/02D001 geprüft. Diese Pumpen sind als mechanisch aktive Komponenten mit einer Funktionsanforderung nach einem $SSE_{Auslegung}$ spezifiziert. Bei der Prüfung stellte das ENSI fest, dass in den im Systembewertungsbericht ALD-S-92459 referenzierten und vom ENSI nachgeforderten Dokumenten zwar die in der Schweiz damals gültigen SVTI-Festlegungen NE-11 als Prüfgrundlage genannt werden, die dort im

Abschnitt 3.3.3.1 c) geforderte Einschränkung der zulässigen Spannungen für aktive Pumpen unter allen Betriebsbedingungen und für alle Lastfallkombinationen in den Berichten aber nicht ausgewiesen ist. In den Berichten werden teilweise zulässige Spannungen der Stufe D (KSB US4 35074 01) oder gegenüber der NE-11 höhere zulässige Spannungen (KSB H24 03 P0005, Motor Columbus Nachweis Juli 1979) zugrunde gelegt.

Da die vorgelegten Berichte/Auslegungsspezifikationen älter als 5 Jahre sind und den Anforderungen der zurückgezogenen SVTI-Festlegung NE-11 nicht entsprachen, sind die darin geforderten Auslegungsanforderungen im Rahmen der geplanten Ersatzbeschaffung der Notstand-Brunnenpumpen VX01/02D001 nach Richtlinie ENSI-B06 nach aktuellem Stand der Technik zu überprüfen, zu dokumentieren und gegebenenfalls neu zu spezifizieren. Auf dieser Grundlage ist der Nachweis der Funktionssicherheit der Notstand-Brunnenpumpen VX01/02D001 neu zu bewerten. Das ENSI wird die Umsetzung dieser Forderung im Rahmen des Freigabeverfahrens für den zwischenzeitlich vom KKG beantragten Ersatz der Notstand-Brunnenpumpen VX01/02D001 verfolgen.

Weitere Stichprobenprüfungen des ENSI betrafen die Nachweise der Absperrschieber RX01/02S003, der Regelventile RX01/02S004, der Freilaufrückschlagventile RX01/02S002 und der Rückschlagklappen RX01/02S005. Die Bewertungen des KKG werden vom ENSI bestätigt.

Änderungen

Neben der Ertüchtigung mehrerer Armaturen mit SIWI-Antrieben wurden im RX/VX-System auch Änderungen als Folge der Fukushima-Ereignisse realisiert. Zur weiteren Verbesserung der Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr über die Dampferzeuger im Notfall wurden Flanschanschlüsse installiert, die eine Dampferzeugerbespeisung mit mobilen Mitteln als Notfallmassnahme ermöglichen, unter Nutzung verbleibender Deionat- und Brunnenwasserreserven. Die Überwachung des Füllstands des Notstandbrunnens bei Hochwasser mit entsprechenden Alarmen unterstützt die Schicht bei der Beurteilung allfällig notwendiger Notfallmassnahmen. Die Ausführung der Notstandspeiseregelungen mit dreikanaliger Regelgrösse «DE-Füllstand» führt nach Wertung des ENSI zu einer Verbesserung der Zuverlässigkeit der Notstandspeiseregelungen.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des Notstandspeisesystems RX und des Notstand-Brunnenwassersystems VX im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen.

Aus der Überprüfung der Auslegung des Notstandspeisesystems RX folgen allerdings mehrere Forderungen, die wichtige fehlende Nachweise für die Sicherstellung der Systemfunktion betreffen, siehe ENSI-Brief ENSI 2023-05-4.

4.4.14 Volumenregelsystem TA, Zusatzboriersystem TA81/82

Das Volumenregelsystem TA nimmt in erster Linie betriebliche Aufgaben wahr, für die Beherrschung von Störfällen ist es nicht notwendig. Durch dessen Verfügbarkeit kann jedoch der Störfallablauf kurz- oder langfristig günstig beeinflusst werden. Die betrieblichen Aufgaben sind:

- den Reaktorkühlkreislauf mit Borwasser zu füllen;
- die Volumenänderungen im Reaktorkühlkreislauf auszugleichen (Regelung des DH-Füllstands);
- ständig einen Teilstrom des im Reaktorkühlkreislauf umlaufenden Kühlmittels zu entnehmen und es den Ionentauschern und ggf. der Kühlmittelentgasung zuzuführen, um den erforderlichen Reinheitsgrad des Kühlmittels aufrechtzuerhalten;
- den Druck im Reaktorkühlsystem durch Sprühen in den Dampfraum des DH bei Betriebsfällen abzusenken;

- die zur chemischen Reaktivitätsregelung erforderlichen Borsäure- und Deionatmengen in das Reaktorkühlsystem einzuspeisen und die dadurch anfallenden Kühlmittelentnahmemengen in die Kühlmittellagerung zu leiten;
- das Kühlmittel mit Wasserstoff zu begasen;
- die Wellendichtungen der HKMP mit Sperrwasser zu versorgen und die Drosselleckage in das Anlagenentwässerungssystem bzw. in die Entnahmeleitung abzuleiten:
- bei Erreichen der Einfahrbegrenzung von L- oder D-Bank 4%ige Borsäure einzuspeisen, um die Abschaltreserven der Steuerelemente sicherzustellen; und
- den Reaktorkühlkreislauf mit der Abdrückpumpe abzudrücken.

Das Zusatzboriersystem TA81/82 hat ausschliesslich sicherheitstechnisch wichtige Aufgaben, und zwar bei Störfällen, die mit dem Notstandsystem beherrscht werden:

- automatisch Kühlmittel durch die Borierpumpen zu ergänzen, damit der Druckverlust durch die betriebsmässigen Leckagen im abgesperrten Reaktorkühlkreis kompensiert wird;
- die Unterkritikalität durch Einspeisen von Borsäure aus den Flutbehältern sicherzustellen.

Das Zusatzboriersystem umfasst zwei voneinander getrennte Stränge. Die Borierpumpen sind saugseitig mit den Flutbehältern der Stränge TH10 und TH20 verbunden. Die Einspeisung in das Reaktorkühlsystem erfolgt über separate Einzelleitungen, die an die Einspeiseleitungen des Volumenregelsystems TA anschliessen. Die Anregung des Zusatzboriersystems erfolgt aus dem Notstandreaktorschutz.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Sicherheitsklassierung und die Erdbebenklassierung des Volumenregelsystems wie auch des Zusatzboriersystems erstrecken sich je nach Systemabschnitt und den damit zu berücksichtigen Anforderungen von SK1 bis SK3 bzw. EK I und entsprechen den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01. Die Systemabschnitte, die im ursprünglichen Konzept nicht zur Beherrschung des Erdbebens vorgesehen wurden, sind abweichend zur Richtlinie ENSI-G01 SK3 und EK II klassiert. Die angesprochenen Abweichungen werden in einem eigenständigen Projekt zur Klassierungsüberprüfung weiterverfolgt.

Die Auslegungswerte reichen von 0 bis 210 barü und 70 bis 350 °C. Sie sind entsprechend in den Systemschaltplänen gekennzeichnet. Das trifft auch auf die Grenzen der mechanischen Sicherheitsklassen zu.

Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung, Klassierung sowie zu Anforderungen und Nachweisen als Tabelle im Anhang A bis F in der Systembewertung enthalten. Hierbei sind insbesondere die Angaben zu Armaturen und deren Grundstellung sowie deren Stellung im Anforderungsfall dargestellt. Zusätzlich werden noch bei Armaturen die Anforderungen zum Abschaltversagen und deren Nachweise angegeben.

Das Zusatzboriersystem TA81/82 (insgesamt) und das Volumenregelsystem (teilweise) wurden dem Abfahrpfad 2 zugeordnet, um die Notstandfunktionen im Anforderungsfall zu gewährleisten

Die Qualifizierung des Volumenregelsystems und des Zusatzboriersystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für die Bereiche des Abfahrpfades 2 wird gemäss Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 für die entsprechenden Komponenten bei Ersatz eine erhöhte Vorsorge gegen Erdbeben ($3{,}0 \times SSE_{Auslegung}$) angewandt. Für Komponenten, die dem Abfahrpfad 1 zugeordnet wurden, wird bei Ersatz das $2{,}25 \times SSE_{Auslegung}$ angewendet.

Gemäss Systembewertungsbericht ALD-S-92423, Anhang B fehlen für die Zusatzborierpumpen TA81/82D001 Nachweise für die saug- und druckseitigen Flanschverbindungen im Erdbebenlastfall. Die Nachweise sollen zeitnah bis Ende 2021 erfolgen.

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass das TA-System eine ausreichende Erdbebenrobustheit zeigt, und dass die zum Zeitpunkt der Auslegung spezifizierten Belastungen und Anforderungen (Auslegung, Betrieb, Prüffälle, Störfälle, Notfälle) konservativ abdeckend, auch im Hinblick auf den geplanten Langzeitbetrieb der Anlage, sind.

Änderungen

Folgende Änderungen, Erweiterungen und Neuinstallationen betreffend die Systeme TA und TA81/82 wurden realisiert:

- Im Jahr 2008 wurden neue Messumformer (TA51/52/53P001) eingebaut, die einen erweiterten Messbereich von 0 bis 200 bar aufweisen. Durch die Umrüstung der Hauptkühlmittelpumpen-Dichtungen auf hydrodynamische Dichtungen war ein höherer Druck zu überwachen.
- Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit des Primärkreisabschlusses im Bereich der Dichtungsleckage der Hauptkühlmittelpumpen wurde 2013 in der Leckagesammelleitung die Armatur 7TA50S003 nachgerüstet. Diese Armatur ist die Zweitabsperrung der Dichtungsleckage der HKMP.
- Im Jahr 2016 wurde der Grenzwert für die Schutz-Umsteuerung der Armatur TA20S005 in Richtung Volumenausgleichsbehälter von 1,5 m auf 2 m erhöht, um dem «Defence in Depth»-Konzept gerecht zu werden. Ebenfalls im Jahr 2016 wurden im Rahmen des Projekts LETA 1 zur Umrüstung der Reaktorleittechnik auf das digitale Leittechniksystem TXS die Messungen TA20F002, TA20F003 und TA20L004 nachgerüstet.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigen, dass die Systeme TA und TA81/82 insgesamt eine hohe Verfügbarkeit aufweisen, zuverlässig funktionieren und sich in einem guten Zustand befinden.

Beurteilung des ENSI

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Sicherheitsklassierung des Volumenregel- und Zusatzboriersystems wurde vom KKG entsprechend der Richtlinie ENSI-G01 vorgenommen und ist konsistent zu den Angaben im Systemhandbuch TA und zu den Angaben im Sicherheitsbericht. Das trifft auch auf die Erdbebenklassierung zu. Allerdings bestehen hier Abweichungen bei Systemabschnitten, die aufgrund der verfahrenstechnischen Aufgabenstellung gemäss ursprünglichem Auslegungskonzept keine Erdbebenanforderungen (Rohrleitungen von Sicherheits- und Überströmventilen) hatten und aktuell in SK3/EK II eingestuft sind. Diese Abweichungen werden seit 2017 in einem eigenständigen Projekt zur Klassierungsüberprüfung behandelt und vom ENSI bewertet. Die Abweichungen betreffen keine Komponenten, die für die Beherrschung des Erdbebens benötigt werden (Abfahrpfad 2).

Die Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung ist bis auf die gemäss Kap. 4.4.2.1 noch zu berücksichtigenden Rückschlagarmaturen (z. B. TA51-52 S001, TA00 S012) korrekt, siehe Forderung 4-3.

Hinsichtlich Abschaltversagen der Motorarmaturen werden in der Liste ALD-M-1999 20 Armaturen des TA-Systems aufgeführt, für die ein Integritätsnachweis zu führen ist. Bis auf die Armatur TA34 S004 stimmen die Angaben in den Anhängen A und D der Systembewertung ALD-S-92423 mit der Liste ALD-M-1999 überein. Für die Armatur TA34S004 wird in der Liste ALD-M-1999 ein Integritätsnachweis beim Abschaltversagen gefordert. Gemäss ALD-S-92423, Anhang D ist dieser als nicht mehr erforderlich bewertet. Das ENSI kann die Bewertung nicht nachvollziehen, siehe Forderung 4-4.

Die Auslegungsanforderung an Stossbremsen für eine Temperatur von 100 °C bis 350 °C entspricht bis auf einige Ausnahmen der Auslegungstemperatur der zugehörigen Leitung. Einige Stossbremsen von Leitungsabschnitten, die dem Abfahrpfad 2 zuzuordnen sind, weichen mit einer Auslegung von 250 °C anstatt 350 °C von diesem Grundsatz allerdings ab. Das ENSI kann diese Abweichung nicht nachvollziehen.

Forderung 4-13 (Volumenregelsystem TA)

Das KKG hat den Unterschied der Auslegungstemperatur zwischen den Rohrleitungen und den Stossbremsen (TA01Z001/Z002 -MS01 bis -MS05, TA02Z003 -MS01/-MS02, TA03Z001 -MS01 bis -MS06) zu begründen. Termin: 31.12.2024.

Die fehlenden Nachweise der saug- und druckseitigen Flanschverbindungen der Zusatzborierpumpen TA81/82D001 sind bisher vom KKG nicht eingereicht worden. Die Erbringung der fehlenden Nachweise stuft das ENSI als kurzfristig erforderlich ein. Eine entsprechende Forderung wurde im separaten Aufsichtsverfahren ENSI 2023-05-4 erhoben.

Die Zuordnung der mechanisch aktiven Komponenten einschliesslich der Stossbremsen des Volumenregel- und Zusatzboriersystems zum Abfahrpfad 2, welche ausschliesslich die Notstandfunktionen im Anforderungsfall gewährleisten, ist nach Wertung des ENSI korrekt.

Änderungen

Der Einbau neuer Messumformer, die Nachrüstung einer zusätzlichen Absperrarmatur in der Leckagesammelleitung der HKMP sowie die leittechnischen Änderungen haben zu einer Verbesserung des Systems geführt und die Verfügbarkeit sowie die Betriebssicherheit des Volumenregelsystems weiter erhöht.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung, mit Ausnahme des noch insbesondere zu führenden Nachweises der Flanschverbindungen der Zusatzborierpumpen TA81/82D001, keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion des Volumenregelsystems TA und des Zusatzboriersystems TA81/81 im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen. Da die betroffenen Komponenten Teil eines notstandgesicherten Systems sind, stuft das ENSI die erforderlichen Massnahmen als kurzfristig ein. Eine entsprechende Forderung wurde im separaten Aufsichtsverfahren ENSI 2023-05-4 erhoben.

4.4.15 Nukleare Lüftungsanlagen TL

Die nuklearen Lüftungsanlagen TL erfüllen sowohl betriebliche als auch sicherheitstechnische Aufgaben. Die betrieblichen Aufgaben der nuklearen Lüftungsanlagen sind:

- vorgegebene Temperaturen und Feuchtigkeiten der Raumluft einzuhalten;
- vorgegebene Unterdrücke und gerichtete Luftströmungen, auch bei Ein- und Umschaltungen, zu gewährleisten;
- evtl. in der Raumluft enthaltene radioaktive Stoffe abzubauen bzw. abzuführen; und
- die Abgabe von radioaktiven Stoffen über den Fortluftkamin zu begrenzen.

Im Anforderungsfall sind die sicherheitstechnischen Aufgaben der nuklearen Lüftungsanlagen, die Gebäudeabschlussklappen zu schliessen und den Unterdruck im Ringraum mittels der Ringraumabsaugung (Systeme TL50-54) aufrechtzuerhalten.

Eine weitere Aufgabe der Ringraumabsaugung ist es, bei Bedarf die Luft aus dem Ladebeckenbereich abzusaugen.

Die Funktionen der TL60- und TL65-Bypass-Filteranlagen für die grossen Anlagenräume und Betriebsräume sind die folgenden:

- die in der Raumluft enthaltene Iod- und Aerosolaktivität abzuscheiden;
- an Reparaturstellen die Luft örtlich gezielt abzusaugen;
- Iod- und Aerosolaktivität im Spülbetrieb (Umluftbetrieb) abzuscheiden;
- Iod- und Aerosolaktivität im Spülbetrieb (Fortluftbetrieb) abzuscheiden.

Angaben des KKG

Klassierung, Auslegung und Qualifikation

Die Klassierung der nuklearen Lüftungsanlagen erstreckt sich je nach Anforderung von SKK (Klassierung konventionell) bis SK2 (Bereiche des Gebäudeabschlusses). Nach der im Jahr 2018 abgeschlossenen Klassierungsüberprüfung entspricht die Klassierung der nuklearen Lüftungsanlagen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01.

Die sicherheitsrelevanten Komponenten des nuklearen Lüftungssystems werden bei Primärkreislecks im Containment angefordert (Bereiche des Gebäudeabschlusses) und dem Abfahrpfad 1 zugeordnet.

Die Auslegung für diese Bereiche beträgt 4,89 barü und 145 °C. Für mechanisch aktive Komponenten zur Störfallbeherrschung sind Angaben zur Auslegung und Klassierung auch im Anhang zur Systembewertung enthalten. Die GBA-Armaturen der Spülluft und der Unterdruckhaltung werden in einem separaten Bericht zu den GBA-Armaturen behandelt.

Die Qualifizierung des nuklearen Lüftungssystems hinsichtlich der mechanischen Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebenlasten basiert auf $SSE_{Auslegung}$. Für Komponenten, die dem Abfahrpfad 1 zugeordnet wurden, wird das 2,25 × $SSE_{Auslegung}$ angewendet.

Die Überprüfung der mechanisch aktiven Komponenten hat gezeigt, dass mit der vorhandenen Auslegung die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden.

Vorkommnisse

Im Berichtszeitraum traten zehn meldepflichtige Vorkommnisse im TL-System auf. Die Vorkommnisse sind im Einzelnen der Systembewertung TL zu entnehmen. Alle meldepflichtigen Vorkommnisse betreffend das nukleare Lüftungssystem hatten nur eine geringe bis keine sicherheitstechnische Relevanz.

Bezüglich des TL-Systems wurden drei externe Erfahrungs- und Vorkommnismeldungen vom KKG ausgewertet. Davon haben alle drei Meldungen zu Massnahmen im KKG geführt. Die Massnahmen umfassen beispielsweise eine Nachrüstung von Alarmmeldungen oder eine Anpassung der betrieblichen Regelungen. Die aus den externen Erfahrungsmeldungen abgeleiteten Massnahmen haben für das TL-System an sich keine Konsequenzen nach sich gezogen.

Änderungen

Im Berichtszeitraum wurden insgesamt 15 Änderungen am TL-System durchgeführt. Die Änderungen haben zu einer Verbesserung der Systeme geführt und die Betriebssicherheit weiter erhöht. Im Überprüfungszeitraum 2008 bis 2017 hat das System TL insgesamt eine hohe Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit aufgewiesen.

Gesamtbewertung

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bestätigen, dass die nuklearen Lüftungsanlagen TL insgesamt eine hohe Verfügbarkeit aufweisen, zuverlässig funktionieren und sich in einem guten Zustand befinden.

Beurteilung des ENSI

Auslegung / Klassierung / Qualifizierung

Die verschiedenen TL-Systembereiche sind entsprechend der Richtlinie ENSI-G01 den dafür vorgesehenen mechanischen Sicherheitsklassen zugeordnet. Abweichungen zu den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01 wurden vom ENSI nicht festgestellt.

Die TL-Systembereiche der SK2 sind gemäss Sicherheitsbericht (SIB) / Systemhandbuch / Systemschaltplänen für einen Druck von 4,89 barü und eine Temperatur von 145 °C auszulegen. Damit entspricht die Auslegung der des Reaktorsicherheitsbehälters.

Es wurden vom ENSI bei seiner Prüfung der Angaben in der Systembewertung und der Systemschaltpläne insgesamt keine Abweichungen zu den Vorgaben des SIB festgestellt. Nach Wertung des ENSI decken die Wertepaare für Druck und Temperatur die entsprechenden Anforderungen aus dem Systembetrieb ab.

Die Identifizierung der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung ist nach Beurteilung des ENSI korrekt.

Das ENSI beurteilt die Auslegung der lüftungstechnischen Anlagen zur Erfüllung von radiologischen Anforderungen anhand einer Stichprobe bestehend aus den Teilsystemen TL50-54 (Ringraumabsaugung), TL60 und TL65 (Bypass-Filteranlagen für grosse Anlagenräume und Betriebsräume). Die zugrunde gelegten Anforderungen leiten sich:

- aus der Klassierung der Filter gemäss Richtlinie ENSI-G01, Kap. 4.1.4 Bst. f;
- aus der Klassierung der Vorrichtungen zur Durchdringung des Containments gemäss Richtlinie ENSI-G01, Kap. 4.1.3 Bst. f (Bst. d falls Sekundärcontainment);
- für die Unterdruckstaffelung aus der Richtlinie ENSI-G12, Kap 6.4.1 und 6.4.2;
- für die Rückführung der Abluft gemäss Art.16, Ziff. 1 UraM (814.554); und
- für das Einhalten des Dosisrichtwertes für die Fortluft gemäss Art.17, Ziff. 2 UraM (814.554)

ab.

Die Filter der Teilsysteme TL50-54, TL60 und TL65 sind gemäss KKG-Bericht zur Klassierungsüberprüfung der Lüftungssysteme PEG-X-62662 allesamt sicherheitstechnisch klassiert und entsprechen somit den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01. Grundsätzlich sind in den genannten Teilsystemen alle Aktivkohlefilter SK3- und alle Schwebstofffilter SK4-, teilweise auch SK3-klassiert.

Die Teilsysteme TL60 und TL65 durchdringen gemäss den Plänen der Lüftungsanlagen im Kontrollbereich das Containment nicht direkt. Die Komponenten der vier Durchdringungen (TL15S006/S007, TL16S005/S006, TLS003/S004, TL42S002/S003), über welche die betroffenen Teilsysteme indirekt mit der Umgebung verbunden sind, sind allesamt SK2-klassiert und entsprechen somit den Vorgaben in der Richtlinie ENSI-G01. Der Gebäudeabschluss für die Ringraumabsaugung wird durch die Gebäudeabschlussklappen TL17S002/S003 und TL30S004/S005 sichergestellt. Diese Klappen sind korrekterweise SK3-klassiert. Damit werden die radiologischen Anforderungen gemäss Kap. 6 der Richtlinie ENSI-G12 erfüllt und dem in Art. 1 Bst. d der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) aufgeführten Schutzziel «Einschluss radioaktiver Stoffe» Rechnung getragen.

Im Normalbetrieb tragen die lüftungstechnischen Anlagen zur gestaffelten Unterdruckhaltung der Anlage bei. So wird beispielsweise das Teilsystem TL50-54 im Bedarfsfall eingeschaltet und sorgt für einen Unterdruck im Ringraum gegenüber der Aussenatmosphäre. Dabei muss ein Unterdruck von 5 mbar bei einer Leckrate von 500 m^3/h eingehalten werden können. Die Teilsysteme TL60 und TL65 werden bei einem Spülbetrieb des Containments zugeschaltet und reinigen dabei die Abluft, haben aber keinen direkten Einfluss auf die gestaffelte Unterdruckhaltung. Das ENSI stellt fest, dass die betrachteten lüftungstechnischen Anlagen die Anforderung der Richtlinie ENSI-G12 an eine gestaffelte Unterdruckhaltung einhalten.

Die Ringraumabsaugung führt keinen Teilstrom der Abluft in die Umluft der Anlage zurück. Sämtliche Abluft wird über das Reaktorhilfsanlagengebäude ZC und über die Abluftdruckkammer ZC0432 zum Fortluftkamin geführt. Diese Auslegung ist aus radiologischer Sicht sicherheitsgerichtet und unterbindet ein unkontrolliertes Ausbreiten von allfällig kontaminierten Stoffen in der Anlage über den Luftpfad.

Bei den Umluft-Bypass-Filteranlagen für grosse Anlagenräume und Betriebsräume, TL60 und TL65, wird je nach Betriebszustand bis zu 100 % der Abluft der Umluft zugeführt. Die Reinigung der Abluft mittels der Filterbänke der Teilsysteme gewährleistet den Strahlenschutz bei einer etwaigen Rückführung der Abluft zu den betroffenen Anlagenräumen. Damit sind die relevanten radiologischen Anforderungen aus der UraM erfüllt.

Alle betrachteten Teilsysteme führen ihre Abluft über die Abluftdruckkammer ZC0432 in den Steigschacht ZC0632 zum Fortluftkamin. Im Steigschacht erfolgt eine repräsentative Probenentnahme aus dem Fortluftstrom. Der Probenentnahmestrom wird hinsichtlich radioaktiver Edelgase, Iode und Aerosole sowie Tritium und C-14 überwacht. Die Vorgaben bezüglich der Aktivitätsüberwachung und somit der Einhaltung der Abgabelimite für die Aktivität in der Fortluft ,gemäss Abgabereglement KKG [ENSI 17/2107], sind erfüllt.

Vorkommnisse

Innerhalb von 10 Jahren waren zehn Vorkommnisse bezüglich des TL-Systems zu verzeichnen, die vom ENSI als von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung beurteilt und entsprechend als INES 0 eingestuft wurden. Die Vorkommnisse hatten keine Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb.

Bei der Bewertung der Vorkommnisse wird ersichtlich, dass in den zahlreichen periodischen Reaktorschutz- und Funktionsprüfungen des TL-Systems, in denen die Funktionstüchtigkeit des nuklearen Lüftungssystems nachgewiesen wird, lediglich ein Komponentenausfall (undichte Gebäudeabschlussklappe zwischen den Gebäuden ZB und ZC) als meldepflichtiges Vorkommnis zu verzeichnen war.

Änderungen

Die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Änderungen und Nachrüstungen am nuklearen Lüftungssystem haben sich bewährt. Sie resultierten unter anderem aus anlageninternen Vorkommnissen oder der Auswertung externer Vorkommnisse. Damit wurden die gewonnenen Erkenntnisse konsequent umgesetzt und aus Sicht des ENSI sind die Voraussetzungen für einen weiteren ordnungsgemässen Betrieb des nuklearen Lüftungssystems gegeben.

Gesamtbewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass aus der Auswertung der Betriebserfahrung und der Überprüfung der Auslegung keine Hinweise vorliegen, die eine zuverlässige Funktion der nuklearen Lüftungsanlagen TL im Hinblick auf den Langzeitbetrieb in Frage stellen.

4.5 Elektro- und leittechnische Sicherheits- und Hilfssysteme

4.5.1 Beurteilungsgrundlagen

In den folgenden Kapiteln werden die elektro- und leittechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme des KKG hinsichtlich ihrer Betriebserfahrung, ihres Zustands und ihrer Auslegung entsprechend den Anforderungen der Kernenergieverordnung [KEV] der Richtlinien [ENSI-G01], [ENSI-G02], [ENSI-B14] und der Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.3 «Sicherheitsrelevante Anlagenteile» beurteilt.

4.5.2 Überprüfung der Auslegungsvorgaben der SSK

Angaben des KKG

Die Überprüfung und Bewertung der Auslegungsvorgaben von SSK wurde vom KKG im Bericht [BER-S-92637] «Leitbericht zur Bewertung der Auslegungsvorgaben von Strukturen, Systemen und Komponenten» auf Basis der Vorgaben des Kap. 5.3.1 der Richtlinie [ENSI-A03] vorgenommen.

Die dem ENSI vorliegenden Komponentenlisten zu sicherheitsklassierten elektrischen Ausrüstungen erfüllen die Anforderungen der Richtlinie [ENSI-G01]. Die Komponentenlisten wurden und werden dem ENSI, wenn sie bei freigabepflichtigen Änderungen gemäss Art. 40 [KEV] anzupassen sind, als Teil der Unterlagen zur Änderung im Rahmen des Freigabeverfahrens wiederholt eingereicht und liegen dem ENSI vor.

Grundlage zur Erstellung der Komponentenliste elektrischer Ausrüstungen ist das Handbuch [HDB-E-8] zur 1E-Komponentenliste. Dieses Handbuch beschreibt als übergeordnetes Dokument die 1E-Komponentenliste im KKG und alle damit zusammenhängenden Aspekte. Im KKG wird die 1E-Komponentenliste durch die vier

Störfallklassifizierungsmatrizen (SKMeK ALD-E-32190, SKMSi ALD-E-32191, SKSsM ALD-E-32192, SKMuB ALD-E-32193) sowie der Anlagendokumentation in Form der Abzweigkennblätter und Messkennblätter ergänzt. Die genannten Bestandteile der 1E-Komponentenliste sind ein zentraler Bestandteil der elektrotechnischen Anlagendokumentation. Damit zählt die systematische Pflege der Liste aufgrund von neuen Gegebenheiten und/oder elektrotechnischen Anlagenänderungen zu den kontinuierlichen Aufgaben der Abteilung Elektrotechnik. Ferner sind Festlegungen und dazugehörige Begründungen zu sicherheitstechnischen Einstufungen von starkstrom- und leittechnischen Komponenten und damit zum Umfang der 1E-Komponentenliste nachvollziehbar festgehalten.

Im nachträglich eingereichten Bericht BER-E-92806 wird die Qualifikation aller für die Störfallbeherrschung benötigten elektrotechnischen Komponenten dargelegt. Der Bericht beschreibt unter anderem, wie die Qualifikationen rückwirkend überprüft wurden und enthält eine Bewertung dieser Überprüfung. Insbesondere wird auf die abgeschlossenen Projekte ANTIKE und SEIS verwiesen.

Beurteilung des ENSI

Die 0E-/1E-Dokumention wird dem ENSI jährlich eingereicht und im Rahmen einer Stellungnahme vom ENSI bewertet. Die Erstellung der 1E-Komponentenliste basiert auf einer Forderung aus der HSK-Stellungnahme zur PSÜ 1998 des KKG. Der Prozess der 1E-Komponentenliste ist mittlerweile im KKG etabliert. Aus Sicht des ENSI ist die Dokumentation umfassend und wird regelmässig aufgrund von Anlagenänderungen nachgeführt. Die jährlichen Überprüfungen des ENSI innerhalb des Überprüfungszeitraums hatten keine nennenswerten Anmerkungen oder Forderungen zur Folge.

Die Überprüfung der Auslegungsvorgaben der 1E-klassierten elektrischen Komponenten mit Störfallanforderungen wurde im KKG für den Fachbereich Elektrotechnik mit den Projekten SEIS und ANTIKE abgewickelt. In diesem Rahmen wurde eine anlagenspezifische Störfallfestigkeitsnachweis-Datenbank aufgebaut. Die Qualifikation der elektrischen Komponenten basiert im Wesentlichen auf der anlagenübergreifenden Nachweisdatenbank QN/QE des VGB. Bei Komponenten, welche nicht in dieser Datenbank enthalten waren, wurde der Nachweis nachgeholt oder die Komponenten wurden durch entsprechend qualifizierte Komponenten ersetzt. Die Projekte wurden von der damaligen HSK und später dem ENSI begleitet. Die Bewertung der Auslegungsqualifikation der elektro- und leittechnischen Systeme und Komponenten für die aktuelle PSÜ basiert auf diesen Ergebnissen. Als Folge dieser beiden Vorhaben wurden etliche Komponenten ertüchtigt oder ausgetauscht (Beispiele: diverse Messumformer im Sicherheitsgebäude, Kabel, Notstromdieselleittechnik im Rahmen des Projekts LETA 2). Die Störfallklassifizierungsmatrizen wurden dementsprechend aufdatiert. Das ENSI erachtet damit die Auslegungsvorgaben der elektro- und leittechnischen Systeme als ausreichend.

4.5.3 Übergeordnete Beurteilung der Betriebserfahrung und des Zustandes der SSK

Aus Sicht des ENSI zeigt die Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrung, dass die Mehrheit der elektro- und leittechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme eine hohe Verfügbarkeitsrate aufweisen und in einem guten Zustand sind. Einige Systeme wurden komplett erneuert oder der Ersatz ist bereits in Planung und soll zeitnah durchgeführt werden.

In den folgenden Kapiteln werden die einzelnen Systeme detailliert aufgeführt, beschrieben und bewertet. Dabei wird vor allem auf die wesentlichen Änderungen sowie Auffälligkeiten im Überprüfungszeitraum hinsichtlich der Effektivität und Zuverlässigkeit eingegangen. Die Angaben und Informationen zu den einzelnen elektro- und leittechnischen Systemen sind dem Dokument BER-E-92665 «Elektrotechnik – Betriebserfahrung und Zustand der SSK» sowie dem Sicherheitsbericht des KKG entnommen.

4.5.4 Eigenbedarfsversorgung

Die viersträngige 10-kV-Eigenbedarfsversorgung (Schienen BA-BD) wird im Normalfall über die beiden Eigenbedarfstransformatoren von der 27-kV-Ebene versorgt. Die 27-kV-Schiene, auf welche der Generator über den Generatorleistungsschalter einspeist, ist über einen Blocktransformator mit dem 400-kV-Netz verbunden. Neben der normalen Einspeisung über die Eigenbedarfstransformatoren besteht die Möglichkeit über die zwei

Fremdnetztransformatoren aus dem 220-kV-Netz auf die 10-kV-Blockschienen einzuspeisen. Die Eigenbedarfsversorgung wird bei Ausfall der Hauptspeisung (Generator / 400-kV-Netz) durch eine automatische Umschaltung (Eigenbedarfsumschaltung) auf das Reservenetz (Fremdnetz) gewährleistet. Dazu gehören elektrische Komponenten wie Transformatoren, Schalter, Schütze, Schutzeinrichtungen, Sicherungen, die Schnellumschaltung und die elektrischen Messungen im Eigenbedarf.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Einige der 27-kV- und 380-kV-Hochstromverbindungen, welche thermische Auffälligkeiten gezeigt haben, wurden instandgesetzt. Dazu wurden die Verbindungen gelöst und die Kontaktflächen aufbereitet (zum Teil neu versilbert). Diese Massnahmen reduzieren die strombedingte Erwärmung und beugen so Einbrennungen im Material vor. Im Bereich der 27-kV- und 380-kV-Ableitung gab es in den letzten 10 Jahren keine besonderen Vorkommnisse. In den letzten 10 Jahren sind Störungen im Bereich der Ableitung fast ausschliesslich im Bereich der 27-kV-Freiluftanlage aufgetreten. Aufgrund der hohen Anzahl an Störungen ist eine Erneuerung der Anlage bereits geplant. Durch die jährlichen Sekundärprüfungen der Schutzeinrichtungen erfolgt eine Kontrolle der Einstell- und Auslösewerte der digitalen Schutzgeräte. Die Einstell- wie auch die Auslösewerte verhalten sich stabil.

Beim Vorkommnis 2013-09 während der Jahresrevision wurde der Notstromfall (Versorgung der Notstromschienen über die Notstromdieselgeneratoren) ausgelöst, nachdem auf der 10-kV-Ebene durch einen Schaltfehler ein Erder auf Spannung eingelegt wurde. Dabei wurde durch den hohen Kurzschlussstrom bei der in Betrieb stehenden Einspeisung ab der 220-kV-Ebene der Transformator (Fremdnetztrafo AU02) zerstört.

Änderungen

Mit Ende der Revision im Jahr 2017 sind alle wichtigen 27-kV-Komponenten, die aufgrund der permanenten Spannungsbelastung einer Alterung unterliegen, gegen neue Geräte ausgetauscht worden. Einzig die 27-kV-Ringkernstromwandler, die in der Ableitung vor den Eigenbedarfstransformatoren sitzen, müssen noch in den nächsten Jahren erneuert werden. Diese sind jedoch keiner hohen Spannung ausgesetzt, sondern altern hauptsächlich aufgrund von Alterungsprozessen des Kunstharzes.

Aufgrund der Alterung des Kabels und des schlechten Isolationswertes des Kabelmantels wurden alle 220-kV-Ölkabel 2015 gegen moderne Hochspannungskabel ersetzt. Damit die Betriebsmannschaft den Ausfall einer 220-kV-Phase bemerkt, wurde die Überwachung der einzelnen Phasenspannungen nachgerüstet. Es wurde eine zusätzliche Überfrequenzschutzstufe (52 Hz) zur Netztrennung im Leistungsbetrieb bei grösseren Netzstörungen und Netzschwankungen nachgerüstet.

Beim Ereignis 2013-09 (Notstromfall nach Einlegen Erde) wurden ein Fremdnetztransformator beschädigt und wurde daraufhin durch einen eingelagerten und gebrauchten Transformator, der zur Erstausrüstung des KKG gehört, ersetzt.

Die Blocktransformatoren wurden in der Revision 2008 erneuert. Der Transformator 0CT11 wurde 2016 geplant durch einen typengleichen Nachbau ersetzt. Im selben Jahr wurde ungeplant noch der Transformator 0BT31 aufgrund einer Störmeldung (Knistern) getauscht. Die ölarmen Leistungsschalter (10/6 kV) wurden durch neue wartungsarme Vakuum-Leistungsschalter ersetzt. Die Messfelder auf den 380-V-AC-Sammelschienen (inkl. autom. Umschaltung für 0EP-0ES) wurden durch neue Komponenten ersetzt.

Alterungsüberwachung

Die bestehenden Kontrollen und Wartungsmassnahmen der Ableitung haben sich bewährt, sodass die jährliche Revision auch weiterhin genutzt wird, um die Ableitung und die Freileitung auf Schwachstellen zu untersuchen. Der Zustand der 220-kV-Trenner wird durch regelmässige Wartungsmassnahmen erhalten. Dass sich die Wartung bewährt hat, wird durch Messungen der Kontaktwiderstände nachgewiesen. Nach dem Ersatz des Transformators 0BT31 wurde dieser in einer Instandhaltungsfirma zerlegt und anschliessend verschrottet. Eine fortgeschrittene Alterung im Vergleich zu den Grossrevisionen aus den Jahren 2005–2009 wurde im

Bereich der Papierisolation festgestellt. Die Kernblech- und Spulenbefestigungen befanden sich in einem guten Zustand.

Zusammenfassende Bewertung des Betreibers

Die 27-kV- und die 380-kV-Ableitung befindet sich, mit Ausnahme der 27-kV-Freiluftanlage, in einem guten Zustand. Die 27-kV-Freiluftanlage hat zunehmend Probleme mit den Druck- und Feuchtesensoren und wird daher in naher Zukunft erneuert. Aufgrund der Erneuerungen und der regelmässigen Kontrollen ist die Fremdnetzeinspeisung in einem guten Zustand. Alle 220-kV-Komponenten befinden sich auf dem Stand der Technik. Die eingebauten digitalen Schutzgeräte arbeiten einwandfrei.

Aufgrund der getätigten Erneuerungen in den verschiedenen Schaltfeldern sind dort im Moment keine Alterungseffekte festzustellen. Die letzten Komponenten aus der IBS-Zeit (Koppelrelais) werden in den Jahren 2018–2020 ersetzt.

Bewertung des Langzeitbetriebs

Der Zustand der KKG-Grosstransformatoren (Block-, Eigenbedarfs- und Fremdnetztransformatoren) kann als gut bezeichnet werden. Bis auf einen Eigenbedarfstransformator wurden alle Grosstransformatoren innerhalb der letzten 10 Jahre erneuert. Die Erneuerung des letzten Eigenbedarfstransformators ist innerhalb der nächsten Jahre geplant. Ein Betrieb der Schaltanlagentransformatoren über 50 Jahre hinaus wird nach den Analysen des ausgebauten, defekten Transformators 0BT31 als nicht realistisch angesehen. Infolge dieser Erkenntnisse sollen neue Schaltanlagentransformatoren 0BT, 0CT und 0CU beschafft werden.

Beurteilung des ENSI

Durch die regelmässige Wartung und den Einsatz von hochwertigen Komponenten sowie den getätigten Erneuerungen, sind die Einrichtungen der Eigenbedarfsversorgung in einem guten Zustand.

Unterdessen wurde in der Revision 2019 die 27-kV-Freiluftanlage komplett erneuert. Die aufgeführten Probleme konnten damit aus Sicht des ENSI zielführend behoben werden.

Der Ersatz der Koppelrelais auf den 10/6-kV-Sammelschienen wurde vom ENSI im Rahmen eines Freigabeverfahrens begleitet und konnte bereits 2019 erfolgreich abgeschlossen werden.

Bewertung der Langzeitsicherheit

Das ENSI teilt die Einschätzung des KKG, dass der Betrieb der Schaltanlagentransformatoren für den angestrebten Langzeitbetrieb nicht realistisch ist. Der bereits geplante und mittlerweile begonnene Ersatz der Schaltanlagentransformatoren 0BT, 0CT und 0CU ist aus Sicht des ENSI zweckmässig. Mit dem Ersatz der 0CU Transformatoren wird die sichere Versorgung der Notstromschienen für den nächsten Überprüfungszeitraum gewährleistet. In der Revision 2022 wurden die Stränge 1 und 4 zu bereits abgeschlossen. Nach aktuellem Planungsstand soll der Ersatz der Transformatoren bis Ende 2024 abgeschlossen sein. Der vorgesehene Ersatz des letzten originalen Eigenbedarfstransformators wurde durch das Vorkommnis 2019-12 beschleunigt. Obwohl die regelmässigen Überprüfungen des Transformators keine Anzeichen auf eine Verschlechterung des Zustands hindeuteten, führte der hohe Kurzschlussstrom aus dem Vorkommnis (2019-12) zu einem Transformatorschaden. Als Ersatz für den defekten Transformator wurde der bau- und altersgleiche Ersatztransformator eingebaut. Obwohl auch bei diesem Transformator alle Prüfungen und Tests bei Umschluss erfolgreich waren, kann ein ähnliches Versagen nicht ausgeschlossen werden. Der Ersatz der beiden Eigenbedarfstransformatoren konnte unterdessen in der Revision 2022 erfolgreich umgesetzt und abgeschlossen werden.

4.5.5 Notstromversorgung

Bei Ausfall der betrieblichen Eigenbedarfsversorgung werden die benötigten Sicherheitssysteme zum Abfahren der Anlage, Abführen der Nachzerfallswärme und zur Beherrschung von Störfällen durch die 1E-klassierte Notstromversorgung mit Energie versorgt. Die Notstromversorgung ist viersträngig aufgebaut und gegen Erdbeben ausgelegt. Jeder Strang verfügt über eine Notstromdieselanlage. Je zwei dieser Notstromdieselanlagen befinden sich, räumlich getrennt voneinander, in einem separaten Notstromdieselgebäude. Diese unvermascht ausgeführte Notstromversorgung vermag auch beim Auftreten eines $SSE_{Auslegung}$ das Kraftwerk während mehreren Tagen mit dem für die Sicherheit der Anlage benötigten Strom zu versorgen.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Durch den erfolgten Teilersatz von Komponenten sind die Sammelschienen und die Einschübe in einem guten Zustand. Die elektrischen Kontrollen der Notstromdieselanlagen zeigten keine Auffälligkeiten. Bezüglich Abnutzung oder Alterung sind keine Trends feststellbar.

Innerhalb des Überprüfungszeitraums trat ein einziges Vorkommnis mit Relevanz für die ordnungsgemässe Funktionstüchtigkeit der Notstromdiesel auf. Während des 48-h-Probelaufs im Nachgang zum revisionsbedingten Austausch eines Dieselaggregates im Jahre 2013, wurde am Sammelrohr-Rücklauf des Hochtemperatur-Kreislaufes und an der Einbindung der Vorschmierleitung in die Hauptölleitung je eine Kleinstleckage festgestellt. Während der planmässigen Abschaltung nach 24 h Betrieb zur Kontrolle wurden die beiden Leckstellen repariert.

Zudem traten im Zusammenhang mit den Notstromdieselanlagen zwei weitere meldepflichtige Vorkommnisse auf, welche auf Fehlbedienungen bei Reaktorschutzprüfungen mit Anforderung von Notstromdieseln zurückzuführen waren (Vorkommnisse 2013-12 und 2016-09). Dabei zeigten die angeforderten Notstromdiesel ein auslegungsgemässes Verhalten.

Innerhalb des Überprüfungszeitraums kam es vereinzelt im Rahmen von Reaktorschutzprüfungen zu Störabschaltungen von Notstromdieseln. In zwei Fällen war dies auf eine defekte Membran eines Messumformers bzw. Druckwächters zurückzuführen, welche dazu führte, dass das Aggregateschutzkriterium «Schmieröldruck zu tief» ansprach. Die defekten Membranen wurden ersetzt und die Prüfungen erfolgreich beendet. In einem weiteren Fall führte beim Warmlaufbetrieb für eine Reaktorschutzprüfung ein zu tiefer Kühlwasserdruck zu einer Störabschaltung. Zudem kam es aufgrund einer falschen Stellung des Luftverteilers an einem Notstromdiesel zu einem Startversagen.

Die Betriebserfahrungen anderer Kraftwerksbetreiber bezüglich Notstromdiesel wurden vom KKG ausgewertet. Dabei wurden 97 externe Erfahrungsmeldungen gesichtet, wovon acht Meldungen zu Massnahmen im KKG geführt haben. Diese Erfahrungsmeldungen haben im KKG für die Notstromdieselanlagen an sich keine relevanten Konsequenzen nach sich gezogen. Insgesamt wird durch die Auswertung der externen Erfahrungsmeldungen die im KKG angewandte Instandhaltungspraxis der Notstromdieselanlagen bestätigt und die Aussage gestützt, dass sich die Notstromdieselanlagen in einem guten Zustand befinden.

Änderungen

Nach unterschiedlichen Problemen bei gewissen Schaltanlageneinschub-Typen (FM-Einschübe) fand in den Jahren 2015 und 2016 ein alterungsbedingter Komplettersatz von abgekündigten Komponenten dieser Einschübe statt. Über die Jahre 2015 bis 2019 wurden die Messfelder auf den 380-V-AC-Sammelschienen sowie die automatische Umschaltung für der gesicherten Sammelschienen EP-ES ersetzt.

Die Notstromdieselanlagen wurden im Überprüfungszeitraum durch folgende Änderungen, Erweiterungen und Neuinstallationen ertüchtigt:

- In 2011 erfolgte eine Entkopplung der Sammelmeldungen an allen Notstromdieseln, um zur Ermittlung einer defekten Baugruppe bei kurzzeitig sporadisch auftretenden Störungen auf einfache Art und Weise ein Fanggerät installieren zu können.

- Die seismische Lagerung aller Notstromdieselaggregate wurde in den Jahren 2012–2014 als Ergebnis der Auslegungsüberprüfung aufgrund der Ereignisse in Fukushima ertüchtigt.
- In 2015/16 erfolgte der vorbeugende Ersatz aller Elektrolytkondensatoren in den Jaquet-Relais (siehe Kap. 4.5.18: Vorkommnis 2015-01).
- An den Hochtemperatur/Niedertemperatur-Kühlern der Notstromdiesel wurden im Rahmen der Fukushima-Nachrüstungen 2016 nebenkühlwasserseitig Anschlussstutzen für eine Einspeisung von Feuerlöschwasser installiert. Die Feuerlöschwassereinspeisung in die Dieselkühler ermöglicht die Kühlung eines oder mehrerer Notstromaggregate bei Ausfall der beiden Wasserfassungen ZM0 und ZM5.
- In den Jahren 2017 und 2018 wurde das Projekt LETA 2 mit dem Ersatz der Elektro- und Leittechnik der vier Notstromdiesel realisiert. Infolge Alterung und knapper Ersatzteilsituation erfolgte ein funktionaler 1:1-Ersatz durch digitale Leittechnik. Aufgrund sich häufender Ausfälle durch Einzelfehler in der sogenannten Störabschaltung der Notstromdiesel durch Kriterien, welche nur einkanalig ausgeführt sind, wurden im Rahmen von LETA 2 zahlreiche Verbesserungen umgesetzt (neue Einstufung des nullredundanten Aggregateschutzes in die Kategorie B gem. IEC 61226, Optimierung der Kriterienverarbeitung des Aggregateschutzes, Ersatz von binären Sensoren durch analoge Sensoren, etc.).

Alterungsüberwachung

Aufgrund der Vorkommnisse in den Jahren 2012 und 2013 wurde ein Alterungseffekt bei den leistungsstarken FM-Einschüben festgestellt. Eine Vielzahl an Schaltspielen führte dazu, dass die mechanischen Komponenten der Leistungsschütze (Federpaket, Hauptkontakte etc.) mechanisch versagten und zu Fehlschaltungen mit einer Lichtbogenbildung führten. Eine zielführende Instandhaltung mit dem Ersetzen von Teilkomponenten der Leistungsschütze war nicht mehr gegeben. Anhand einer Machbarkeitsstudie wurde der Komplettersatz der Einschübe überprüft und anschliessend umgesetzt.

Ebenso wurde ein Alterungseffekt bei häufig geschalteten Leitungsschutzschaltern (Steuerkopf für 3WE-Leistungsschalter, Messfeldeinbauten) festgestellt. Die Schalter konnten teilweise erst bei mehrmaligem Betätigen wieder eingeschaltet werden. Hier wurde bereits ein punktueller 1:1-Ersatz mit neuen Komponenten vollzogen. Alterungseffekte an den Generatoren sind nicht feststellbar.

Zusammenfassende Bewertung des Betreibers

Mittelfristig ist ein weiterer Ersatz von FM- und FS-Schaltanlagen vorgesehen. Ebenso sollen Hilfskomponenten im Bereich der 3WE-Leistungsschalter wie Klemmen, Leitungsschutzschalter, Meldeleuchten, Koppelrelais und Bedientaster erneuert werden. Bei den Schienen-Einspeiseschaltern soll mit einer Konzeptstudie die Möglichkeit zur Umrüstung auf einen digitalen Sekundärschutz geprüft werden.

Im Rahmen des Projekts LETA 2 wurde die gesamte Elektrotechnik der Notstromgeneratoren ersetzt. Die Generatoren sind seit der Inbetriebnahme des Werks im Einsatz. Sie sind in einem guten Zustand, haben aber trotzdem eine begrenzte Lebensdauer. Ein längerfristiger Ersatz der Generatoren muss in Betracht gezogen werden.

Beurteilung des ENSI

Der aus den aufgetretenen Alterungseffekten resultierende Ersatz von leistungsstarken FM-Schaltanlageneinschüben wurde vom ENSI befürwortet und im Rahmen des Freigabeverfahrens begleitet. Der Ersatz der restlichen FM-Schaltanlageneinschüben sowie der FS- und FV-Schaltanlageneinschüben ist unterdessen geplant. Die jeweiligen Montagefreigaben wurden vom ENSI erteilt. Die Umsetzung in der Anlage hat begonnen (Mitte 2022 sind bereits 70 % der Einschübe auf den klassierten Sammelschienen ersetzt) und soll nach dem Planungsstand 2023 bis Ende 2025 abgeschlossen sein. Die von der Alterung betroffenen Steuerkopfkomponenten der 3WE-Leistungsschalter wurden mittlerweile bei allen sicherheitsrelevanten Abgängen erneuert. In den Angaben zur PSÜ [BER-E-92665] wird der gute Zustand der Notstromgeneratoren betont. Gleichzeitig sagt das KKG

aus, dass ein längerfristiger Ersatz der Generatoren in Betracht gezogen werden soll. Dies stellt aus Sicht des ENSI einen Widerspruch dar.

Forderung 4-14 (Notstrom- und Notstanddieselgeneratoren)

Das KKG hat seine Angaben zum aktuellen Zustand der Notstrom- und auch Notstanddieselgeneratoren zu präzisieren und aufzuzeigen, anhand welcher Kriterien ein längerfristiger Ersatz geplant wird. Termin: 31.12.2024.

Mit dem Projekt LETA 2 (Ersatz der Elektro- und Leittechnik der Notstromdieselgeneratoren) wurde in den Jahren 2017/2018 bereits ein wichtiger Beitrag zum zukünftigen zuverlässigen Betrieb der Notstromdieselgeneratoren geleistet. Mit dem Ersatz der zur Erstausrüstung gehörenden Leittechnik der Notstromdieselgeneratoren durch ein digitales Leittechniksystem wurde der erschwerten Ersatzteilbeschaffung für analoge Komponenten und der zunehmenden Störanfälligkeit durch Alterung Rechnung getragen. Zusammen mit den betrieblichen Verbesserungen hinsichtlich Aggregateschutz der Notstromdiesel verfügt das KKG heute über den Stand der Technik entsprechende Dieselsteuerungen.

Wie bei den Notstanddieseln wurde die Lagerung der Notstromdiesel nach den Ereignissen in Fukushima seismisch ertüchtigt, um deren Einsatzbereitschaft auch bei erhöhten Beschleunigungen zu gewährleisten. Zudem wurden Anschlussstutzen an den Hochtemperatur/Niedertemperatur-Kühlern installiert, um eine Kühlung der Notstromdiesel bei Ausfall der betrieblichen Kühlwasserversorgung mit mobilen Mitteln zu ermöglichen. Damit wurde die Zuverlässigkeit der Notstromversorgung des KKG bei auslegungsüberschreitenden Störfällen erhöht.

Im Überprüfungszeitraum 2008 bis 2017 kam es vereinzelt zu Ausfällen resp. Störabschaltungen von Notstromdieseln. Solche Ausfälle, sofern sie nur ein einzelnes Aggregat betreffen, unterliegen aufgrund der hohen Redundanz der Notstromversorgung nicht der Meldepflicht, es besteht eine zulässige Reparaturzeit von 720 h für ein einzelnes Aggregat. Die Betriebserfahrung wurde genutzt, um entsprechende Anpassungen bei der Modernisierung der Dieselleittechnik einfliessen zu lassen.

Die Kleinstleckagen an Leitungen (Kühlwasser/Schmieröl) beim 24-h-Probelauf eines Diesels in 2013 hatten keine Auswirkungen auf die Verfügbarkeit des Diesels. Die Vorkommnismeldung erfolgte aufgrund des Kriteriums «rissbedingte Leckagen an sicherheitsrelevanten Bauteilen». Das ENSI bewertete die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Vorkommnisses als gering. Der Probelauf des betroffenen Notstromaggregats war durch die Kleinleckagen nicht beeinträchtigt und wurde durch die im BHB verlangte Überwachung des Dieselbetriebs vor Ort durch Fachpersonal optimal begleitet. Bei Anforderung der Notstromdiesel aufgrund verschiedener Ursachen, meist als Folge von Fehlbedienungen bei Reaktorschutzprüfungen, wurde die Notstromversorgungsfunktion auslegungsgemäss wahrgenommen.

Die sehr geringe Anzahl an Vorkommnissen bestätigt aus Sicht des ENSI die Zuverlässigkeit der Notstromversorgung im KKG. Die externen Erfahrungsmeldungen von Framatome, VGB und WANO wurden aus Sicht des ENSI ausreichend berücksichtigt.

4.5.6 Notstandnotstromversorgung FY

Die 1E-klassierte Stromversorgung des Notstandsystems wird über zwei getrennte Einspeiseleitungen aus dem Normalnetz versorgt. Jeder Einspeisung ist im Notstandgebäude eine Schiene mit eigener Notstromdieselanlage zugeordnet (Stränge 5 und 6). Bei Spannungsausfall übernehmen die Dieselmotoren die Versorgung der angeschlossenen Komponenten und treiben über eine Kupplung die Notstandspeisepumpen direkt mechanisch an. Die ständige Stromversorgung ist zur Aufrechterhaltung des Ladezustandes der im Notstandsystem installierten Batterieanlage, zur Erhaltung der Startfähigkeit und der Kühlwasserversorgung für die Dieselmotoren und zur Ansteuerung von Komponenten, die vorrangig vom Notstandsystem angesteuert werden, notwendig. Neben den beiden Schienen mit Dieselanlagen (Stränge 5 und 6) und den dazugehörigen Gleichstromschienen ist noch je eine doppelt eingespeiste Wechselstromschiene (wahlweise vom Strang 5 oder 6 versorgt) und eine Gleichstromschiene (diodenentkoppelt von diesen Strängen versorgt) vorhanden (Strang 7). Die Messumformer, die Steuerebene und die Überwachungseinrichtungen werden von der 24-V-

Gleichstromschiene versorgt. Die Kabeltrassen der einzelnen Redundanzen sind jeweils räumlich getrennt geführt.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Durch den erfolgten Teilersatz von Komponenten sind die Sammelschienen und die Einschübe in einem guten Zustand. Die elektrischen Kontrollen der Notstand-Notstromdieselanlagen zeigten keine Auffälligkeiten. Bezüglich Abnutzung oder Alterung sind keine Trends feststellbar.

Innerhalb des Überprüfungszeitraums sind folgende Vorkommnisse aufgetreten:

- Im Jahre 2008 kam es zu einer Störabschaltung eines Notstanddiesels während einer Reaktorschutzprüfung. Der Notstanddiesel wurde über das Signal «Lagertemperatur 0RX02T012 > 85 °C» abgeschaltet. Die örtliche Messstelle zeigte normale Werte an, und das Lager war nach der Abschaltung nur handwarm. Der Pt100-Temperatursensor wurde durch einen geprüften ausgetauscht und das Verhalten der Lagertemperaturen anschliessend während eines Probelaufs kontrolliert. Es zeigten sich dabei keine aussergewöhnlichen Temperaturerhöhungen. Anschliessend wurde die Reaktorschutzprüfung erfolgreich wiederholt.
- Während einer Strangrevision in 2015 wurde ein Notstanddiesel ausgetauscht. Im Anschluss an die umfangreichen Probeläufe wurde eine Reaktorschutzprüfung durchgeführt. Kurz nach dem Start des Notstanddiesels erfolgte eine Störabschaltung über das Signal «Schmieroel Druck zu tief». Nachdem der Hersteller und die Fachabteilung die korrekte Ölschmierung des Notstanddiesels bestätigt hatten, wurde der Grenzwert des Öldruckgebers temporär bis zum nächsten Dieseltausch herabgesetzt, um einen zuverlässigen Betrieb des Notstanddiesels zu gewährleisten. Anlässlich der Ursachenanalyse nach dem erneuten Dieseltausch wurde Fremdmaterial als Ursache für den verminderten Druck im Schmierölsystem festgestellt.

Im Überprüfungszeitraum wurden mehrmals Notstanddiesel angefordert, dies als Folge systemfremder Ausfälle oder von Fehlbedienungen. Im Einzelnen waren dies folgende Vorkommnisse:

- Durch die Anregung der Umschaltung der Hauptspeisepumpe RL01D001 auf RL02D001 infolge «Schutz AUS» der Pumpe RL01D001 beim Abfahren zum Brennelementwechsel kam es zu einem Spannungseinbruch, wodurch ein Notstanddiesel gestartet wurde. Der Schutz-AUS-Befehl wurde durch ein kurzes Aufschäumen der Dampferzeuger-Niveaus, bei der im Rahmen des Abfahrens erfolgten Frischdampfsicherheitsventil-Prüfung, angeregt.
- In 2013 wurde während der Jahreshauptrevision durch eine Falschbetätigung (Einlegen der Erde auf der 10-kV-Ebene ab der 220-kV-Einspeisung) ein viersträngiger Notstromfall ausgelöst. Alle betriebsbereiten Notstromdiesel und Notstanddiesel starteten wie vorgesehen und stellten die Notstromversorgung sicher.
- Im Rahmen einer geplanten Schienenkopplung zwischen zwei Normalnetzschienen kam es in 2014 zu einem Spannungsunterbruch auf der einer Notstandnotstromschiene. Dadurch startete automatisch ein Notstanddiesel.
- In 2016 wurde aufgrund einer Fehlbedienung bei der Entfernung einer Simulation der Grenzwertschaltung der Grenzwert «FL-Notstromschiene < 80 %» ausgelöst. Dies führte zur Anregung eines Notstandnotstromsignals, wodurch ein Normalnetzeinspeiseschalter geöffnet und ein Notstanddiesel gestartet wurde. Infolge der schnellen Wiedereinbringung der Simulation wurde das Signal wieder unterbunden und der Dieselstart erfolgte ohne Zuschaltung des Diesel-Einspeiseschalters. Damit blieb auch die Notstandnotstromschiene spannungslos. Durch die fehlende Spannungsversorgung konnte die notwendige Kühlung des Notstanddiesels nicht regulär erfolgen, sodass der Aggregateschutz kurze Zeit später den Diesel abschaltete. Da zum gleichen Zeitpunkt eine Strangrevision im Gange war, resultierte als Folge die kurzzeitige Nichtverfügbarkeit beider Notstanddiesel.

Externe Vorkommnisse und Erfahrungsmeldungen wurden ebenfalls ausgewertet. Die Prüfung von 43 Meldungen führte schliesslich einzig zur vorbeugenden Instandhaltung der Membranen im Schmierölsystem der Diesel sowie zu Massnahmen zur Verringerung von Schwingungen, insbesondere von Versorgungssystemen der Diesel (Öl- und Kühlwasserversorgung). Die externen Erfahrungsmeldungen haben im KKG für die Notstanddieselanlagen an sich keine relevanten Konsequenzen nach sich gezogen. Insgesamt wird durch die Auswertung der externen Erfahrungsmeldungen die im KKG angewandte Instandhaltungspraxis der Notstanddieselanlagen bestätigt.

Änderungen

Folgende Änderungen, Erweiterungen und Neuinstallationen betreffend der Notstand- und Notstromversorgung wurden realisiert:

- Wie bei den Schaltanlagen der Notstromversorgung wurden in der Betrachtungsperiode in den Notstandschaltanlagen diverse Erneuerungen druchgeführt (Schaltanlageneinschübe, Messfelder, Sicherungsautomaten (siehe Kap. 4.5.5)).
- In der Revision 2014 fand die Montage und Inbetriebnahme von zusätzlichen elektrotechnischen Komponenten für die Einspeisung der Sammelschienen im Strang 5 und 6 ab externem Notstromdiesel statt.
- In 2011 erfolgte eine Entkopplung der Sammelmeldung an allen Dieseln. Diese Änderung erfolgte wegen sporadisch auftretender Störungen, um auf einfache Art und Weise mit einem Fanggerät die defekte Baugruppe zu finden.
- Als eine der Folgen der Ereignisse in Fukushima wurde die seismische Lagerung der Notstanddieselaggregate in 2012 ertüchtigt.
- In 2016 erfolgten die seismische Ertüchtigung der Dieselautomatikschränke und der örtlichen Leitstände als Ergebnis der Auslegungsüberprüfung aufgrund der Ereignisse in Fukushima.
- In 2015 erfolgte die Anpassung der Ansteuerungslogik der Dieseleinspeiseschalter der Notstanddiesel. Es wurden eine zusätzliche Zeitstufe mit Relais und Verknüpfung pro Strang für eine sichere Energieerzeugung nach einem Dieselstart eingebaut.
- In 2015/2016 erfolgte der vorbeugende Ersatz aller Elektrolytkondensatoren in den Jaquet-Relais (siehe Kap. 4.5.18 Vorkommnis 2015-01).
- Aufgrund des Vorkommnisses 2015-07 (Störabschaltung eines Notstand-Notstromdiesels über das Signal «Schmieroel Druck zu tief») soll der Abschaltgrenzwert für die Notstanddiesel auf $< 2{,}5$ bar festgelegt werden und ein neuer vorgelagerter Grenzwert bei $< 3{,}0$ bar eingerichtet werden. Weiter soll ein örtliches Manometer installiert werden.

Alterungsüberwachung

Da bei der Notstandnotstromversorgung gleiche Komponenten eingesetzt sind wie bei der Notstromversorgung, wird an dieser Stelle auf die Angaben in Kap. 4.5.5 verwiesen. Die dortigen Angaben sind auch hier zutreffend.

An den Notstanddieselgeneratoren sind keine Alterungseffekte feststellbar.

Zusammenfassende Bewertung des Betreibers

Mittelfristig sollen die bestehenden Schaltanlagen voraussichtlich im Rahmen des Projekts ERNOS komplett ersetzt werden. Die dabei ausgebauten Schaltanlagen könnten für Anlagenerweiterungen in den Redundanzen 1–4 oder zu Schulungszwecken weiterverwendet werden.

Die Generatoren sind seit der Inbetriebnahme des Werks im Einsatz. Sie sind in einem guten Zustand, haben aber trotzdem eine begrenzte Lebensdauer. Ein längerfristiger Ersatz der Generatoren muss in Betracht gezogen werden.

Beurteilung des ENSI

Der aus den aufgetretenen Alterungseffekten resultierende Komplettersatz von abgekündigten Komponenten der FM-Schaltanlageneinschübe wurde vom ENSI befürwortet und im Rahmen des Freigabeverfahrens begleitet. Die von der Alterung betroffenen Steuerkopfkomponenten der 3WE-Leistungsschalter wurden mittlerweile bei allen sicherheitsrelevanten Abgängen erneuert.

In den Angaben zur PSÜ [BER-E-92665] wird der gute Zustand der Notstandgeneratoren betont. Gleichzeitig sagt das KKG aus, dass ein längerfristiger Ersatz der Generatoren in Betracht gezogen werden soll. Dies stellt aus Sicht des ENSI einen Widerspruch dar. Hierzu erhebt das ENSI die Forderung 4-14 (Notstrom- und Notstanddieselgeneratoren), siehe Kap. 4.5.5.

Die Elektro- und Leittechnik der Notstandgeneratoren (ISKAMATIC B) wurde seit der Inbetriebnahme des KKG nicht erneuert. Dieses Thema wird in Kap. 4.5.17 der vorliegenden Stellungnahme behandelt.

Die seismische Ertüchtigung der Notstanddiesel sowie der zugehörigen Dieselautomatikschränke und der örtlichen Leitstände erfolgten als Nachrüstmassnahmen nach den Ereignissen in Fukushima. Damit wurde die Robustheit der Notstandnotstromversorgung bei Erdbeben aus Sicht des ENSI wesentlich gestärkt.

Die weiteren Änderungen wie der Ersatz aller Elektrolytkondensatoren in den Jaquet-Relais der Notstanddiesel, als Folge der ungeplanten Nichtverfügbarkeit der Dieselpumpe VA91 und die Anpassung des Abschaltgrenzwerts bei tiefem Schmieröldruck, erhöhen die Funktionstüchtigkeit der Notstanddiesel im Anforderungsfall.

Die Funktionstüchtigkeit der Notstanddiesel wird monatlich anhand von Reaktorschutzprüfungen geprüft. Dabei ist es innerhalb des Überprüfungszeitraums lediglich zu zwei Vorkommnissen gekommen, die von sehr geringer sicherheitstechnischer Bedeutung waren. Die Notstanddiesel wurden zusätzlich durch Störungen in anderen Systemen angefordert. In all diesen Fällen starteten die Notstanddiesel auslegungsgemäss, was die Zuverlässigkeit der Notstandnotstromversorgung aus Sicht des ENSI bestätigt.

4.5.7 Gleichstromversorgung

Zur 1E-klassierten Gleichstromversorgung gehören Batterien, Gleichrichter und Verteilanlagen. Im ungesicherten Bereich ist die Gleichstromversorgung der 24/48-V- und 220-V-Ebene jeweils viersträngig mit jeweiligen Batterien aufgebaut. Im gesicherten Bereich ist die Gleichstromversorgung 24/48-V dreisträngig ausgeführt. Es verfügen jedoch nur zwei Stränge über eine eigene Anspeisung sowie eine Versorgung durch Batterien. Die Gleichstromversorgung versorgt die Leistungsschalter, die leittechnischen Ausrüstungen und die Wechselrichteranlagen für die Speisung der gesicherten 380-V-Wechselstromschienen. Zusätzlich ist in der zweiten Wasserfassung (ZM05) eine eigenständige 24/48-V-Gleichstromversorgung inklusive Batterie sowie im Nasslager eine 24-V-Gleichstromversorgung inklusive zugehöriger Batterie aufgebaut. Für die primärseitige Druckentlastung existiert in den Strängen 5 und 6 jeweils eine eigenständige Anlage zur unterbrechungsfreien Stromversorgung (PISA-USV-Anlage).

Zusätzlich bestehen zwei 0E-klassierte 220-V-Gleichstromversorgungen inklusive zugehöriger Batterien für die Versorgung der Steuerstabantriebe.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die Sammelschienen sind in einem guten Zustand. Jedoch müssen im kommenden Überprüfungszeitraum diverse Komponenten vorbeugend ersetzt werden. Im vergangenen Überprüfungszeitraum verursachte ein verbliebener Draht (einseitig angeschlossen) aus dem Umbauzeitraum der Schutzgeräte einen Erdschluss (Störung in Form einer Erdschlussmeldung). Die Gleichrichteranlagen der Stränge 1–6 sind in einem guten Zustand, da alle zwischen 2010 und 2013 erneuert wurden. Die Gleichrichter in der ZM05 wurden 2006 ersetzt und sind ebenfalls in einem guten Zustand. Im Zuge der leittechnischen Erneuerungen im ZM05 (Projekt LETA 11) wird ein erneuter Ersatz dieser Gleichrichter geprüft. Bei den 2005 eingebauten PISA-USV-Anlagen sind keine Störungen aufgetreten. Sie sind dem Alter entsprechend in einem guten Zustand.

Im Rahmen einer Reaktorschutzprüfung kam es zu einer Störung der Gleichrichterüberwachung, die Zuschaltung des Gleichrichters war nach der Prüfung nicht mehr möglich. Als Ursache konnte eine kalte Lötstelle im Diagnosestecker ermittelt und umgehend behoben werden.

Die jeweiligen halbjährlichen Prüfungen der Batterien, die alle 5 Jahre durchgeführten Kapazitätsprüfungen sowie die sehr wenigen Instandsetzungsarbeiten zeigen einen guten Zustand der Batterieanlagen. Vereinzelt wird bei Batterien eine zusätzliche Einzelladung im Verbund vorgenommen, um die Zellenspannung durch die Starkladung der Einzelzelle wieder anzuheben. Es mussten zwei Batteriezellen durch Ersatzzellen aus der gleichen Fabrikationscharge ersetzt werden. Eine Batteriezelle wurde bei Gerüstarbeiten beschädigt. Eine weitere Batteriezelle wurde infolge einer sehr schwachen Einzelspannung ersetzt. Als Ursache konnten im Innern der Batterie kleine Feinschlüsse ermittelt werden. Ein generischer Defekt konnte durch weitere Messungen an den restlichen Batteriezellen ausgeschlossen werden.

Bei den eingesetzten verschlossenen Gel-Batterien (PISA-USV-Anlagen) wurde festgestellt, dass diese gegenüber den Herstellerangaben früher ersetzt werden müssen (Zyklus Batterieersatz 8 statt 10 Jahre).

Änderungen

Im Bereich der Doppelböden wurden die Sammelschienen seismisch ertüchtigt. Im Überprüfungszeitraum wurden sämtliche Gleichrichteranlagen inkl. deren Kabelanlagen erneuert. 2010 wurden die Batterien im Notstand (Strang 5 und 6) altersbedingt ersetzt. Dabei wurde auch deren Kapazität im Hinblick auf die Revision der Richtlinie ENSI-G02 erhöht.

Alterungsüberwachung

Bei den Instandhaltungsarbeiten / Prüfungen der Gleichstromschaltanlagen wurde festgestellt, dass die vorhandenen Kippschalter für die Meldeunterdrückung teilweise nicht mehr funktionieren. Diese wurden in einem 1:1-Ersatz inklusive der Leuchtmelder ersetzt. Bei Anschlusskontrollen wurden teilweise spröde Sicherungselemente entdeckt. Diese wurden bereits vorsorglich ersetzt. Bei den Gleichrichteranlagen sind aufgrund des kürzlichen Ersatzes (2010–2013) noch keine Alterungseffekte bemerkbar.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Aktuell sind noch Ersatzteile für die Einschübe im KKG-Lager vorhanden. Dennoch ist mittelfristig ein Komplettersatz der Lasttrenneinschübe und die Erneuerung der Sammelschienenmessfelder vorgesehen. Im gesicherten Bereich sollen die 24/48-V-Gleichstromsammelschienen im Zusammenhang mit dem Projekt ERNOS voraussichtlich komplett ersetzt werden. Bei den Gleichrichteranlagen sind kurz- und mittelfristig keine speziellen Arbeiten vorgesehen, da diese Systeme über die Jahre 2010–2013 erneuert wurden und genügend Ersatzteile verfügbar (an Lager im KKG sowie bestellbar) sind. Für Batterieanlagen sind zusätzliche Ersatzbatteriezellen aus der gleichen Fabrikations- und Liefercharge im KKG bereitgestellt. Diese werden im Strang 4 in Schwebeladung betrieben und könnten jederzeit als Ersatz für eine defekte Zelle eingesetzt werden. Mittelfristig wird der Ersatz (altersbedingt) der 220-V- und 24/48-V-Batterien in den Redundanzen 1–4 eingeplant. Dabei soll auch eine Kapazitätserhöhung bei den 220-V-Batterien eingeplant werden (Vorgaben Entwurf ENSI-G02, Teil 2). Des Weiteren sollen die «schwimmend» aufgestellten Batterieregale seismisch ertüchtigt werden (mechanische Befestigung / Verankerung). Die PISA-Gel-Batterien werden in der Hauptrevision 2018 oder 2019 infolge der geringen Lebensdauer vorsorglich ersetzt. Der altersbedingte Ersatz der Batterien in der zweiten Wasserfassung ZM05 soll, falls zeitlich möglich, zusammen mit der leittechnischen Ertüchtigung (Projekt LETA 11) erfolgen. Die Batterien im Nasslager werden voraussichtlich in den Jahren 2025/2026 ersetzt.

Beurteilung des ENSI

Die Gleichstromversorgung stellt aus Sicht des ENSI ein zentrales Element der Stromversorgungseinrichtungen des KKG dar. Dessen einwandfreie Funktion ist zur Störfallbeherrschung nötig. Da gewisse Komponenten dieser Einrichtungen seit Inbetriebnahme des KKG in Einsatz stehen und die Ersatzteilbeschaffung zunehmend schwieriger wird, ist es auch aus Sicht des ENSI zielführend, die Schaltanlageneinschübe der Gleichstromsammelschienen komplett zu ersetzen. Mittlerweile wurden Freigabeverfahren für den Ersatz der Einschübe und den Ersatz der Batterien in den Strängen 1–4 (220 V und 24/48 V) und der Steuerstabantriebe gestartet. Erste Batterien wurden 2021 und 2022 ersetzt. Die Stränge 1 und 4 sowie die PISA-Gel-Batterien sind somit abgeschlossen. Im Rahmen des altersbedingten Ersatzes der 220-V-Batterien kommt das KKG auch den erhöhten Kapazitätsanforderungen der Richtline ENSI-G02 nach. Das ENSI hat im Rahmen der Inbetriebnahme eine Inspektion durchgeführt, insbesondere war die Kapazitätsprüfung im Hinblick auf die Richtlinie ENSI-G02 von Interesse. Mit dieser Kapazitätsprüfung konnte die Erfüllung der entsprechenden Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02 erfolgreich bestätigt werden. Der Ersatz der Gleichstromeinschübe (24/48 V und 220 V) konnte aufgrund der längeren Hauptrevision 2021 bereits Ende 2021 abgeschlossen werden (geplant war 2020–2023). Mit dem geplanten Abschluss des Ersatzes der Batterien bis nach der Revision 2024 erfüllt aus Sicht des ENSI die Gleichstromversorgung der Stränge 1 bis 4 die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02.

4.5.8 Gesicherte Wechselstromversorgung

Für Notstromverbraucher, welche aus verfahrenstechnischen Gründen keinen Unterbruch erleiden dürfen (z. B. Gebäudeabschluss) sowie für die Sicherheitsbeleuchtung, existiert pro Redundanz eine «gesicherte Schiene». Jede 1E-klassierte Wechselrichteranlage für die gesicherten Sammelschienen besteht aus zwei Wechselrichtergeräten, die im Parallelbetrieb arbeiten (2 × 100%-Auslegung) und einer elektronischen Umschalteinheit (EUE). Im Normalbetrieb übernimmt jeder Wechselrichter eine Teillast. Der Betrieb der beiden Wechselrichtergeräte ist dabei unabhängig voneinander und rückwirkungsfrei. Bei Ausfall eines Wechselrichters wird die Versorgung vom zweiten Wechselrichter unterbrechungslos gewährleistet.

Statische 380/220-VAC-Wechselrichtereinheiten für die gesicherte IT-Versorgung

Die Wechselrichteranlagen für die gesicherte IT-Versorgung bestehen jeweils aus einem Wechselrichtergerät mit einer integrierten EUE. Im Normalbetrieb übernimmt der Wechselrichter die Versorgung der angeschlossenen Verbraucher. Diese statischen Wechselrichteranlagen versorgen die angeschlossenen FIDOS- und PRODIS-Verteilungen.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die Komponenten sind alle in einem sehr guten Zustand, da im Überprüfungszeitraum ein Komplettersatz stattgefunden hat.

Änderungen

In den Jahren 2011 bis 2013 wurden die rotierenden Umformereinheiten und deren Kabelanlagen in einem Komplettersatz durch Wechselrichteranlagen ersetzt. In den Jahren 2016 und 2017 wurden die PRODIS-Wechselrichtereinheiten inklusive Kabelanlagen komplett ersetzt.

Alterungsüberwachung

Aufgrund der kompletten Erneuerung der Komponenten inkl. Kabelanlagen sind keine Alterungseffekte festzustellen.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Ausser den geplanten Instandhaltungstätigkeiten sind künftig keine speziellen Arbeiten vorgesehen.

Beurteilung des ENSI

Da im Überprüfungszeitraum umfassende Erneuerungsarbeiten stattfanden, sind die Gleichstromversorgungseinrichtungen in einem sehr guten Zustand. Anhand der Freigabeverfahren war das ENSI bei der Umsetzung der Erneuerung (Ersatz der rotierenden Umformer, Ersatz PRODIS-Wechselrichteranlagen) involviert. Anhand einer Inspektion während der Inbetriebsetzung der neuen Wechselrichteranlagen konnte sich das ENSI von der korrekten Ausführung sowie der auslegungsgemässen Funktion überzeugen.

4.5.9 Sicherheitsleittechnik

Das Reaktorschutzsystem hat die Aufgabe, die aufgrund von Störfallbetrachtungen geeigneten Anregekriterien für Sicherheitssysteme messtechnisch zu erfassen, Grenzwerte zu bilden und diese durch logische Verknüpfungen zu Auslösesignalen zusammenzufassen, welche die entsprechenden Schutzaktionen einleiten. Zu diesen Aktionen gehören neben der Reaktorschnellabschaltung weitere Sicherheitsaktionen, wie die Auslösung von Gebäudeabschluss, Notkühlung, Notspeisung, Notstromversorgung und andere. Entsprechend der Aufgabenstellung gliedert sich das Reaktorschutzsystem in funktioneller Hinsicht in Analog-, Logik- und Relaisteil.

Das Reaktorschutzsystem ist im ungesicherten und im gesicherten Bereich eingebaut. Sowohl der gesicherte als auch der ungesicherte Reaktorschutz waren innerhalb des Überprüfungszeitraums in fest verdrahteter Technik aufgebaut. Mittlerweile wurde in der Revision 2022 der ungesicherte Reaktorschutz durch digitale Leittechnik ersetzt. Das Reaktorschutzsystem ist auch nach fehlerhaften Handeingriffen jederzeit wieder in der Lage, durch erneutes Ansprechen der Anregekriterien die Reaktorschutzaktionen vorrangig auszulösen.

Ein wesentlicher Gesichtspunkt bei der Erstellung des Reaktorschutzkonzeptes war, dass sich alle Fehler weitestgehend selbst melden bzw. sich nicht selbstmeldende Fehler durch Handprüfung während des Leistungsbetriebs feststellbar sind.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Das Reaktorschutzsystem arbeitet sehr zuverlässig und weist eine sehr hohe Verfügbarkeit aus. Die wiederkehrenden Prüfungen zeigten keine Auffälligkeiten.

Die Instandhaltungsstrategie des Reaktorschutzsystems basiert ausschliesslich auf Prüfungen, welche zyklisch oder nach Bedarf erfolgen. Falls bei den Prüfungen oder den Baugruppenreparaturen ein Schwachpunkt oder eine Häufung von Ausfällen festgestellt wird, wird in der Regel eine generelle Verbesserung oder ein genereller Ersatz des betreffenden Bauteils vorgenommen. Zur vorbeugenden Instandhaltung können auch Änderungen gezählt werden, welche ein verbessertes Systemverhalten und damit eine Verringerung der Anzahl von Störungen bewirken.

Innerhalb des Überprüfungszeitraums führte in 2012 eine defekte Überspannungsschutzdiode zur Fehlauslösung von Reaktorschutzsignalen. Aufgrund dieses meldepflichtigen Vorkommnisses wurde ein Konzept zum Austausch resp. zur Überprüfung von Überspannungsschutzdioden in Leittechnikschränken erarbeitet. Die erste Erneuerungstranche von Überspannungsschutzdioden erfolgte in der Revision 2017.

Änderungen

Durch den Ersatz der Leistungsstellerschränke der Stränge 5 bis 7 wurden an gewissen Reaktorschutzsignalen Anpassungen nötig. Der Ersatz der Frischdampf-Umleitungsregelung führte zu weiteren Signalanpassungen. Diverse Anpassungen wurden im Rahmen der Projekte LETA 1 und 2 sowie bei dem Ersatz des Hauptleitstandes im Kommandoraum umgesetzt. In Folge der Alterung wurden einige Reaktorschutz-Druckmessumformer ersetzt.

Alterungsüberwachung

Im Überprüfungszeitraum gab es ausser bei den Überspannungsdioden keine festgestellten Alterungseffekte. Das Reaktorschutzsystem arbeitet sehr zuverlässig und mit sehr hoher Verfügbarkeit. Das System ist abgekündigt. Das KKG verfügt aber zurzeit über genügend Ersatzteile, um einen sicheren Betrieb zu gewährleisten. Es ist anzumerken, dass sämtliche Reparaturen an Reaktorschutz-Komponenten vom eigenen Personal durchgeführt werden. Im Weiteren besteht die Möglichkeit, eine zur Reparatur von Baugruppen zertifizierte Reparaturwerkstätte beizuziehen. Es besteht zusätzlich die Möglichkeit, Baugruppen aus anderen Kraftwerken zu beziehen.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Ein Ersatz des Reaktorschutzsystems durch ein vergleichbares und dem Stand der Technik entsprechendes System wird längerfristig ins Auge gefasst. Ein Vorprojekt diesbezüglich ist aktuell lanciert.

Beurteilung des ENSI

Die Instandhaltungsstrategie des KKG hat sich bewährt. Die Reaktorschutzsysteme arbeiten zuverlässig und mit einer hohen Verfügbarkeit. Dies ist nach Ansicht des ENSI den umfassenden zyklischen Prüfprogrammen sowie der laufenden Eliminierung von erkannten Schwachstellen (Alterung) zu verdanken. Aus Sicht des ENSI besteht kein akuter Handlungsbedarf, da aktuell noch genügend Ersatzteile vorhanden sind, jedoch könnten aufgrund der Alterung zukünftig vermehrt Ausfälle auftreten. Die Aussagen zur Alterungsüberwachung bezüglich Reparaturen von Reaktorschutzbaugruppen sind für das ENSI im Hinblick auf das gültige Regelwerk nicht eindeutig nachvollziehbar und sind im Rahmen der Erfüllung der Forderung 4-15 (Anforderungen Richtlinie ENSI-B14) zu überprüfen.

Das Thema der Alterung von Überspannungsschutzdioden wird in Kap. 4.6.2 «Blitzschutz» behandelt.

Der geplante Ersatz des Reaktorschutzsystems wird vom ENSI befürwortet. Unterdessen ist das Projekt für den Ersatz des ungesicherten Reaktorschutzes (LETA 3) gestartet und konnte in der Revision 2022 umgesetzt werden. Das ENSI hat diese Anlagenänderung im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit verfolgt (Freigaben, Inspektionen). Für das nach 2022 in bestehender Technologie verbliebene Reaktorschutzsystem im gesicherten Bereich (Notstand) wurden keine konkreten Aussagen bezüglich des weiteren Betriebes und Unterhaltes gemacht. Die Thematik der Ersatzteile hat sich etwas entschärft, da durch den Ersatz des ungesicherten Reaktorschutzes (LETA 3) viele Baugruppen zur Verfügung stehen. Mittlerweile wurde dem ENSI das Projekt für den Ersatz des gesicherten Reaktorschutzes (LETA RX) vorgestellt. Das ENSI wird dieses Projekt im Rahmen seine Aufsichtstätigkeit verfolgen und beurteilen.

4.5.10 Neutronenflussinstrumentierung

Die Neutronenflussinstrumentierung liefert entsprechend den Anlagebetriebsarten kontinuierliche Informationen über den Neutronenfluss bzw. die nukleare Reaktorleistung. Es wird zwischen der Innen- und der Ausseninstrumentierung unterschieden.

Die Signale der Messeinrichtungen innerhalb des Reaktordruckbehälters (Inneninstrumentierung), d. h. im Reaktorkern, dienen der Bestimmung der dreidimensionalen Leistungsverteilung und zur Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte.

Die Einrichtungen ausserhalb des Reaktordruckbehälters zur Messung der Neutronenflussdichte (Aussenstrumentierung) liefern primär die Signale zur Überwachung der integralen, durch Spaltungen erzeugten (nuklearen) Leistung im Kern. Weiterhin dienen sie der Bildung von Signalen zur Überwachung der globalen Leistungsverteilung im Kern.

Um über den gesamten Bereich vom Quellbereich bis Volllast eine möglichst genaue Neutronenflussanzeige zu erhalten, wird die Messung im Aussenbereich durch drei Messkanäle erfasst. Die Mess- und Anzeigebereiche der drei Messkanäle überlappen sich, um eine vollständige und präzise Anzeige über den gesamten Bereich zu erhalten.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Im Rahmen einer vorbeugenden Instandhaltung werden periodische Funktionsprüfungen durchgeführt. Die Prüfungen an der äusseren Neutronenflussinstrumentierung werden ausschliesslich von eigenem, qualifizierten Fachpersonal durchgeführt. Dies sichert die Erhaltung der speziellen Fachkenntnisse und fördert das Verantwortungsbewusstsein für das System.

Während des Überprüfungszeitraums sind keine systematischen Fehler festgestellt worden. Bei den wenigen festgestellten Abweichungen handelt es sich um Einzelfehler. Die meisten Eingriffe betrafen routinemässige Nachjustierungen von Verstärkern.

Im Jahr 2010 musste die Reaktorleistung vorübergehend infolge von Neutronenrauschen abgesenkt werden. Zusätzlich zur Kalibrierung wurde als Verbesserungsmassnahme ein verbesserter Filter eingebaut.

Die Anzahl und Arten der innerhalb des Überprüfungszeitraums aufgetretenen Störungen entsprachen in jedem Jahr den Erwartungen. Es ist keine zunehmende Tendenz oder Systematik festzustellen. Bei allen Störungen waren einzelne unterschiedliche Baugruppen ausgefallen. Die Ausfälle werden als Einzelfehler eingestuft.

Änderungen

Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden das Kugelmesssystem und Teile der Leittechnik (LETA 1) ersetzt. Im Zuge dieser Projekte wurden auch Kabel und Steckverbinder erneuert.

Alterungsüberwachung

Es sind keine schleichenden Abweichungen bzgl. des Verlaufes der Isolationswiderstände der Leistungsbereichskammern, der Mittelbereichskammern und der Impulsbereichszählrohre erkennbar. Auch bei der inneren Kerninstrumentierung konnten keine Alterungseffekte festgestellt werden.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Aufgrund des Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung von Verbesserungen und der konsequenten Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung ist die äussere Neutronenflussinstrumentierung in einem sehr guten Zustand. Die äussere und innere Neutronenflussinstrumentierung arbeiten aktuell zuverlässig.

Aufgrund der Tatsache, dass Komponenten seit längerem vom Hersteller abgekündigt sind, ist längerfristig auch bei der äusseren Neutronenflussinstrumentierung der Ersatz der Nuklearelektronik durch eine aktuelle Leittechnik einzuplanen.

Beurteilung des ENSI

Innerhalb des Überprüfungszeitraums gab es keine nennenswerten Auffälligkeiten bei der Neutronenflussinstrumentierung. Mit dem Projekt LETA 1 wurde die Inneninstrumentierung erneuert und damit auf den Stand der Technik gebracht. Die vorbeugende Instandhaltung ist aus Sicht des ENSI zweckmässig, was auch dadurch bestätigt wird, dass bei der äusseren Neutronenflussinstrumentierung während des Überprüfungszeitraums eine hohe Verfügbarkeit ausgewiesen werden konnte. Mittlerweile ist die Erneuerung der äusseren Neutronenflussinstrumentierung (Projekt ENA) geplant, das entsprechende Freigabeverfahren läuft. Es wird im Rahmen der Jahresrevision 2023 umgesetzt.

4.5.11 Seismische Instrumentierung

Die seismische Instrumentierung soll gemäss Richtlinie ENSI-G02 die charakteristischen Erdbebenwerte im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich festhalten und den Vergleich mit dem der Auslegung der Kraftwerksanlage zugrunde gelegten Sicherheitserdbeben ($SSE_{Auslegung}$) und Betriebserdbeben (OBE) gestatten. Entsprechend dem US NRC Regulatory Guide RG-1.166 sind die Aufzeichnungen jedes Messkanals hinsichtlich der Antwortspektren und der kumulierten absoluten Beschleunigungen auszuwerten.

Beim Überschreiten von Grenzwertbedingungen (aufgeteilt in die drei Kategorien «seismisches Ereignis», «Betriebserdbeben» und «Sicherheitserdbeben») werden die entsprechenden Alarme im Kommandoraum signalisiert. Die Daten der festgestellten Ereignisse werden sowohl in einer lokalen Verarbeitungseinheit als auch zentral gespeichert.

Im Rahmen des Projekts ERNOS wurde 2018 ein System zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Erdbeben (SE4a) eingebaut. Dabei wurde ein zur bestehenden seismischen Instrumentierung unabhängiges System (SABS) realisiert. Bei dessen Anregung (Erdbeben) wird über Begrenzungseinrichtungen (Funktion Stabeinwurf) die Anlage sicher abgeschaltet.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Während des Überprüfungszeitraums sind keine systematischen Fehler festgestellt worden. Bei den wenigen festgestellten Abweichungen handelt es sich um Einzelfehler.

Änderungen

Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden keine Änderungen durchgeführt.

Alterungsüberwachung

Es konnten keine Alterungseffekte festgestellt werden.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Aufgrund des Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung und der konsequenten Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung ist die seismische Anlageninstrumentierung in einem sehr guten Zustand und arbeitet zuverlässig.

Mittelfristig ist der Industrie-PC und das Betriebssystem zu ersetzen. Die bestehende Anwendung der Zentralelektronik der seismischen Instrumentierung ist für neuere Windows-Betriebssysteme erhältlich. Im Rahmen des Projekts ERNOS wird zur Erhöhung der Sicherheitsmargen ein seismisches Abschaltsystem eingebaut.

Beurteilung des ENSI

Innerhalb des Überprüfungszeitraums sind keine nennenswerten Auffälligkeiten im Zusammenhang mit der Erdbebeninstrumentierung zu verzeichnen. Die vorbeugende Instandhaltung kommt auch bei der Erdbebeninstrumentierung positiv zu tragen. Da das Betriebssystem der Zentralelektronik (Industrie-PC) abgekündigt ist, ist auch aus Sicht des ENSI der mittelfristige Ersatz folgerichtig. Das erwähnte seismische Abschaltsystem wurde in 2018 in Betrieb genommen und es wurden erste Erfahrungen gesammelt. Das ENSI konnte sich beim Freigabeverfahren und der Inbetriebnahme von der qualitativ hochwertigen Umsetzung der Änderung überzeugen. Die innerhalb des Überprüfungszeitraums registrierten Aufzeichnungen und Betriebserfahrungen belegen die korrekte Funktionstüchtigkeit des Systems.

4.5.12 Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung

Die Steuerstabschienen versorgen den Leistungsteil für die Steuerstabantriebe. Diese sind in den Redundanzen 1 und 3 aufgebaut. Sie werden jeweils über zwei Gleichrichter elektrisch versorgt, wobei einer der Gleichrichter im Strang 1 direkt die Steuerstabbatterie versorgt, über welche die zugehörige Steuerstabschiene weiter versorgt wird. Die beiden Steuerstabschienen sind über eine Kopplung miteinander verbunden. Beide Schienen versorgen über Widerstandsgerüste jeweils die Hälfte der 48 Steuerstabantriebe. Für jeden Antrieb sind je vier Einschübe (Steuer-, Hub-, Greif-, Halteeinschub) in den zugehörigen Steuerstabschienen vorhanden. Mit dem Steuereinschub erfolgt die Kopplung zwischen der Leittechnik (Reaktorleittechnik) und dem Leistungsteil.

Die Steuerstabantriebe bestehen aus einem mechanischen Teil (Druckrohr, Antriebsstange und Klinkeneinheit) und einem elektrischen Teil (Antriebsspulen und Kaminrohr mit Kabelverbindung und Steckdose). Des Weiteren besitzt jeder Antrieb ein Messsystem (Stellungsmessung) zur Bestimmung der Eintauchtiefe des Steuerelements in den Kern.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

- Antriebsspulen: Die Anschlussleitungen zu den Steuerstabantriebsspulen wurden in den Jahren 1997 und 1998 infolge Versprödung der Silikonisolierung alle durch kaptonisolierte Leitungen ersetzt. Der Zustand der Leitungen wurde seither gelegentlich überprüft. Seit dem Übergang auf kaptonisolierte Leitungen konnten keine Veränderungen mehr festgestellt werden.
- Anzeigespulen: Mit der Sanierung der Anschlussleitungen zu den Anzeigespulen wurde im Jahre 2015 begonnen, sie soll in der Revision 2018 abgeschlossen sein.

Beim Vorkommnis 2016-06 kam es zu einem Stabfehleinfall bei Volllastbetrieb. Die Ursache konnte nicht festgestellt werden. Beim entsprechenden Steuerstab wurden vorsorglich die Hub-, Greif- und Haltespuleneinschübe in der Steuerstabschiene ersetzt.

Änderungen

Infolge Alterung und ungenügender Ersatzteilhaltung von Komponenten sollen die beiden Steuerstabschienen in den nächsten 3 Jahren einer umfangreichen Sanierung unterzogen werden.

Alterungsüberwachung

Bei den Steuerstabschienen wurden bei den Leitungsschutzschaltern Alterungseffekte festgestellt. Von den eingesetzten Schützen mussten einige infolge Verlängerung der Schaltzeiten ersetzt werden. Bei den Widerstandsgerüsten wurden bisher keine Abweichungen oder Fehler festgestellt.

Der Zustand des mechanischen Teils der Steuerstabantriebe wird jährlich anhand von Messungen beurteilt. Aufgrund dieser Messungen wird die Funktionsfähigkeit nachgewiesen und über einen vorsorglichen Austausch eines mechanischen Teiles entschieden.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Die von der Alterung betroffenen Teile werden mit der vorgesehenen Sanierung der Steuerstabschienen in den nächsten 3 Jahren ersetzt.

Die Widerstände auf den beiden Widerstandsgerüsten 0FE und 0FF weisen nach den optischen Inspektionen keine Unregelmässigkeiten auf. Die elektrischen Eigenschaften werden im Zusammenhang mit den Spulenspannungsoszillogrammen beim Anfahren mitbewertet. Der Betrieb sollte bis zum Ende der Laufzeit möglich sein.

Zurzeit sind noch genügend Reserveklinkeneinheiten vorhanden. Mit dem vorgesehenen Abschluss der Sanierung der Anzeigespulen im Jahre 2018 und dem gleichzeitigen Austausch der zugehörigen Steckdosen (für Antriebs- und Anzeigespulen) ist auch der Bereich der Anzeigespulen wieder auf dem aktuellen Stand.

Mit dem Wechsel der Kabel und der Stecker der Anschlusskabel zu den Steuerstabantrieben sind von Seite der Reaktorleittechnik im Bereich der Kabelbrücke für die restliche Betriebsdauer des KKG keine Massnahmen mehr notwendig.

Beurteilung des ENSI

Mit dem Abschluss der Sanierung der Anschlussleitungen der Anzeigespulen der Steuerstabantriebe in der Revision 2018 konnten die radiologisch und thermisch stark belasteten Leitungen erfogreich erneuert werden und stellen damit aus Sicht des ENSI den künftigen sicheren und zuverlässigen Betrieb dieses Teilsystems sicher. Die Entscheidung des KKG, die Steuerstabschienen aufgrund der aufgetretenen Alterungseffekte mit

neuen Komponenten zu ersetzten, wird vom ENSI befürwortet. Die erste Schiene wurde in der Revision 2019 umgebaut. Die zweite Schiene folgte in der Revision 2021. Das ENSI konnte sich anhand des Freigabeverfahrens sowie mittels einer Inspektion anlässlich der Inbetriebsetzung der Schiene während des Anfahrens nach der Revision 2019 von der korrekten und qualitativ hochwertigen Umsetzung überzeugen. Mit Abschluss dieser Arbeiten sind die entscheidenden Komponenten für den weiteren zuverlässigen Betrieb ersetzt. Die aufgetretenen Alterungseffekte konnte mit dem Ersatz erfolgreich behoben werden und die unterdessen gesammelten Betriebserfahrungen mit den neuen Steuerstabschienenkomponenten sind positiv.

4.5.13 Regelungen und Begrenzungen des Primärkreislaufs

Bei den 0E-klassierten Reaktorregelungen, den Reaktorleistungsbegrenzungen und der Stabsteuerung handelt es sich um leittechnische Einrichtungen, die für die Prozessführung im Bereich des Primärkreises und der Hilfssysteme benötigt werden. Neben den Regelungs- und Begrenzungsfunktionen werden von den Systemen auch Steuerungsaufgaben erfüllt.

Die Reaktorregelungen haben die Aufgabe, die von ihnen beeinflussten Prozessgrössen nach Abweichungen selbsttätig auf den Sollwert zurückzuführen.

Tabelle 4-6: Reaktorregelungen

LEFU	Systembezeichnung der Regelsysteme (Teilsysteme) der Sicherheitsklasse C	Kurzbezeichnung
AA81	Neutronenflussregelung	PHI-Regelung
AA82	Borsäure- und Deionateinspeise-Regelung	BoDe-Reg.
AA85	Stabbank-Stellungs-Regelung 1	StaBS 1
AA86	Stabbank-Stellungs-Regelung 2	StaBS 2
AA87	Leistungsverteilungs-Regelung	LV-Regelung
BA83	Primärkreisleckagen ergänzen, VAB Füllstand < min	VAFÜ-Regelung
BB84	Sperrwasserreglung HKMP	SpeWaDu-Reg.
BC81	*DE-Füllstandregelung mit Volllastregelventil*	*DE-VL-Regelung*
BC82	*DE-Füllstandregelung mit Notspeisesystem*	*DE-VL-Regelung*
BC83	*DE-Füllstandregelung mit Schwachlast-Regelventil*	*DE-SL-Regelung*
BC84	*DE-Aufschaltstrangregelung mit Notspeise-System*	—
BC86	*DE-Bespeisung mit An-/Abfahrpumpen*	—
BG82	Kühlmitteltemperaturregelung	KMT-Regelung
BG83	Kühlmitteldruck-Regelung	KMD-Regelung
BG84	Kühlmittel-Niederdruck-Regelung	KM-ND-Regelung
BG85	HD-Kühler Austrittstemperaturregelung	HDKAT-Reg.
BG87	Leckwasserkühler Austrittstemperaturregelung	LWKAT-Reg.
BI81	Druckhalter-Füllstandregelung	DHF-Regelung
BI82	Druckhalter-Füllstand-Niederdruck-Regelung	DHF-ND-Regelung
BI83	Volumenausgleichsbehälter-Füllstandregelung	VAB-Füllst.-Reg.

Bei Bedingungen, die die Regelungsfunktionen nicht ausregeln können, kommen Begrenzungsfunktionen zum Eingriff. Durch diese Begrenzungsfunktionen sollen die Anlageparameter innerhalb von betrieblichen Grenzen gehalten bzw. dahin zurückgeführt werden, respektive die Voraussetzungen für die Wirksamkeit von Sicherheitsfunktionen sichergestellt werden. Falls diese Begrenzungsfunktionen für die Beherrschung einer Störung nicht ausreichen, kommen die Schutzfunktionen (vgl. Kap. 4.5.9) und gegebenenfalls weitere Sicherheitssysteme zum Einsatz.

Tabelle 4-7: Reaktorbegrenzungen

LEFU	Systembezeichnung der Begrenzungssysteme 4-fach redundant (Teilsysteme)	Kurzbezeichnung	Si.-Kl.
AA73	Reaktorleistung minus Speisewasserdurchsatz Begrenzen	—	C
AA74	EIKO / Entborieren im Abschaltzustand des Reaktors begrenzen	EIKO	B
AA75	Unzulässige Brennstabbelastung, überhöhte Leistungsdichtebegrenzen	MAUK-RELEB	B
AA76	Leistungsdichte hinsichtlich DNB begrenzen	DNB-Begr.	B
AA77	Leistungsdichte im Hinblick auf PCI begrenzen (PO/PU)	PCI-Begr.	B
AA88	Reaktorleistung bei Ausfall einer Speisewasser-Pumpe begrenzen	PUMA-RL	C
AA89	Ungleichgewicht zwischen Reaktor- und Generatorleistung begrenzen	STEW-LAW	B
AA90	Reaktivitätsrampen beim Anfahren begrenzen	—	B
AA91	Einfahrtiefe der L-Bank begrenzen	L-STEB	B
AA92	Einfahrtiefe der D-Bank begrenzen	D-STEB	B
AA93	Generatorleistung an Reaktorleistung anpassen	PERG	C
AA94	Reaktorleistung beim Ausfall einer HKMP begrenzen	PUMA-YD	B
AA95	Variationsbereich der Reaktorleistung begrenzen	L-RELEB	B
AA96	Steuerelemente in ihre Bänke zurückführen	RüFaReg	C
AA97	Einfluss tief stehender Stäbe begrenzen	STAFE	C
AA101	Leistungsdichte im Hinblick auf LOCA begrenzen (PO)	POR	B
AA102	Leistungsdichte im Hinblick auf LOCA begrenzen (PU)	PUR	B
AA103	Handbetätigung einzelner Steuerstäbe	—	C
AA104	Periodengrenzwert	—	B
AA105	Abschalten HKMP bei ATWS	ATWS	C
BB54	Absperren der TA-Entnahmeleitung bei HKML-Füllstand tief	—	B
BG51	KMD oberhalb Sollwert begrenzen	KMD-Begr. O.S.	B
BG52	KMD unterhalb Sollwert begrenzen	KMD-Begr. U.S.	B
CC51	Leckagemenge bei DEHEIRO reduzieren	DEHEIRO	B
XE81	Trockengehschutz DH-Heizung	—	B

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Seit der Umrüstung auf die neue digitale Leittechnik (Projekt LETA 1) in der Revisionsabstellung 2014 bestätigen die Ergebnisse der Prüfungen den sehr guten Zustand dieser Systeme. Im Anlagenbetrieb wie auch in der Revision wurden im Rahmen der verschiedenen Prüfungen nur vereinzelt Fehler festgestellt und beseitigt. Bis auf zwei Fälle waren die Fehler als Einzelfehler einzustufen. In einem Fall mussten alle analogen Stabstellungsbaugruppen aufgrund einer Abweichung zur Auslegung (Vorkommnis 2014-14) angepasst werden. Die Fehlfunktion trat bei der Re-Synchronisierung der Baugruppe nach einem Baugruppentausch auf. Im andern Fall mussten alle Einstecküberwachungsbaugruppen ersetzt werden (Ausfall von Sicherungen; Chargenfehler bei den Sicherungen der Module vermutet). Andere Instandsetzungsabreiten waren innerhalb des Überprüfungszeitraums nicht nötig.

Änderungen

In der Revision 2014 wurde die Reaktorleittechnik durch das digitale Leittechniksystem Teleperm XS ersetzt. In den Folgejahren (2015/2017) wurden Optimierungen aufgrund von Inbetriebsetzungsversuchen und aufgrund von Erfahrungen aus dem Anlagenbetrieb nach der Umrüstung implementiert. Zur Verbesserung des flexiblen Leistungsbetriebes wurde 2017 als Erweiterung der Reaktorleittechnik die adaptive Leistungsverteilungs- und Bankstellungsregelung nachgerüstet.

Alterungsüberwachung

Seit dem Einbau des neuen TXS-Systems sind keine Alterungseffekte festgestellt worden. Diverse der Alterung unterworfene Komponenten wurden von der Fa. Framatome identifiziert. Sie werden in den vorgesehenen Abständen ersetzt. Die Angaben dazu sind in der Prüfvorschrift zum Prüfen der Schrankmeldungen enthalten.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Mit dem Übergang auf die neue digitale Leittechnik sind die Systeme der Reaktorregelungen und Begrenzungen wieder auf dem aktuellen Stand der Technik.

Das neue Reaktorleittechniksystem befindet sich in einem guten Zustand. Die Ersatzteilsituation konnte mit dem Einkauf genügender Ersatzteile entschärft werden.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat sich im Freigabeverfahren und bei der Inbetriebnahme der neuen digitalen Leittechnik für die Reaktorregelungen und Begrenzungen von der qualitativ hochwertigen Umsetzung der Änderung überzeugt. Das neue digitale Leittechniksystem zeigt sich in der Folge zuverlässig und der Wartungsaufwand hält sich in Grenzen. Mit den zusätzlich nachgerüsteten Funktionserweiterungen und Optimierungen entspricht das System dem Stand der Technik.

4.5.14 Sicherheitstechnisch relevante Leittechnik des Sekundärkreislaufs

Dieses Kapitel behandelt 0E-klassierte, sicherheitsbezogene Leittechnikausrüstungen, die auf den Sekundärkreislauf der Reaktoranlage einwirken. Indirekt beeinflussen diese Leittechnikausrüstungen auch den Primärkreislauf. Durch sie kann das Ansprechen von Sicherheitssystemen vermieden und der Ablauf von Störungen günstig beeinflusst werden.

Eine Auflistung und Bewertung dieser Einrichtungen enthält der KKG-PSÜ-Bericht «Elektrotechnik» BER-E-92665.

Die betrachteten 0E-klassierten Einrichtungen mit ihren sicherheitsbezogenen Funktionen sind:

- Turbinenregler mit Generator-Leistungsregler, Drehzahlregler und Frischdampfminimaldruck-Regelung
- Frischdampf-Umleitregelung mit Frischdampf-Maximaldruck-Regelung und Frischdampf-Minimaldruck-Geräte
- Dampferzeuger-Füllstands-Regelungen im ungesicherten Bereich: Mit dem Projekt LETA 1 wurden die Dampferzeugerniveauregelungen in die Reaktorleittechnik verschoben. Somit werden diese in Kap. 4.5.13 behandelt. Diese sind kursiv in der Tabelle 4-6 (Reaktorregelungen; BC81-84,86) dargestellt.
- Dampferzeuger-Füllstands-Regelungen im gesicherten Bereich: Notstandspeiseregelung (Notstandspeisewasserregelung)
- Frischdampf-Abblaseregelung

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Über den Überprüfungszeitraum sind insgesamt nur wenige Störungen aufgetreten, die ursächlich auf die Regelungen zurückzuführen sind.

Änderungen

Im Rahmen des Projekts «Ersatz Reaktorregelungs- und Begrenzungssystem» (LETA 1) wurde die einkanalige Erfassung des Dampferzeuger-Niveaus auf eine dreikanalige Messung umgerüstet und Dampferzeugerniveauregelungen in die Reaktorleittechnik verschoben.

Die Regelungen wurden in den Jahren 2007 (Wellendichtdampfregelung), 2011 (Turbinenregelung) und 2012 (Frischdampf-Umleitregelung) funktional identisch auf die digitale Sicherheitsleittechnik Teleperm XS umgestellt.

Alterungsüberwachung

Die Turbinenregelungen wurden im Zeitraum 2007 bis 2012 komplett durch ein neues System ersetzt. Es sind bisher weder Alterungseffekte noch Schadensbilder feststellbar. Das Prozessregelsystem Teleperm C arbeitet mit hoher Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit, was sich an der sehr geringen Anzahl von Fehlern und Ausfällen widerspiegelt. Im Rahmen der wiederkehrenden Prüfungen während der Jahresrevision werden kleinere Abweichungen korrigiert und justiert, sodass sich der Betreuungsaufwand während des Anlagenbetriebs auf ein Minimum beschränkt.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Bedingt durch die sehr geringe Anzahl von Ausfällen und der Möglichkeit, Reparaturen im KKG selbst durchzuführen, besteht kein unmittelbarer Handlungsbedarf. Der gute Zustand der Komponenten, die gute Reparierbarkeit sowie das vorhandene Reserveteilelager erlaubt weiterhin einen zuverlässigen Betrieb des Regelsystems. In Anbetracht des Alters der Leittechnikkomponenten ist ein mittelfristiger Ersatz der Regelungen in Betracht zu ziehen.

Beurteilung des ENSI

Innerhalb des Überprüfungszeitraums sind keine nennenswerten Auffälligkeiten bei der sicherheitsrelevanten Leittechnik des Sekundärkreislaufes zu verzeichnen. Das ENSI wertet die Erneuerung und die gleichzeitige Integration einiger Dampferzeugerfüllstandregelungen innerhalb der Leittechnik der Reaktor-Regelungen und Begrenzungen positiv. Ebenso ist der Ersatz der Turbinenreglungen als positiv zu bewerten. Die neue Leittechnik (Teleperm XS) erweist sich als zuverlässig. Die restlichen oben beschriebenen Regelungen, welche seit der Inbetriebnahme des KKG im Einsatz stehen, sind dank der aufwendigen und regelmässigen Wartungen in einem guten Zustand. Den vom KKG vorgesehenen mittelfristigen Ersatz der restlichen sicherheitsrelevanten Leittechnikkomponenten des Sekundärkreislaufs erachtet das ENSI aus sicherheitstechnischer Sicht als ausreichend und befürwortet diesen dementsprechend.

Die Aussagen des KKG bezüglich Reparaturen von Baugruppen der sicherheitsrelevanten Leittechnik des Sekundärkreislaufs sind für das ENSI im Hinblick auf das gültige Regelwerk allerdings nicht eindeutig nachvollziehbar. Gemäss den Angaben im Dokument BER-E-92665 werden bei gewissen klassierten Systemen Reparaturen an Komponenten ganz oder teilweise vom eigenen Personal durchgeführt. Für das ENSI ist aus der vorhandenen Dokumentation nicht erkennbar, inwiefern die Anforderungen der Richtline ENSI-B14 Kap. 5.3.1 (Ausbesserung) für Komponenten erfüllt werden.

Forderung 4-15 (Anforderungen Richtlinie ENSI-B14)

Das KKG hat aufzuzeigen, wie den Anforderungen des gültigen Regelwerks, insbesondere der Richtlinie ENSI-B14, bei Reparaturen von Komponenten mit sicherheitstechnischer Klassierung 0E und 1E entsprochen wird und dass das Zertifikat für die Komponenten seine Gültigkeit behält. Termin: 31.12.2024.

4.5.15 Mensch-Maschine-Schnittstelle

Die zentralen Mensch-Maschine-Schnittstellen sind die Leitstände im Kommandoraum sowie die diversen dezentralen Nebenleitstände. Sie vermitteln einen Überblick über den Betriebszustand der Anlage und bieten die Möglichkeit, über die Steuerungs- und Regelungseinrichtungen in den funktionellen Ablauf einzugreifen. Dies wird durch den Aufbau in geeigneter Wartentechnik, in welcher die Leitfelder und Messinstrumente in spezifischen Fliessbildern angeordnet sind, ermöglicht.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Eine periodische Instandhaltungsstrategie erübrigt sich insofern, da die Bedienelemente regelmässig im Rahmen des Kraftwerkbetriebs und in Wiederholungsprüfungen verwendet werden und damit eventuelle Fehler sehr schnell erkannt werden. Im Überprüfungszeitraum zeigten sich keine Auffälligkeiten oder Vorkommnisse bei den Leitständen. Seit dem Ersatz der NOGEMA gab es ein meldepflichtiges Vorkommnis. Nach der Erneuerung wurden in den NOGEMA-Schränken erhöhte Temperaturen festgestellt. Um eine gleichmässige Temperaturverteilung in den Schränken zu erreichen, wurden die Schranktüren mit einem grösseren Luftaustrittsquerschnitt modifiziert sowie die Komponenten im Inneren wärmetechnisch optimiert angeordnet.

Änderungen

Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurde der Hauptleitstand LA im Kommandoraum infolge Alterung komplett ersetzt. Der Vor-Ort-Leitstand «H2-Abdichtung Generator» wurde modernisiert. Die NOGEMA wurde im Rahmen des Projekts LETA 4 in der Jahresrevision 2017 komplett ersetzt, weswegen es noch keine Ergebnisse aus wiederkehrenden Prüfungen gibt.

Alterungsüberwachung

Im Rahmen der Änderungsdurchführung des Leitstandersatzes wurden versprödete Kabel festgestellt. Als Massnahme wurden Kabel an ähnlichen Einbauorten kontrolliert. Es konnten weitere versprödete Leittechnikkabel an Leitständen im Kommandoraum ermittelt werden, welche in einer Austauschaktion ersetzt wurden. An anderen Leitständen wurden keine Alterungseffekte festgestellt.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Die im KKG im Einsatz stehenden Leitstände sind in einem guten Zustand. Ein Ersatz drängt sich zurzeit nicht auf. Ein Ersatz bestehender Leitstände ist im Zusammenhang mit dem Leittechniktausch ins Auge zu fassen. Die NOGEMA wurde 2017 komplett ersetzt und ist deshalb in einem sehr guten Zustand.

Beurteilung des ENSI

Die Strategie vom KKG, die Leitstände im Zusammenhang mit Erneuerungsprojekten mit zu ersetzen, ist aus Sicht das ENSI zweckmässig. Durch die Bedienung und Überwachung der Anlage im Normalbetrieb sowie bei Wiederholungsprüfungen werden Defekte an den Wartekomponenten zuverlässig erkannt und können sogleich behoben werden. Den weiterführenden Kabelersatz bei den Leitständen im Kommandoraum aufgrund der Alterungsbefunde beim Ersatz des Hauptleitstands wertet das ENSI positiv. Damit ist eine zuverlässige Überwachung und Steuerung der Anlage aus dem Kommandoraum in den kommenden Jahren sichergestellt.

Durch den Komplettersatz der NOGEMA ist das System in einem sehr guten Zustand und es sind keine grösseren Wartungsarbeiten zu erwarten. Anfängliche Probleme mit der Kühlung der neuen Schränke konnten in der Bewährungsphase erfolgreich behoben werden. Das ENSI hat sich im Freigabeverfahren sowie mit Inspektionen von der konformen und qualitativ hochwertigen Umsetzung des Projekts überzeugt.

4.5.16 Prozessvisualisierungssystem

Das PROzessDatenInformations-System PRODIS dient der Überwachung des Betriebszustandes der Kraftwerksanlage. Die Benutzer haben Zugriff auf aktuelle und historische Informationen aus dem gesamten Kraftwerksprozess in Form von Störmeldungen und Prozessvariablen. Zu einem integralen Bestandteil von PRODIS gehört unter anderem SPDS/PROVI (safety parameter display system). Es wird im KKG im Normalbetrieb und bei Störfällen eingesetzt.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die Instandhaltung erfolgt ausfallorientiert. Wiederkehrende Prüfungen werden keine durchgeführt.

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum wurden diverse Systemkomponenten ersetzt (Datenerfassung neu in EDS-Systemtechnik ausgeführt, Ersatz von Server und Client Hardware sowie Software). Verschiedene Anlagenprojekte, wie zum Beispiel die Erneuerung der Turbinenregelung und das Projekt LETA 1, führten zu Anpassungen an der Ankopplung zu PRODIS. Als Massnahme aus dem Vorkommnis von 2013 (Notstromfall) wurde die Einspeisung des PRODIS und der dafür relevanten Komponenten redundant aufgebaut.

Alterungsüberwachung

Es konnten keine Alterungseffekte festgestellt werden. Die meiste PRODIS-Hardware wird in einem Zyklus von 5 Jahren ersetzt.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Der Prozessrechner PRODIS konnte als nicht redundantes System mit einer durchschnittlichen Verfügbarkeit von 99,9 % betrieben werden. Ab dem Jahr 2018 ist eine Strategieänderung im Bereich der Instandhaltung geplant. Anstelle der ausfallsorientierten Behandlung wird auf «Wiederkehrende Prüfung» gewechselt.

In den nächsten 10 Jahren ist kein Totalersatz der Prozessrechneranlage geplant. Die Weiterführung des PRODIS-Prozessrechners durch KKG-interne Ressourcen ist zurzeit sichergestellt.

Beurteilung des ENSI

Im Überprüfungszeitraum sind ausser dem durch den Notstromfall bedingten Ausfall keine nennenswerten Auffälligkeiten beim Prozessvisualisierungsprogramm (PRODIS) zu verzeichnen. Die aus dem Vorkommnis gewonnen Erkenntnisse wurden bereits in der Anlage umgesetzt und durch die redundante elektrische Einspeisung wird einer solcher Ausfall in Zukunft vermieden. Das ENSI teilt die Einschätzung des KKG, dass das PRODIS über den Überprüfungszeitraum zuverlässig gearbeitet hat. Der Wechsel bei der Instandhaltungsstrategie zur laufenden Instandhaltung «Wiederkehrende Prüfung» wird vom ENSI positiv bewertet. Damit können allfällige Probleme frühzeitig erkannt werden. Da gemäss KKG die Hardware alle 5 Jahre erneuert wird, teilt das ENSI die Einschätzung des KKG, dass in den nächsten 10 Jahren kein Totalersatz nötig sein wird.

4.5.17 Steuerungssystem ISKAMATIC B

Der weitaus grösste Teil der Steuerungen ist mit dem elektronischen Steuerungssystem ISKAMATIC B von Siemens realisiert. Dieses modular mit einzelnen Baugruppen aufgebaute System kann grob in folgende Kategorien unterteilt werden: Binärsignalaufbereitung und Grenzwertbildung, Antriebssteuerung, Schutzverriegelung und Vorrangsteuerung. Ein Grossteil der eingesetzten Baugruppen wird für betriebliche Komponenten eingesetzt. Es gibt jedoch auch etliche 1E-klassierte Anwendungen mit ISKAMATIC-B-Baugruppen. Dazu zählen unter anderem die Vorrangbaugruppen für die vom Reaktorschutz benötigten Komponenten. Weitere sicherheitstechnisch wichtige Einsatzgebiete sind die Steuerung der Notstanddieselgeneratoren sowie Teile der Kühlwasserschutzlogik (KWSL) in der zweiten Wasserfassung ZM05.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Im KKG werden etwas mehr als 12 900 ISKAMATIC-B-Baugruppen verwendet. Die Instandhaltung der ISKAMATIC-B-Komponenten erfolgt ausschliesslich mittels Prüfungen, welche periodisch oder nach Bedarf erfolgen. Im Überprüfungszeitraum gab es keine Auffälligkeiten. Das Steuerungssystem ISKAMATIC arbeitet sehr zuverlässig mit sehr hoher Verfügbarkeit.

Änderungen

Die meisten elektrischen Anlagenänderungen innerhalb des Überprüfungszeitraums hatten auch eine Anpassung im Bereich der ISKAMATIC B zur Folge (z. B. Saugdrucküberwachung der TH-Pumpen, Ersatz Sulzer Stellungsfühler TH-System, Verriegelungsänderung der 0,4-kV-Normalnetzeinspeise-Schalter, Ersatz rotierender Umformer, Verriegelungsänderung der 0,4-kV-Normalnetzeinspeise-Schalter, Erweiterung PRODIS-Meldungen, Austausch Gleichrichter, Ersatz Leistungsstellerschränke).

Alterungsüberwachung

Die ISKAMATIC-B-Baugruppen gehören zu den nicht alterungsrelevanten Komponenten und haben somit keine Steckbriefe oder AÜ-Checklisten.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Das eingesetzte System ist mittlerweile abgekündigt. Im KKG sind zurzeit genügend Ersatzteile verfügbar, um einen sicheren Betrieb zu gewährleisten. Reparaturen an ISKAMATIC-Komponenten können vom eigenen Personal durchgeführt werden.

Das Steuerungssystem ISKAMATIC B arbeitet sehr zuverlässig mit sehr hoher Verfügbarkeit. Diese Tatsache ist auf den grossen Wartungsaufwand während den Strang- und Hauptrevisionen zurückzuführen. Der Aufwand für die Störungsbehebung im Leistungsbetrieb hält sich dadurch in Grenzen.

Das ISKAMATIC-B Steuerungssystems ist seit der Inbetriebsetzung im Einsatz. Der längerfristige Ersatz durch ein modernes System wird ins Auge gefasst.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kann die Beurteilung des seit der Inbetriebnahme des Kraftwerks in Betrieb stehenden ISKAMATIC-B-Systems durch das KKG nachvollziehen. Aus der Ausfallstatistik im Bericht [BER-E-92665] kann kein Trend für eine zunehmende Häufung von Ausfällen festgestellt werden. Da jedoch auch klassierte Baugruppen betroffen sind, welche eine sicherheitstechnische Bedeutung bei Störfällen haben (Vorrangbaugruppen, Notstanddieselsteuerung), sind aus Sicht des ENSI für den angestrebten sicheren und zuverlässigen Langzeitbetrieb weitere Massnahmen nötig. Aus den Angaben im Bericht [BER-E-92665] geht nicht hervor, wie die klassierten ISKAMATIC-Baugruppen über den nächsten Überprüfungszeitraum auf dem gleichen zuverlässigen Stand gehalten werden können. Die Ersatzteile werden weniger und das externe Reparatur Know-how wird durch die nachlassende Nachfrage an Kernenergietechnologie in Mitteleuropa auch zunehmend verschwinden. Das KKG hat in geeigneter Form aufzuzeigen, wie in Zukunft die nötigen Wartungen bzw. Reparaturen der ISKAMATIC-Baugruppen bewerkstelligt werden (vgl. Forderung 4-15) oder ein Ersatz der klassierten Komponenten mit aktueller Technik möglich ist.

Im Rahmen der PSÜ 2008 war vom KKG angekündigt worden, dass der Ersatz des Systems in den nächsten 10–15 Jahren vorgesehen ist. Dementsprechende Aussagen sind in der aktuellen PSÜ 2018 nicht mehr zu finden.

Forderung 4-16 (ISKAMATIC – Betriebszustand)

Das KKG hat aufzuzeigen, wie bei den klassierten ISKAMATIC-Baugruppen im nächsten Überprüfungszeitraum der zuverlässige Betriebszustand (Ersatzteile, Reparaturen) aufrechterhalten werden kann. Die Aussagen bezüglich des Ersatzes der ISKAMATIC-B-Baugruppen aus der PSÜ 2008 sind zu prüfen und erneut zu bewerten. Termin: 31.12.2024.

Die Aussage des KKG, dass ISKAMATIC-B-Baugruppen zu den nicht alterungsrelevanten Komponenten gehören, ist für das ENSI nicht nachvollziehbar. Das ENSI schätzt, dass die Aussage des KKG auf Basis der Angaben in Kap. 7.3.1 des Handbuchs[HDB-E-0011] zur Alterungsüberwachung gemacht wurde. Dort werden Leittechnikschränke und deren Inhalt als nicht alterungsrelevante Komponenten bezeichnet, da diese in Bezug auf die werkstofftechnische Alterung kein erhöhtes Versagenspotenzial aufweisen sollen. Die Betriebserfahrung sowie die vermehrten Tätigkeiten der schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber in diesem Bereich zeigen aus Sicht des ENSI, dass Leittechnikausrüstungen sehr wohl auch Alterungseffekte zeigen können.

Forderung 4-17 (ISKAMATIC – AÜP-Integration)

Das KKG hat zu prüfen, inwiefern Leittechnikausrüstungen, insbesondere jene der Produktefamilie ISKAMATIC B, im AÜP integriert werden können. Termin: 31.12.2024.

4.5.18 Zweite Wasserfassung ZM05

Die zweite Wasserfassung befindet sich am Unterwasserkanal und übernimmt die Wasserversorung der nuklearen Nebenkühlwasserpumpen bei Ausfall der ersten Wasserfassung. Die zweite Wasserfassung ist im Gegensatz zur ersten Wasserfassung für das Sicherheitserdbeben ausgelegt und ihre 1E-klassierte Versorgung ist von der übrigen Stromversorgung des Kraftwerks unabhängig. Die Notstromversorgung verfügt über zwei mit den Dieselpumpen VA91/VA92 gekoppelte 380-V-Dieselhilfsgeneratoren. Für die örtlich aufgebaute Leittechnik steht eine 24/48-V-Versorgung zur Verfügung. Die örtliche Leittechnik (Kühlwasserschutzlogik, KWSL) ist mit ISKAMATIK-B-Baugruppen aufbaut und ebenfalls 1E/EK I-klassiert.

Angaben des KKG

Die Leittechnik der ZM05 (KWSL, Dieselsteuerung) ist in ISKAMATIK B aufgebaut und ist unter diesem Thema behandelt. Die nachfolgenden Ausführungen beziehen sich deshalb ausschliesslich auf die weiteren elektrischen Komponenten im ZM05.

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die elektrischen Verbraucher der zweiten Wasserfassung werden bei Normalbetrieb vom Regionalnetz versorgt. Dabei kam es 2012 zu einem Spannungseinbruch in der Versorgung der ZM05, welcher durch Holzfällerarbeiten im Bereich des 16-kV-Regionalnetzes ausgelöst wurde. Aufgrund dieses Ereignisses (kurzer Spannungseinbruch) wurde die Alarmierung optimiert. Die bestehende Verzögerungszeit (Signal musste 6 s anstehen, damit es weitergeleitet wird) des Alarms wurde entfernt, damit solche Netzfehler in Zukunft richtig erkannt werden.

Aufgrund eines defekten Elektrolytkondensators bei einem Zünddrehzahlwandler (Jaquet-Relais) war die Kühlwasserdieselpumpe VA91 in 2015 für rund 5 h nicht verfügbar (Vorkommnis 2015-01). Die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Vorkommnisses war gering, da die zweite Kühlwasserdieselpumpe der zweiten Wasserfassung uneingeschränkt zur Verfügung stand.

Änderungen

Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden umfangreiche Erneuerungen durchgeführt. Diese betrafen den kompletten Ersatz der Wasserreinigungsanlagen, den Ersatz der Hilfsgeneratoren, die Erneuerung der Niederspannungsverteilung (380 V) sowie gewisser Schaltschränke der Dieselaggregate.

Alterungsüberwachung

Als Folge der 2015 aufgetreten Störung beim Jaquet-Relais mussten aufgrund von Alterungseffekten sämtliche Elektrolytkondensatoren ersetzt werden. Für die Jaquet-Relais wird aber ein Ersatz in naher Zukunft geplant. Weitere alterungsbedingte Störungen konnten mit der Erneuerung der Schaltanlage sowie der Steuerschränke unterdessen eliminiert werden. Die Erneuerung der 24-V-Gleichstrom-Versorgung wird für die nächsten Jahre geplant, wenn der Leistungsbedarf für die neue Leittechnik (Projekt LETA 11) bekannt ist.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Die elektrischen Starkstromanlagen sind grösstenteils aufgrund der diversen Erneuerungsprojekte in einem guten Zustand. Bei einigen Schaltschränken von Allgemeinverbrauchern sowie gewissen Schränken der Gleichspannungsverteilung ist die Ersatzteilsituation nicht mehr ausreichend. Der Austausch von betroffenen Schränken und Komponenten ist geplant.

Beurteilung des ENSI

Der präventive Ersatz der alternden Elektrolytkondensatoren bei allen Jaquet-Relais ist aus Sicht des ENSI vorerst ausreichend. Den kompletten Ersatz dieser abgekündigten Baugruppen in naher Zukunft erachtet das ENSI als zielführend. Die bereits erneuerten nicht klassierten Schaltanlagenteile tragen auch aus Sicht des ENSI zum zuverlässigen Betrieb der Systeme der ZM05 bei. Die bereits geplanten weiteren Erneuerungen bei der Gleichspannungsverteilung wurden unterdessen gestartet und werden vom ENSI im Rahmen eines Freigabeverfahrens begleitet.

Für die Erneuerung der Leittechnik (Dieselsteuerungsschränke, Kühlwasserschutzlogik (KWSL)) der zweiten Wasserfassung, welche gemäss Bericht BER-E-92806 eine Restinstanz aus dem Projekt SEIS (iterative Umsetzung des Konzeptes der Erdbebenfestigkeitsnachweisführung für die E- und Leittechnik) ist, wurde das Projekt LETA 11 gestartet. Gemäss dem PSÜ-Bericht BER-S-92657 sollte dieses Projekt 2020–2023 umgesetzt werden. Mit Brief BRI-E-92869 vom 1. Juni 2021 hat das KKG angekündigt, dass sich die Umsetzung der Ertüchtigungen erneut verzögert, da ein anderes Projekt vorgezogen wird. Das ENSI hat daraufhin verlangt, dass das KKG die zeitliche Verschiebung begründet und bewertet sowie aufgrund der Verzögerung sämtliche seismischen Nachweise, welche aus dem Projekt SEIS noch offen sind, erbringt. Dabei wurden vom KKG einige wenige Komponenten identifiziert, für welche keine Nachweise vorhanden sind. Diese werden nun in den Strangrevisionen 2023 durch geeignet qualifizierte Komponenten ersetzt (Brief BRI-E-92981). Damit ist aus Sicht des ENSI der Verzug des Projekts LETA 11 aus sicherheitstechnischer Betrachtung vertretbar.

Obwohl die Komponenten seit der Inbetriebnahme des KKG im Einsatz sind, arbeiten diese aktuell noch zuverlässig. Aufgrund der fortschreitenden Alterung der Komponenten ist aus Sicht des ENSI das Projekt zum Ersatz der Leittechnik in der zweiten Wasserfassung zeitnah weiterzuführen.

Forderung 4-18 (ZM05, LETA 11)

Das KKG hat für die bereits geplante Erneuerung der Leittechnik der zweiten Wasserfassung (LETA 11) einen aktualisierten und verbindlichen Zeitplan einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Aus Sicht des ENSI sind die bereits umgesetzten Ertüchtigungen sowie die laufenden und geplanten Vorhaben angemessen, um den zuverlässigen Betrieb der zweiten Wasserfassung sicherzustellen.

4.5.19 Stell- und Regelantriebe

Im KKG sind rund 850 Stell- und Regelantriebe im Einsatz, wovon 236 sicherheitsklassiert sind. Die Klassierung 1E/EK I richtet sich nach dem jeweiligen Einsatzort. Dabei sind ausschliesslich Siemensantriebe (SIPOS) im Einsatz, welche in vier Kategorien eingeteilt werden können («alte» Generation; «neue» Generation: SIWI-Antriebe (sicherheitstechnisch wichtig), SIWI-AS-Antriebe (Auslegung störfallfest) und SIWI-AS-LZ-Antriebe (Auslegung störfallfest mit Zusatzbezeichnung für Langzeit)).

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die SIPOS-Antriebe werden in der Regel alle 8 Jahre (Stellantriebe) bzw. alle 6 Jahre (Regelantriebe) revidiert. Um mögliche Probleme (Verschleiss/Alterung) rechtzeitig feststellen zu können, werden die Antriebe vor deren Revision einer Eignungsprüfung unterzogen. Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden keine aussergewöhnlichen Feststellungen bei den Revisionen der Antriebe gemacht. Es sind keine Vorkommnisse oder nennenswerte Störungen im Zusammenhang mit Stell- und Regelantrieben aufgetreten.

Änderungen

Im Rahmen des Projekts «AFI» (Armatur, Funktion, Integrität) der Abteilung Maschinenbau erfolgte die Auswechslung der «alten» Antriebsgeneration durch SIWI und SIWI-AS-Stell- und Regelantriebe. Das Austauschprojekt dauerte von 1989 bis 2011. 2015/2016 wurde als Verbesserung bei einigen Antrieben die Abschaltung von Drehmoment- auf Wegendabschaltung geändert.

Alterungsüberwachung

Für die Antriebe werden AÜP-Steckbriefe geführt. Es mussten einzelne Gehäuse ersetzt werden, da die geforderte Dichtheit nicht mehr erreicht wurde.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Durch die regelmässige Wartung sind alle Antriebe in einem guten bis sehr guten Zustand und sollten bei qualitativ gleichbleibender Wartung noch weitere Jahre einsatzfähig sein. Bei einzelnen Antrieben wird innerhalb des nächsten PSÜ-Überprüfungszeitraums ein Ersatz aufgrund des Ablaufs der Restlebensdauer nötig.

Beurteilung des ENSI

Durch den innerhalb des Überprüfungszeitraums abgeschlossen Ersatz von Stell- und Regelantrieben ist aus Sicht des ENSI ein künftig zuverlässiger Betrieb sichergestellt. Durch die weitere vorbeugende Wartung weisen die Antriebe einen guten Zustand auf und tragen damit zu einem zuverlässigen und sicherheitsgerichteten Betrieb der Anlage bei.

4.5.20 Motoren

Im Bereich der 380-V-Motoren sind rund 1500 Antriebe für verschiedenste Anwendungszwecke (z. B. Pumpen, Ventilatoren etc.) im Einsatz. Bei den klassierten 6-kV-Antrieben sind im KKG 28 notstromversorgte Motoren im Einsatz. Des Weiteren gehören 11 elektrisch unklassierte 10-kV-Motoren zum Inventar des KKG.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die Motoren werden mittels vorbeugender Instandhaltung gewartet. Die zum Einsatz kommenden Verfahren sind im AÜP-Steckbrief festgehalten (u. a. Messung Lagerzustand, Prüfung der Wicklung, komplette Zerlegung zur Überholung und Prüfung). Aufgrund von auffälligen Lagergeräuschen kam es bei den Notstandnachkühlpumpenmotoren zu einer ungeplanten Motorenrevision. Die Untersuchung ergab eine Unterbelastung des antriebsseitigen Lagers.

Änderungen

Zur Leistungserhöhung bei der Bespeisung der Dampferzeuger wurden die vier Notspeisepumpenmotoren ersetzt.

Alterungsüberwachung

Aus den Prüfungen ergaben sich keine Hinweise auf Alterungseffekte. Bei den Wicklungen ist innerhalb des Überprüfungszeitraums weder visuell noch elektrisch ein Trend zur Verschlechterung erkennbar.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Bis auf wenige Ausnahmen sind für alle sicherheits- und/oder verfügbarkeitstechnisch wichtigen Komponenten Ersatzteile vorhanden. Bei den Komponenten, für die noch keine Ersatzteile vorhanden sind, ist geplant, innerhalb der nächsten Jahre Ersatzmotoren zu beschaffen.

Die an den Motoren aufgetretenen Schäden haben keine sicherheitstechnisch wichtigen Antriebe betroffen. Hinsichtlich der Instandhaltungsstrategie wird an der vorbeugenden Instandhaltung (periodische Überprüfung) der Maschinen festgehalten. In naher Zukunft ist geplant, die beiden Notstandnachkühlpumpenmotoren zu ersetzen.

Ein spezielles Augenmerk bei den 6-kV-Motoren wird auf die Alterung der Wicklung gelegt. Bis jetzt zeichnet sich nicht ab, dass sich die wesentlichen Parameter der Wicklungen verschlechtern würden. Trotzdem ist geplant, in den nächsten 10 Jahren weitere Hochspannungs-Motoren zu ersetzen oder Reservemotoren, die seit Kraftwerksbau am Lager sind, in Betrieb zu nehmen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI wertet es positiv, dass für sicherheits- und/oder verfügbarkeitstechnisch wichtige Komponenten konsequent Ersatzteile beschafft werden. Unterdessen wurde das Freigabeverfahren für den Ersatz der Notstandnachkühlpumpenmotoren gestartet. Dabei wertet das ENSI positiv, dass zusätzliche Anforderungen an die Störfallfestigkeit (Ringraumleck) vorgegeben werden. Das ENSI wertet den Zustand der Motoren insgesamt als gut. Durch die vorbeugende Wartung (wie zum Beispiel der 6-kV-Hochspannungs-Motoren) wird aus Sicht des ENSI ein zuverlässiger und sicherheitsgerichteter Betrieb sichergestellt.

4.5.21 Kabel von klassierten Komponenten

In der Anlage sind rund 32 000 Starkstrom- und Leittechnikkabel verlegt. Rund 40 % der Kabel wurden in den letzten Jahren durch halogenfreie, raucharme und flammwidrige Kabel ersetzt. Die restlichen Kabel sind noch ursprüngliche PVC-Kabel. Bis heute gab es im KKG keine Kabelbrände.

Angaben des KKG

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die Überprüfung der Kabel erfolgt einerseits anhand der wiederkehrenden Prüfungen von Systemen und andererseits durch institutionalisierte, periodische Rundgänge in den betroffenen Räumen. Innerhalb des Überprüfungszeitraums gab es ausser den «tropfenden» Leittechnikkabeln keinen Anlass zu spezifischen Instandhaltungsmassnahmen.

Änderungen

Im Rahmen von Anlagenänderungen wurden die betroffenen Kabel konsequent ersetzt.

Alterungsüberwachung

Für die klassierten Kabel mit Störfallfestigkeit wurde als Ergänzung zu den ursprünglichen Qualifikationsversuchen eine betriebsbegleitende Alterungsüberwachung durchgeführt. Mit den Kabelproben, welche in einer Kabeldeponie im Kernkraftwerk Neckerwestheim Strahlung und Temperatur ausgesetzt sind, werden Versuche zur Lebensdauerkurvenermittlung durchgeführt.

Aktuell hat diese Nachweisführung keine grosse Relevanz mehr, da im Rahmen des Projekts ANTIKE die langzeitstörfallfesten Kabel systematisch ausgetauscht wurden.

Als Ergänzung wird im KKG die Messmethode LIRA (Line Resonance Analysis) eingesetzt. Dabei können die Kabel zerstörungsfrei geprüft werden.

Zusammenfassende Bewertung und Ausblick

Die Kabel sind mehrheitlich in einem guten Zustand. Der seit einigen Jahren durchgeführte konsequente Ersatz von Kabeln im Rahmen von Anlagenänderungen wird auch in den kommenden Jahren weitergeführt.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen des Projekts ANITKE wurde unter anderem die Qualifizierung der Kabel in Sicherheitsgebäuden überprüft und nicht geeignete Kabel wurden ersetzt. Mit Abschluss des Projekts ANTIKE besteht auch aus Sicht des ENSI kein weiterer Handlungsbedarf hinsichtlich einer Überprüfung der Qualifizierung.

Die Angaben der Störfallklassifizierungsmatrix (SKM) und der AÜP-Steckbriefe sind auf dem aktuellen Stand. Die Thematik der «tropfenden» Leittechnikkabel wird in Kap. 5.3 «Alterungsüberwachung» der vorliegenden Stellungnahme bewertet. Das ENSI teilt die Meinung des KKG, dass ein systematischer Ersatz der alten PVC-Kabel durch neue halogenfreie und flammwidrige Kabel sinnvoll ist. Aktuell wurde das Freigabeverfahren für den systematischen Ersatz von Kabeln von 1E-klassierten Verbrauchern im Sicherheitsgebäude gestartet. Das ENSI wertet den Zustand der klassierten Kabel insgesamt als gut und erachtet den geplanten weiteren Ersatz von PVC-Kabeln als zielführend.

4.6 Weitere wichtige Einrichtungen

4.6.1 Brandschutz

Angaben des KKG

Das KKG beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht PEG-X-64172, im übergeordneten Brandschutzkonzept REG-D-0007, in der Sicherheitsstatusanalyse ALD-S-89991 sowie im Bericht BER-S-92744 die Erfahrungen und die Massnahmen des baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzes. Die Brandmeldeanlage wird als Teil der Elektrotechnik in den Berichten BER-E-92665 und BER-E-92640 behandelt. Die Verfolgung gesetzlicher und regulatorischer Anforderungen zur Erreichung der Gesetzeskonformität, welche unter anderem den Brandschutz betreffen, wird in der Weisung WSG-D-0043 beschrieben.

Die Auslegung des KKG hinsichtlich des Brandschutzes basiert auf den zur Zeit der Errichtung gültigen Richtlinien für den Brandschutz in Kernkraftwerken des Schweizer Pools für die Versicherung von Nuklearrisiken.

Baulicher Brandschutz

Die aktuellen technischen und organisatorischen Brandschutzmassnahmen sind mit Ausnahme der Abschottungen von Kabel- und Rohrleitungen in den Brandschutzplänen dargestellt. Derzeit werden alle Brandschutzpläne aktualisiert. Die Aktualisierung umfasst eine vollständige Überprüfung der brandschutzrelevanten Aspekte.

Die derzeitige Brandabschnittseinteilung erfüllt die nuklearen und strahlenschutztechnischen Anforderungen. Als Teil des passiven Brandschutzes wird mit der bestehenden Brandabschnittsgestaltung gewährleistet, dass entsprechend der gültigen Richtlinie HSK-R-50 bei einem Brand die Schadensauswirkung so begrenzt bleibt, dass sicherheitstechnisch wichtige Systeme nicht unzulässig beeinträchtigt werden können. Im Rahmen der Erstellung der detaillierten Brandschutzkonzepte erfolgt, gestützt auf die neuen VKF-Richtlinien (2015), eine Überprüfung und ggf. eine Anpassung der Brandabschnittsgrenzen.

Im KKG sind insgesamt ca. 2200 Brandschutztüren (ca. 1600 in Gebäuden der BK I/II, ca. 600 in übrigen Gebäuden) eingesetzt. In den Jahren 2013/2014 wurde eine Bestandsaufnahme und Zustandsanalyse sämtlicher Brandschutztüren vorgenommen. In der Folge wurden im Rahmen des Projekts Ertüchtigung Brandschutztüren (EBRAS) in den Jahren 2015 bis 2019 insgesamt 69 Brandschutztüren ersetzt, 79 umgebaut (neues Schloss mit Verriegelungsgestänge) und weitere 882 ertüchtigt, siehe PEM-M-873 und PEM-M-1283. Um die

ordnungsgemässe Funktion der Brandschutztüren zu gewährleisten, erfolgt eine Erstwartung/Prüfung (ENSI Forderung 17/07/041) und seit 2015 eine regelmässige Instandhaltung (Wartung/Prüfung FOR-M-43881).

Technischer Brandschutz: Brandmeldeanlagen

Im KKG werden grundsätzlich alle Räume mittels einer Brandmeldeanlage (BMA) bezüglich Brandfall überwacht. Die Wartung der Brandmeldeanlage erfolgt gemäss den Richtlinien des VKF und des SES. Die Brandmeldeanlagen und das Leitsystem wurden im PSÜ-Überprüfungszeitraum ersetzt und diese sind seit 2013 vollumfänglich im Betrieb. In den nächsten Jahren ist geplant, die abgekündigten ALGOREX-Brandmeldezentralen zu ersetzen. Dafür wurde das Projekt EEBRAZ (erneuter Ersatz der 11 Brandmeldezentralen) gestartet.

Alle Endschalter der Brandschutzklappen (BSK) werden einem erweiterten Wartungsprogramm unterzogen. Geplant sind Wartungs- und Reinigungsarbeiten an der Stössel-Mechanik der Endschalter.

Jährlich erfolgt eine Überprüfung der BMA mit der Durchführung der integralen Tests. Die letzten durchgeführten integralen Tests haben eine erhebliche Reduktion der Auffälligkeiten an Brandschutzklappen gegenüber den Vorjahren gezeigt. Diese ist auf die Nachrüstung von Brandschutzklappen mit einem Nachrüst-Kit (Ersatz des Federantriebs durch einen elektrischen Antrieb) zurückzuführen.

Technischer Brandschutz: Löschanlagen

Je nach vorherrschenden Raumbedingungen kommen im KKG verschiedene Typen von Löschanlagen zur Anwendung (Einsatzbereich/Grundprinzipien REG-D-7, PEG-X-64172, Systembeschreibung PEG-X-63864). Die Löschanlagen werden über Brandmelder, mittels Anregernetz oder thermisch automatisch ausgelöst.

Die Ergebnisse periodischer Prüfungen zeigen einen guten Zustand aller Anlagen. Die Nasslöschanlagen sind grösstenteils noch aus der Bauzeit. Trotzdem sind keine alterungsbedingten Funktionsstörungen festzustellen. Für die Jahre 2023 bis 2025 ist die Generalüberholung des Löschwassersystems UJ entsprechend den Vorgaben der VKF-Richtlinien 19-15, Kap. 5.4 geplant.

Die Auslösemechanik der Halonlöschanlagen wurde auf den Stand der Technik ertüchtigt. Wo möglich, werden die Halonanlagen in den kommenden Jahren durch Löschanlagen ausgetauscht, die das umweltfreundlichere Löschmittel Novec 1230 beinhalten. Grundsätzlich sind Kernanlagen aber vom Verbot der Nutzung von Halon per Gesetz ausgenommen. In der Wasserfassung ZM0 und im Werkstadtgebäude wurden erste Halonlöschanlagen durch NOVEC-Löschanlagen ersetzt.

Technischer Brandschutz: Gebäude-/Raumentrauchung

Mit Ausnahme des Maschinenhauses (Verwendung der Dachventilatoren) sowie der Betriebsräume und grossen Anlagenräume in der kontrollierten Zone werden, im KKG keine festinstallierten Lüftungsteilsysteme (Ventilatoren) für die Entrauchung eingesetzt. Die Steuerung der Dachventilatoren zur Entrauchung im Maschinenhaus wurde komplett erneuert. Darüber hinaus erfolgt die Entrauchung mittels mobiler Mittel der Feuerwehr. Im Rahmen von Übungen wird der Einsatz der mobilen Mittel periodisch durch die Betriebsfeuerwehr trainiert.

Technischer Brandschutz: Brandfallsteuerung / lufttechnische Anlagen

Bei den nuklearen Gebäuden sind keine Brandfallsteuerungen eingebaut. In diesen Gebäuden erfolgt die Steuerung direkt ab der Brandmeldezentrale. Bei den nicht nuklearen Gebäuden sind Brandfallsteuerungen (Lüftungssteuerungen) bei fast allen Gebäuden in den letzten Jahren installiert worden.

Die Ergebnisse der periodischen Prüfungen bestätigen den guten Zustand der Brandfallsteuerungen. Mit dem Projekt Nordluft (Ersatz Brandschutzklappen) erfolgt in den nächsten Jahren auch die Installation von Brandfallsteuerungen in den nuklear-relevanten Gebäuden. Damit werden sämtliche Brandschutzklappen und Lüftungsanlagen über die Brandfallsteuerung angesteuert.

Im übergeordneten Brandschutzkonzept REG-D-7 (Kap. 13.2) sind zum aktuellen Zustand hinsichtlich des Betriebs der Lüftungsanlagen im Brandfall gebäudespezifisch Informationen zusammengestellt; je nach Gebäude erfolgt im Brandfall eine Abschaltung oder ein Weiterbetrieb der Lüftungsanlage.

Der Weiterbetrieb von Lüftungsanlagen in von einem Brand betroffenen Gebäuden ist nicht konform zu den Vorgaben der VKF [VKF-5] und [VKF-6]. Allerdings unterliegt die Betriebsweise der Lüftungsanlagen in den verschiedenen Gebäuden sicherheitstechnischen resp. strahlenschutztechnischen Anforderungen, welche höher zu gewichten sind als die Vorgaben der VKF. Somit sind die bestehenden Betriebsweisen der Lüftungsanlagen (teilweise Weiterbetrieb im Brandfall) grundsätzlich zulässig. Im Rahmen des Projektes Nordluft erfolgt eine Überprüfung der brandabschnittweisen Abschaltung von Lüftungsanlagen.

Im KKG sind Brandschutzklappen (BSK) verschiedener Hersteller verbaut. BSK des Fabrikats Nordluft, die seit Inbetriebnahme des KKG eingesetzt sind, entsprechen nicht mehr dem Stand der Technik und zeigten bei Funktionsprüfungen wiederholt Auffälligkeiten.

Am 16. Dezember 2016 wurde ein Versuch zur Auslösung der BSK im Schaltanlagengebäude über die Meldelinien der Redundanz 2 bei teilweise abgeschalteter Lüftung durchgeführt. Der Versuch sollte helfen abzuklären, ob mit lüftungstechnischen Massnahmen die Zuverlässigkeit des Schliessverhaltens der BSK verbessert werden kann oder ob mittelfristig ein Ersatz der Nordluft-BSK technisch vorbereitet werden muss. Mehrere Nordluft-BSK schlossen nicht korrekt (Vorkommnis 2016- 26 [BER-D-92568]). Versuche ohne Abschalten der Lüftung zeigten ein ähnliches Bild, sodass generell davon auszugehen war, dass das Schliessverhalten der BSK nicht die erwartete Zuverlässigkeit besass. Eine Übertragbarkeit auf andere Systeme und Gebäude (ZA, ZB, ZS, ZX) wurde geprüft, ist aber aufgrund unterschiedlicher Anforderungen, Brandschutzsituationen und Einsatzbedingungen nicht gegeben.

Im Ergebnis der Massnahmen infolge des Vorkommnisses 2016-26 ist festzustellen, dass Alterungseffekte an den Nordluft-BSK dem ordnungsgemässen Schliessverhalten entgegenwirken. Die eingesetzten Nordluft-BSK sind nicht auf Gasdichtheit ausgelegt und werden mit aktiver Spannung aus der Brandmeldeanlage angesteuert. Die BSK anderer Hersteller sind neuerer Bauart und entsprechen dem Stand der Technik.

Die sicherheitstechnische Überprüfung des Vorkommnisses 2016-26 hat ergeben, dass das beobachtete nicht vollständige Schliessen von BSK das Konzept der räumlichen Trennung der Brandabschnitte im Schaltanlagengebäude nicht grundsätzlich in Frage stellt [BER-D-92568]. Ein Brand im Schaltanlagengebäude kann auch unter Berücksichtigung der Auffälligkeiten an BSK bei sonst auslegungsgemässem Verhalten der Anlage nur eine Redundanz des Sicherheitssystems (Redundanzen 1 bis 4 im Schaltanlagengebäude) beeinflussen. Um die Funktionalität von Nordluft-BSK zu verbessern, wurden bisher auffällig gewordene BSK mit einem von der Brandschutzbehörde anerkannten, elektrischen Antrieb nachgerüstet [BRI-M-93175], [BER-M-92881], [PEG-L-7]. Die Brandschutzklappen des Lieferanten Nordluft werden in den kommenden Jahren durch Brandschutzklappen ersetzt (Projekt Nordluft [BER-M-92852], [PEG-X-64778]), die dem Stand der Technik entsprechen.

Betrieblicher Brandschutz

Das KKG verfügt über eine Betriebsfeuerwehr mit einem Bestand von ca. 55 Angehörigen, welche in zwei Piketts aufgeteilt sind. Die Ausbildung und die Übungstätigkeit erfolgen gemäss den kantonalen Richtlinien. Im weiteren werden die Richtlinien der Feuerwehrkoordination Schweiz (FKS) sowie das KKG-Feuerwehrreglement eingehalten.

Die Instandhaltung im Bereich des Brandschutzes wird in ihren Grundzügen in [REG-D-7] beschrieben. Für Wartung und Instandhaltung der Brandschutzeinrichtungen sind die Fachabteilungen zuständig. Teilweise werden diese Arbeiten an Lieferanten und Fachfirmen delegiert. Die Fachabteilungen erstellen die notwendigen Dokumente für die Funktionsprüfungen und integralen Tests und protokollieren diese. Der Sicherheitsbeauftragte Brandschutz kontrolliert diese Arbeiten periodisch. Über diese Kontrollen hat er Bericht zu erstatten. Die periodischen Kontrollen (i. d. R. monatlich) durch den Fachbereich Brandschutz und Feuerwehr umfassen auch visuelle Überprüfungen der technischen Brandschutzeinrichtungen. Festgestellte Mängel werden mittels Störmeldungen erfasst, in einer Liste mit Verantwortlichkeiten und Terminvorgaben dokumentiert und entsprechend der Störmeldungskategorie zeitgerecht behoben. Die Funktionsprüfungen und Wartungen der brandschutztechnischen Anlagen werden gemäss den Vorgaben der «Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen», der Solothurnischen Gebäudeversicherung und dem übergeordneten Brandschutzkonzept [REG-D-7] durchgeführt.

Brandereignisse

Im Bericht [BER-B-92690] werden auch Vorkommnisse mit Auslösung der Brandmeldeanlage aufgeführt. Die Qualmentwicklung eines defekten Wassersaugers und die Staubfreisetzung infolge eines technischen Defekts eines Saugers bei Arbeiten im Ringraum, führten jeweils zu einer auslegungsgemässen Auslösung der entsprechenden Brandmeldelinien. Der Einsatz der Feuerwehr war in beiden Fällen nicht notwendig.

Zusammenfassende Bewertung KKG

Im Bericht wurde der aktuelle Stand des Brandschutzes in seinen Grundzügen dargestellt und der Zustand einzelner brandschutztechnischer Einrichtungen bewertet. Es wurde aufgezeigt, dass die derzeit installierten Brandschutzeinrichtungen insgesamt einen guten Zustand aufweisen und geeignet sind, die brandschutztechnischen Schutzziele zu gewährleisten. Im Bericht [BER-S-92744] wurde zudem aufgezeigt, welche Projekte während des PSÜ-Überprüfungszeitraums realisiert oder begonnen wurden. Insbesondere mit der Realisierung der Projekte EBRAS, Nordluft und EEBRAZ wird mit Blick auf den Langzeitbetrieb dem Aspekt «Erhalt des Standes der Technik» Rechnung tragen.

Beurteilungsgrundlagen

VKF-Brandschutzvorschriften

Feuerwehrgesetz [FwG]

Verordnung zum Feuerwehrgesetz [FwV]

Richtlinien [HSK-R-50] und [ENSI-A03]

Beurteilung des ENSI

Das mit den PSÜ-Unterlagen eingereichte Brandschutzkonzept [REG-D-7] (Version 4) erfüllt inhaltlich nicht alle diesbezüglichen Anforderungen der aktuellen VKF-Richtlinien und der Richtlinie [HSK-R-50], Punkt 8.2.

Zwischenzeitlich wurde das Brandschutzkonzept revidiert und aufgeteilt in:

- ein übergeordnetes Konzept ([REG-D-7], Version 7); und
- in gebäudespezifische Konzepte.

Hierbei wurde der KKG-Brandschutz gesamthaft überprüft und die zwischenzeitlich umgesetzten Verbesserungen berücksichtigt. Diese Überarbeitung des Brandschutzkonzepts wurde vom ENSI in separaten Aufsichtsverfahren verfolgt und freigegeben. Auf eine entsprechende PSÜ-Forderung kann daher verzichtet werden.

Die im KKG durchgeführten integralen Tests der Brandmeldeanlage betrachtet das ENSI als zweckmässig, um die Funktion der Brandschutzklappen sicherzustellen. Der daraus resultierende, derzeitige Ersatz aller Brandschutzklappen des Fabrikats Nordluft und die gleichzeitig damit verbundene Überprüfung der brandabschnittsweisen Abschaltung von Lüftungsanlagen sieht das ENSI als notwendig an. Die bestehenden Betriebsweisen der Lüftungsanlagen (teilweise Weiterbetrieb im Brandfall) sind aus sicherheits- respektive strahlenschutztechnischen Anforderungen zielgerichtet, können aber vom ENSI aus brandschutztechnischer Sicht nicht als grundsätzlich zulässig gutgeheissen werden. Die Überprüfung zielt darauf ab, das Lüftungskonzept und das Brandschutzkonzept so aufeinander abzustimmen, dass sich bei einem Brand Feuer und Rauch nicht redundanzübergreifend ausbreiten können. Die vom KKG bis zum Ersatz aller BSK des Produkts Nordluft getroffenen Sofortmassnahmen (Bericht [BRI-M-93004]) wurden vom ENSI mit Schreiben [ENSI 2018-05-17] als ausreichend bewertet.

Der Ersatz der Brandschutzklappen und Brandmeldezentralen mit den Brandfallsteuerungen werden aktuell vom ENSI in separaten Aufsichtsverfahren verfolgt. Mit Stand Dezember 2023 ist der Ersatz der betroffenen Brandschutzklappen nahezu abgeschlossen. Das KKG hat zudem die Schnittstellen der Brandmeldezentralen zu den jeweiligen Lüftungsanlagen untersucht und dokumentiert. Die Erkenntnisse der Untersuchung wurden beim Ersatz der Brandmeldezentralen (EEBRAZ) berücksichtigt. Auf eine entsprechende PSÜ-Forderung kann daher verzichtet werden.

Die Alterungsüberwachung der Brandmeldeanlage und des elektrischen Teils der Brandschutzklappen ist in einem Steckbrief festgelegt. Aus Sicht des ENSI sind die Verfügbarkeit der Brandmeldeanlage und der Brandschutzklappen im KKG durch die vorhandenen Massnahmen sichergestellt.

Mit der im Überprüfungszeitraum durchgeführten systematischen Ertüchtigung bzw. dem Ersatz von Brandschutztüren, der Ertüchtigung verschiedener brandschutztechnischer Einrichtungen sowie dem Ersatz der Halonlöschanlage im Werkstattgebäude und der geplanten Generalüberholung des Feuerlöschsystems UJ, wird die Verfügbarkeit brandschutztechnischer Einrichtungen weiterhin gewährleistet und der Schutz der Anlage gegen ein Brandereignis langfristig sichergestellt.

Aus Sicht des ENSI erfüllen die im KKG getroffenen betrieblichen Brandschutzmassnahmen die grundlegenden Anforderungen der VKF-Brandschutznorm an den abwehrenden Brandschutz. Die Umsetzung interner Massnahmen, wie z. B. die Anpassung der Feuerwehrausbildung aufgrund der Auswertung externer Brandereignisse (Bericht BER-B-92690), belegt die Bedeutung des betrieblichen Brandschutzes im KKG.

Bei den im Bericht BER-B-92690 aufgeführten Vorkommnissen hat die Brandmeldeanlage auslegungsgemäss angesprochen. Die geringe Anzahl an Vorkommnissen im Überprüfungszeitraum, die lediglich zur Auslösung der Brandmeldeanlage geführt haben, zeigt aus Sicht des ENSI, dass die brandschutztechnischen Schutzziele in der VKF-Brandschutznorm im KKG sicher eingehalten wurden.

Insgesamt gesehen erfüllt aus Sicht des ENSI der Brandschutz im KKG – unter Berücksichtigung der laufenden Ertüchtigungen – die heutigen Anforderungen. Bei Anlagenänderungen wurden die geltenden Brandschutzvorschriften der VKF, soweit anwendbar, umgesetzt.

4.6.2 Blitzschutz

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl der Einschlagsort als auch die Grösse der Blitzstromparameter Zufallsgrössen sind. Die äusseren Blitzschutzmassnahmen haben die Aufgabe, den Blitzstrom an der Oberfläche des zu schützenden Objektes abzufangen und gefahrlos in die Erde abzuleiten.

Angaben des KKG

Im Bericht BER-E-92665 macht das KKG folgende Angaben:

Auslegung

Massgebend für die Auslegung ist das Blitzschutzkonzept ALD-E-41667.

Das Hauptschutzziel des Blitzschutzes im KKG ist:

- Sicherstellen, dass weder das Notstandsystem noch die zugehörigen Systeme und Komponenten für die Kernkühlung durch Blitzeinschläge gestört werden. Grundsätzlich sind das äussere und innere Blitzschutzsystem so ausgelegt, dass Einwirkungen auf leittechnische und elektrische Einrichtungen infolge Blitzeinschlags zu keiner unzulässigen Beeinträchtigung der nuklearen Sicherheit führen können.
- Sicherstellen, dass das Lager für abgebrannte Brennelemente (Nasslager) durch Blitzeinschläge nicht beeinträchtigt wird, unabhängig vom übrigen Anlagenzustand.

Für den Blitzschutz im KKG ist zusätzlich ein Nebenschutzziel formuliert:

- Die Blitzschutzanlage dient auch dem Personen-, Brand- und Anlagenschutz und muss unzulässige Überspannungen verhindern.

Vorkommnisse

Im Überprüfungszeitraum kam es zu zwei Vorkommnissen im Bereich des Blitzschutzes:

- 2012 kam es zu einer Fehlauslösung von Reaktorschutzsignalen aufgrund eines Kurzschlusses einer Überspannungsschutzdiode in einem Schrank, welcher das Auslösen des zugehörigen Sicherungsautomaten zur Folge hatte. Dies führte zu einer automatischen Reaktorschnellabschaltung.
- 2014 kam es zu einem Wiederholungsfehler, Nichtverfügbarkeit eines Notstromdiesels aufgrund eines Kurzschlusses einer Überspannungsschutzdiode in einem Schrank, welcher das Auslösen des zugehörigen Sicherungsautomaten zur Folge hatte.

Der wiederholte Ausfall von Überspannungsschutzdioden in verschiedenen Leittechnikschränken ist auf Alterung zurückzuführen. Daraufhin wurde ein Konzept zum Austausch resp. zur Überprüfung von Überspannungsschutzdioden in Leittechnikschränken erarbeitet. In der Revision 2017 erfolgte die erste Tranche. In 55 Leittechnikschränken wurden die Dioden kontrolliert resp. ersetzt. Die Austauschaktion wird in den nächsten Jahren weitergeführt.

Als Störung vermerkt das KKG für den Überprüfungszeitraum einen Blitzeinschlag im UW Unterwerk Gösgen, welcher zum Verlust der 220-kV-Fremdnetzspannung geführt hat. Die Freiluftschaltanlage wurde 2015 durch eine moderne Innenraumschaltanlage ersetzt. Zusätzlich wurde die Freileitung der Fremdnetzeinspeisung durch ein Kabel ersetzt, welches unter der Aare verlegt ist, sodass das Blitzschlagrisiko reduziert wird.

Prüfprogramm

Die periodischen Kontrollen vor Ort erfolgen nach dem Blitzschutzkonzept ALD-E-41667 und den behördlichen Vorgaben gemäss den geforderten zeitlichen Intervallen.

Die Suppressor-Dioden (Dioden zur Ableitung von Überspannung) in den Leittechnikschränken (schraubbar) und in den Reaktorschutzschränken (steckbar) werden zyklisch geprüft oder ausgetauscht. Gemäss Blitzschutzkonzept werden die Dioden in den Reaktorschutzschränken jährlich geprüft.

Die Überspannungsableiter in der Elektroinfrastruktur werden ausfallorientiert behandelt. Eine spezifische, periodische Kontrolle wird angestrebt.

Zusammenfassende Bewertung des KKG

Mit dem periodischen Austausch und den Kontrollen der Schutzdioden (Suppressordioden) in den Leittechnikschränken ist deren Funktionsfähigkeit gewährleistet und in Zukunft sichergestellt.

Anlässlich der periodischen Kontrollen der Verteiler wurden keine defekten Überspannungsableiter in den Infrastrukturschränken festgestellt.

Spezifische Änderungen am Blitzschutz gab es nicht. Bei baulichen Massnahmen und sicherheitstechnischen Nachrüstungen an Dächern wurde der Blitzschutz den neuen Gegebenheiten angepasst.

Durch die gesetzlich vorgeschriebenen periodischen Kontrollen, zusammen mit einer zertifizierten Kontrollstelle (electrosuisse), ist die Funktionstüchtigkeit des Blitzschutzes gewährleistet und in Zukunft sichergestellt.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G02

KTA-Regel KTA 2206

Norm SNR 464022 SNR 1

Normen EN/IEC 62305 EN 5

Beurteilung des ENSI

Das Blitzschutzkonzept ALD-E-41667 des KKG wird regelmässig den neuen Erkenntnissen angepasst, da es als Grundlage für jede freigabepflichtige Änderung durch das ENSI im Bereich des Blitzschutzes dient. Bei Anlagenänderungen wurden die dabei anstehenden Blitzschutzmassnahmen korrekt ausgeführt.

Durch die Fehlanregung von Reaktorschutzsignalen im Vorkommnis im Jahr 2012 wurde durch eine defekte Schutzdiode eine Reihe von Störungen ausgelöst, die jedoch von den vorgesehenen Aktionen des gesicherten und ungesicherten Reaktorschutzes beherrscht wurden. Das beobachtete Anlagenverhalten entsprach dabei vollumfänglich der Auslegung. Das ENSI betrachtete deshalb die sicherheitstechnische Bedeutung des Vorkommnisses als gering. Die dadurch eingeleiteten Massnahmen, wie den periodischen Austausch und die Kontrollen der Schutzdioden in den Leittechnikschränken, sieht das ENSI als zielführend. Dadurch können auftretende Alterserscheinungen, wie Drift und Sprödheit der Kunststoffgehäuse rechtzeitig erkannt werden. Der Wiederholungsfehler im Jahr 2014 ist der zeitlichen Überlappung geschuldet, da nicht alle Schutzdioden im gleichen Jahr geprüft und getauscht werden konnten.

Aus Sicht des ENSI sind die Massnahmen für den äusseren und inneren Blitzschutz im KKG wirksam und angemessen und entsprechen grossmehrheitlich den aktuellen Regelwerken. Der Blitzschutz wurde bei baulichen Massnahmen (wie z. B. Sanierung der Reaktorkuppel 2021) und sicherheitstechnischen Nachrüstungen an Dächern an die aktuellen Vorgaben angepasst.

Blitzeinschläge auf dem Betriebsareal und in das Hochspannungsnetz zeigten im Überprüfungszeitraum keine wesentlichen Auswirkungen auf sicherheitsrelevante Einrichtungen des KKG.

Das ENSI bewertet die Blitzschutzmassnahmen des KKG aus heutiger Sicht als geeignet, um die Sicherheit der Anlage bei einem Blitzeinschlag zu gewährleisten.

4.6.3 Strahlenmesstechnik

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Menge der Abgaben radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messeinrichtungen notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

- Erfassung von Messwerten zur Charakterisierung der Radioaktivität und der Strahlenfelder in der Anlage;
- automatische Anregung von Gegenmassnahmen bei Überschreitung von Grenzwerten (z. B. Isolierung des Containments);
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung);
- Erfassung der Strahlendosen und allfälliger Kontaminationen des Personals

Zusätzlich müssen Strahlenmesseinrichtungen und -messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen folgende Aufgaben erfüllen:

- Beurteilung des Zustands der Anlage, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können;
- Aufzeichnung von Parametern, die Hinweise auf den Störfallablauf geben;
- Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung;
- Erhebung von Daten zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht.

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG wurden dem Betriebserfahrungsbericht [BER-E-92665] sowie der Anlagendokumentationen zur Strahlenschutzmesstechnik [ALD-C-88083] und zu den nuklearen Lüftungsanlagen [ALD-S-92456] entnommen.

Das KKG hat die Messstellen zur Strahlungsüberwachung in drei Gruppen eingeteilt:

- Messstellen zur gamma-Ortsdosisleistungsüberwachung
- Messstellen zur Luftaktivitätsüberwachung
- Messstellen zur Kreislaufaktivitätsüberwachung

Neun N-16-Messstellen (jeweils drei an jeder der drei Frischdampfleitungen) gehören zudem zum Reaktorschutzsystem. Gemäss Betriebshandbuch (BHB) gehören folgende Strahlungsmesssysteme zur Störfallinstrumentierung:

- 2 ODL-Messstellen (RABE-Monitore) und 1 Hochdosisleistungsmonitor im Containment
- 1 ODL-Messstelle im Ringraum
- 2 ODL-Messsonden im Kaminfuss
- 1 Abwassermonitor

Die Grenzwerte für die festinstallierten Strahlenmesssysteme sind in Kap. 2.3.3 des BHB festgelegt.

Des Weiteren steht ein Nachunfall-Probenahme-System (post-accident sampling system, PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Containments und zur Entnahme von Wasserproben aus dem Volumenregelsystem, dem Primärkreislauf und dem Nachkühlkreislauf, zur Verfügung [HDB-D-19319]. Die Manipulationen inkl. Auswertung der Proben werden periodisch geübt [BER-C-92659].

Es kommen des Weiteren Strahlenmesssysteme zur Personen- und Materialkontaminationskontrolle, zur Personendosimetrie und Inkorporationskontrolle sowie zur Arbeitsplatz- und Anlagenüberwachung zum Einsatz.

Im Überprüfungszeitraum wurden gemäss dem KKG an der radiologischen Anlagenüberwachung folgende Änderungen bzw. Neuinstallationen durchgeführt:

2008 Ersatz von ortsfesten ODL-Messstellen: Sieben ODL-Messstellen, die das Ende ihrer Lebenserwartung erreicht hatten, wurden ersetzt. Im Rahmen des Verfahrens wurde ebenfalls eine zusätzliche Messstelle (0XQ01R012, Mech. Werkstätte) installiert.

2009 Iodmessstellen zur Prozessdampfüberwachung der Dampfleitungen zur Fa. Cartaseta: Aufgrund der Erweiterung der Fremddampfauskoppelung für industrielle Zwecke wurde eine neue dreisträngige Iodaktivitätsmessstelle (0UP13R001-3) für die Prozessdampfüberwachung installiert und in Betrieb genommen.

2009–10 Inbetriebnahme von drei Freimessschränken: Im Rahmen einer Erweiterung der kontrollierten Zone wurden für die Freimessung von Materialien drei Freimessschränke angeschafft. Ein vierter Freimessschrank folgte 2013.

2011 Erneuerung der Aerosolmessstellen für die Raumluftüberwachung: Um die Ersatzteilbeschaffung der Messgeräte zu sichern und die Anforderungen der Richtlinie [ENSI-G13] an die Übertragungsraten zu erfüllen, wurden die Aerosolmessstellen für die Raumluftüberwachung inklusive Probeentnahmesystem erneuert.

2015 Installation eines drahtlosen Ortsdosisleistungsnetzwerks auf dem Areal: Zur Einschätzung der ODL im Falle einer Freisetzung radioaktiver Stoffe wurde ein Netz von drahtlosen, batteriegestützten, fixen und mobilen Messstellen auf dem Areal des KKG errichtet.

2016 Erneuerung der Kaminfortluftmessstelle: Die Iodaktivitätsmessstelle der Kaminfortluftüberwachung war Gegenstand von drei meldepflichtigen Vorkommnissen. Des Weiteren waren für die bestehenden Aerosol- und Iodmessstellen keine Ersatzteile mehr auffindbar, weswegen sie ersetzt wurden. Die Inbetriebnahme wurde Ende 2018 abgeschlossen.

2017 Austausch von Auswerteeinheiten bei Aktivitätsmessstellen: Die nicht mehr lieferbaren Auswerteeinheiten der Aktivitätsmessstellen im Nasslager wurden vorsorglich durch entsprechende Module der Fa. Berthold ersetzt.

2017 Portalmonitore: Zur radiologischen Überprüfung des Personen- und Warenverkehrs ins bzw. aus dem Areal hat das KKG Portalmonitore im Eingangsbereich installiert.

Das ENSI gab im Überprüfungszeitraum bei der radiologischen Anlagenüberwachung verschiedene Änderungsanträge der Technischen Spezifikationen (BHB) frei. Die Anpassungen erfolgten aufgrund der durchgeführten Ertüchtigungen von Instrumentierungen und betrafen unter anderem Grenzwerte und Messbereiche.

Im Überprüfungszeitraum kam es bei der radiologischen Anlagenüberwachung zu fünf meldepflichtigen Ereignissen. Drei Ereignisse betrafen die Iodaktivitätsmessstelle 0TL90R011 im Kamin. Der Ersatz dieser Messstelle wurde schon vor dem dritten Vorkommnis von Ende 2016 in die Wege geleitet und im Jahre 2018 abgeschlossen. Bei zwei weiteren Ereignissen kam es wegen Störungen in der Spannungsversorgung der Edelgas-Aktivitätsmessstelle 0TL90R002 zu deren kurzzeitigem Ausfall. Das KKG hat die entsprechenden Massnahmen zur zukünftigen Verhinderung dieser Ereignisse umgesetzt.

Das Fachpersonal des KKG führt im Rahmen einer vorbeugenden Instandhaltung periodische Funktionsprüfungen und vorsorgliche Instandhaltungsmassnahmen durch. Das KKG konnte keine systematischen Fehler feststellen; die Mehrheit der Eingriffe betrafen routinemässige Nachjustierungen von Kennlinien und -werten. Zusammenfassend hält das KKG fest, dass die Aktivitätsüberwachung im Überprüfungszeitraum keine signifikanten Auffälligkeiten aufwies und zuverlässig betrieben werden konnte.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinie ENSI-A03

Strahlenschutzgesetz StSG, Art. 9, 11, 17, 31, 34, 43 und 44

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 4, 7, 22, 56–65, 77, 89–92, 111–113, 123, 125 und 126

Dosimetrieverordnung DosV, Art. 33–38 und 40

Verordnung des EJPD über Messmittel für ionisierende Strahlung StMmV, Art. 2, Art. 7–9, Art. 13–15

Abgabereglement des KKG HSK 17/232 bzw. ENSI 17/2107

Richtlinien ENSI-B12, ENSI-G01 und ENSI-G13

KTA-Regeln KTA 1501, KTA 1502, KTA 1503 Teile 1 und 2, KTA 1504, KTA 3502

DIN-ISO-Norm ISO2889

Abweichungen von den KTA-Regeln und von der Norm ISO2889 werden hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Schutzziele «Einschluss radioaktiver Stoffe» und «Begrenzung der Strahlenexposition» beurteilt.

Beurteilung des ENSI

Überwachung der Ortsdosisleistungen

Die festinstallierten Ortsdosisleistungsmonitore in der Anlage erfüllen hinsichtlich der zu überwachenden Orte und ihrer technischen Ausführung die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13 und der KTA-Regel KTA 1501. Im Überprüfungszeitraum wurden Messgeräte ersetzt, die das Ende ihrer Lebenserwartung erreicht hatten; in einem Raum (mechanische Werkstatt), in welchem im bestimmungsgemässen Betrieb Veränderungen der Ortsdosisleistung erwartet werden können, wurde eine neue Messstelle eingerichtet.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Überwachungssysteme der Ortsdosisleistungen dem Stand der Technik entsprechen. Ergänzt werden diese kontinuierlich messenden Überwachungssysteme im KKG durch eine Reihe von administrativen Massnahmen, wie z. B. das Messprogramm zur Anlagenüberwachung im Rahmen des operativen Strahlenschutzes.

Überwachung der Luftaktivitäten

Im Überprüfungszeitraum wurden die Aerosolmessstellen der Raumluftüberwachung, inkl. Probenentnahmesystemen ersetzt. Die neuen Messstellen erfüllen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13, die Gesamtübertragungsraten wurden geprüft. Ebenfalls im Überprüfungszeitraum wurden die Iod- und Aerosolmessstellen der Kaminfortluftüberwachung ersetzt. Die neuen Messstellen gingen 2018 in Betrieb und erfüllen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13, insbesondere hinsichtlich der Gesamtübertragungsraten.

Die festinstallierten Messstellen für die Raumluft- und Kaminfortluftüberwachung erfüllen hinsichtlich der zu überwachenden Orte und ihrer technischen Ausführung die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13 und der Regeln KTA 1502 bzw. KTA 1503 Teile 1 und 2. Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Überwachungssysteme der Luftaktivitäten dem Stand der Technik entsprechen.

Überwachung der Kreislaufaktivitäten

Die Erweiterung der Fremddampfauskoppelung für industrielle Zwecke erforderte die Installation und Inbetriebnahme eines zusätzlichen dreisträngigen Iodmesssystems zur Prozessdampfüberwachung der Dampfleitungen zur industriellen Fa. Cartaseta. Die Überprüfung dieses Messsystems ergab, dass die Monitore nur aufgestellt und nicht befestigt sind. Aus diesem Grunde stellt das ENSI folgende Forderung:

Forderung 4-19 (Iodmesssystem)

Das 0E-klassierte Iodmesssystem zur Prozessdampfüberwachung der Dampfleitungen zur industriellen Fa. Cartaseta muss gemäss Richtlinie ENSI-G01 in die Erdbebenklasse EK II eingestuft werden. Für das Betriebserdbeben (OBE) muss seine Standfestigkeit nachgewiesen werden. Termin: 31.12.2024.

Im Überprüfungszeitraum wurden bezüglich radiologische Abwasser-, Kühlkreislauf- und Systemüberwachungsmesssysteme keine Auffälligkeiten im Betrieb, in der Wartung und in der Instandhaltung verzeichnet. In seiner Bewertung kommt das ENSI zum Schluss, dass sie dem Stand der Technik entsprechen und die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13 sowie der KTA-Regel KTA 1504 erfüllen.

Nachunfallprobenentnahmesystem (PASS)

Beim Nachunfallprobenentnahmesystem (PASS), mit dem Probenentnahmen aus der Atmosphäre und Hydrosphäre des Primärcontainments während und nach Störfällen möglich sind, wurden keine Veränderungen durchgeführt. Es erfüllt weiterhin die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13.

Mobile und festinstallierte Strahlenmessgeräte

Neben den oben erwähnten festinstallierten Messsystemen kommen im KKG weitere Messgeräte zum Einsatz, die vor allem dem operationellen Strahlenschutz dienen. Im Jahre 2010 bzw. 2013 wurde der Betrieb dreier bzw. einer neuen Freimesskammer für die Freimessung von Materialien durch das ENSI freigegeben. Ebenfalls zu erwähnen sind die Dosimetriesysteme zur Erfassung und Kontrolle der Personendosen sowie die Personenkontaminationsmonitore zur Überwachung von Personenkontaminationen und Inkorporationen; mit dem geplanten Ersatz des Dosimetriesystems (Projekt EDO) und der damit verbundenen automatischen Erfassung der Jobdosimetrie will das KKG diese Überwachung in naher Zukunft erweitern.

Des Weiteren wurde im Jahre 2015 ein Netz von fixen und mobilen Messstellen errichtet, das drahtlos eine Überwachung der ODL auf dem Areal ermöglicht, insbesondere im Falle einer Freisetzung radioaktiver Stoffe. Seit dem Jahre 2017 erlauben Portalmonitore die radiologische Überprüfung des Waren- und Personenflusses zu und vom Areal. Das ENSI beurteilt die eingesetzten Messgeräte für den operationellen Strahlenschutz als dem Stand der Technik entsprechend.

Betriebserfahrung

Aus der vom KKG dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Überprüfungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Die Ausfallraten pro Messgerät und Jahr sind vergleichbar mit den Erfahrungswerten, die in anderen Anlagen gesammelt wurden. Die interne Zielsetzung des KKG, dass weniger als 10 % des Messmittelbestandes des operationellen Strahlenschutzes pro Jahr in externe Reparatur gegeben werden müssen, wurde in den vergangenen Jahren eingehalten.
- Sämtliche Störungen inkl. der meldepflichtigen Ereignisse wurden innerhalb des durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitintervalls behoben.
- Die aufgrund von Vorkommnissen festgelegten Massnahmen wurden vollständig umgesetzt.

Das KKG hat die zwei Folgemassnahmen, die aus der PSÜ 2008 zur Strahlenmesstechnik resultierten, abgearbeitet:

- Die Forderung 5.8-1 betraf eine Überprüfung der Klassierung, Auslegung und Ausführung der Edelgasaktivitätsmonitore (0TL90R001 und 0TL90R002). Die Überprüfung ergab, dass diese Edelgasaktivitätsmessstellen als vorgelagerte sicherheitsbezogene Systeme gelten und nicht zur Einhaltung der Dosiskriterien bei Störfällen gemäss StSV, Art. 123 dienen. Somit waren ihre Klassierung, Auslegung und Ausführung bis auf eine Verbesserung hinsichtlich ihrer erdbebensicheren Befestigungen korrekt. Die Befestigungen wurden inzwischen gemäss den Vorgaben des Regelwerks ertüchtigt.
- Die Forderung 5.8-2 betraf die systematische «Zusammenstellung von Information zur Strahlenmesstechnik» als wichtiges Mittel zur Sicherung des langfristigen Wissenserhalts. Die Forderung wurde aufgrund der nachgereichten Informationen im Jahre 2014 als erledigt bewertet. Im Rahmen der PSÜ 2018 hat das KKG eine aktualisierte Zusammenstellung ALD-C-88083 eingereicht, welche das ENSI als ausführlich und zielführend bewertet.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Strahlenmesstechnik des KKG den Anforderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung genügt und die Anforderungen des ENSI gemäss Richtlinie ENSI-G13 erfüllt, mit Ausnahme der oben angesprochenen Befestigungen des Iodmesssystems zur Prozessdampfüberwachung der Dampfleitungen zur industriellen Fa. Cartaseta. Die Betriebserfahrungen zeigen, dass die Messeinrichtungen in einem guten technischen Zustand sind.

4.6.4 Hebezeuge

Angaben des KKG

Die aktuelle Hebezeugliste ROL-S-92743 umfasst 1269 Hebezeuge. Von diesen Hebezeugen sind 1257 dem Gruppen-AKZ «UQ», fünf dem System PL (Lademaschine) und sieben dem System PT (Lastaufnahmemittel) zugeordnet worden.

Der vom KKG erstellte Bericht PEG-S-576 und die zugehörige Hebezeugliste ROL-S-92743 soll für alle Aufzüge, Kräne, Laufkatzen, Ausbauhilfen, Lastaufnahmeeinrichtungen und die Brennelementwechselmaschine des KKG zum Zeitpunkt der Bewertung der Einrichtungen gelten.

Fest eingebaute Hebezeuge befinden sich bei Nichtbenutzung auslegungsgemäss in der sicheren Parkposition. Vor dem Einsatz von Hebezeugen an Komponenten werden die betreffenden Systeme oder Teilsysteme, an und über denen gearbeitet wird, grundsätzlich vom KKG freigeschaltet.

Die Betrachtungen zum Versagen eines Hebezeugs wie auch die damit verbundenen sicherheitstechnischen Bewertungen schliessen jeweils die gesamte Lastkette, d. h. die Hebezeuge und die einzusetzenden Lastaufnahmemittel und Ausrüstungen, mit ein.

Im KKG basiert die Instandhaltung der Hebezeuge und zugehörigen Ausrüstungen auf rechtlichen Grundlagen (u. a. Verordnung über die sichere Verwendung von Kranen (SR 832.312.15), Krane in Industrie und Gewerbe (Suva 66120.d), Richtlinie Arbeitsmittel (EKAS 6512.d)), Vorschriften der Hersteller, betriebseigenen allgemeinen Festlegungen zur Instandhaltung in der Maschinentechnik und Elektrotechnik sowie externen Erfahrungsmeldungen.

Weiter sind in das Instandhaltungskonzept eigene Erfahrungen aus mehr als 40 Jahren Betrieb, Wartung, Inspektion, Instandsetzung, Gesamtüberholung und Modernisierung eingeflossen.

Das Instandhaltungskonzept für Hebe- und Förderanlagen (UQ) kommt bei örtlich fest installierten Hebezeugen zur Anwendung. Die Wartung und Instandhaltung der Aufzüge erfolgten durch den Hersteller. Die Instandhaltung erfolgt grundlegend nach den Vorschriften des Herstellers gemäss Betriebs-, Wartungs- und Prüfanleitung.

Die im KKG festgelegten Massnahmen bzw. Prüf-, Wartungs- und Instandhaltungsintervalle sorgen dafür, dass im KKG ausnahmslos nur sicherheitsgeprüfte Hebevorrichtungen eingesetzt werden.

Die Hebezeuge werden regelmässig, den Einsatzbedingungen und den betrieblichen Verhältnissen entsprechend gewartet und geprüft. Parameter wie Bauart, Alter, Nutzungs-/Belastungsgrad, Wichtigkeit, Verfügbarkeit, Standort und Klima sind hierbei berücksichtigt.

Die Durchführung dieser regelmässig wiederkehrenden Instandhaltungsarbeiten (Wartung und Instandsetzung) insbesondere durch visuelle Prüfung, dem Ersetzen schadhafter Bauteile, Schmierservice gemäss Hersteller, Prüfung der Einstellwerte nach Vorgaben des Herstellers und Funktionsprüfungen, erfolgt nach festgelegten ein- oder zweijährlichen Zyklen. Im Falle einer Reparatur wird nach dem Reparieren / Ersetzen stets eine Funktionsprüfung durchgeführt. Anstehende Generalüberholungen werden durchgeführt.

Die Instandsetzung von Kranen, Winden, Seil-/Kettenzügen, Fahrwerken, Lasttraversen, Treppenliften und Befahranlagen bzw. die Wiederholungsprüfung für Katzbahnträger, Katzbahnschienen und Ausleger wird alle 8 Jahre durchgeführt.

Die wiederkehrenden Prüfungen an den gossen Kränen werden mit speziellen Prüfvorschriften inklusive Prüfprotokoll ausgeführt, das Prüfprotokoll wird im Lebenslauf des jeweiligen Hebezeugs hinterlegt.

Der Einsatz von nicht fest eingebauten Hebevorrichtungen wird im Instandhaltungsauftrag festgelegt. Das zu verwendende Hebezeug wird vor Gebrauch geprüft, dann eingebaut und nach Beendigung der Arbeit wieder ausgebaut und eingelagert.

Für Lastaufnahmemittel existieren in der Schweiz keine behördlichen Vorschriften betreffend Wiederholungsprüfungen. Für Komponenten, die im Brennelement (BE)-Transport und im Nasslager (System PT) eingesetzt werden, wurde daher in Anlehnung an die KTA-Regel [KTA 3903], Fassung 6/99, «Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken» der Komponentenprüfplan erstellt. Nach dieser KTA-Regel gehören die BE-Transportgehänge in die Kategorie «Lastaufnahmemittel».

Die Prüfungen und Instandhaltung dieser Lastaufnahmemittel erfolgen analog zum Vorgehen betreffend die Hebezeuge. So werden die Lastaufnahmemittel vor und nach jedem Gebrauch gemäss hausinternen Vorschriften einer Sichtprüfung unterzogen.

Durch das KKG wird alle 2 Jahre an den Komponenten eine visuelle Prüfung sämtlicher Schweissnähte durchgeführt. Im Intervall von 10 Jahren werden die Schweissnähte, Bohrungen und Bolzen der Lastaufnahmemittel mit einer Magnetpulverprüfung und/oder einer Farbeindringprüfung geprüft.

Die durchgeführten Revisionen und Seilprüfungen bestätigen den guten Zustand der Krananlagen. Die Krananlagen erfüllen alle Forderungen, welche aus ihrer Nutzung hervorgehen. Gemäss dem KKG gewährleistet die laufende Überwachung den sicheren Betrieb der Krananlagen.

Das KKG kommt in seiner Beurteilung zu den Systemen zu dem Ergebnis, dass mit der vorhandenen Auslegung grundsätzlich die aktuell bestehenden Anforderungen erfüllt werden.

Zukünftige Arbeiten zur Anpassung an den Stand von Wissenschaften und Technik sind derzeit in Bearbeitung. Insbesondere laufen Planungen für den Rundlaufkran mit dem Ersatz der Krankatze inkl. Steuerung in Anlehnung an die Anforderungen der KTA-Regeln KTA 3902 und KTA 3903.

Beurteilungsgrundlagen

Sicherheitstechnische Regeln des KTA, KTA 3902 und KTA 3903

Beurteilung des ENSI

Die im Betrachtungszeitraum durchgeführten Massnahmen der Instandhaltung verliefen fachgerecht. Als positiv wird bewertet, dass die Instandhaltungsmassnahmen keinen Einfluss auf die Verfügbarkeit der Anlage hatten. Weiterhin wurde Instandhaltung (Wartung) durchgeführt, um den Stand der Technik einzuhalten. Dies betraf im zu bewertenden Zeitraum den Zweiträgerlaufkran im Maschinenhaus, welcher für den Ersatz des Generators und der Niederdruck-Turbinen ersetzt wurde. Anstelle des alten 400-t-Krans wurde ein neuer 500-t-Kran installiert. Die Lastabtragung für die neuen Bemessungssituationen sowie die Tragsicherheit und die Gebrauchstauglichkeit im Erdbebenfall wurde nachgewiesen. Die vorsorglich durchgeführten Arbeiten und Umrüstungen wurden vom ENSI positiv bewertet.

Die durchgeführten Revisionen und Seilprüfungen sind geeignet, den Zustand der Krananlagen zu überwachen. Die laufende Überwachung durch das KKG stellt sicher, dass ein sicherer Betrieb der Krananlagen gewährleistet ist. Vom KKG sind Vorkehrungen getroffen worden, den Absturz schwerer Lasten zu minimieren/verhindern.

Das ENSI stellt bei der Prüfung der eingereichten Dokumentation für die Hebezeuge und die Lastaufnahmemittel fest, dass vom KKG nicht nachvollziehbar dargelegt wurde, wie die Vorgaben für die Wiederholungsprüfungen im erstellten Komponentenprüfplan in Anlehnung an die sicherheitstechnische Regel des KTA KTA 3903 umgesetzt wurden. Das vom KKG bisher berücksichtigte Prüfintervall für Krane, Winden, Seil-/Kettenzüge, Fahrwerke, Lasttraversen, Treppenlifte und Befahranlagen von 8 Jahren und 2 Jahren bei den Lastaufnahmemitteln für eine visuelle Prüfung sämtlicher Schweissnähte, entspricht nicht den Anforderungen der KTA-Regel KTA 3903. Ebenso entspricht das Intervall von 10 Jahren für die Prüfung der Schweissnähte, Bohrungen und Bolzen der Lastaufnahmemittel mit einer Magnetpulverprüfung und/oder einer Farbeindringprüfung nicht der KTA-Regel KTA 3903, Fassung 2020-12, «Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken». Gemäss Tabelle 10-1 KTA 3903 ist ein Prüfintervall von maximal 6 Jahren zulässig. Nach Suva-Empfehlung (67017.d) müssen Lastaufnahmemittel jährlich visuell geprüft werden. Diese Vorgabe basiert neben der Zugrundelegung der EG-Maschinenrichtlinie 2006/42/EG auf tatsächlichen Einsatzzeiten und den bei der Auslegung zu berücksichtigenden Lastwechseln für die dynamischen Belastungen (20 000).

Unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Bedeutung der Kräne und deren Lastaufnahmeeinrichtungen im Umgang mit radioaktiven Stoffen oder kontaminierten Komponenten, erachtet das ENSI ein Prüfintervall von 6 Jahren, wie in der KTA-Regel KTA 3903 gefordert, als notwendig. Dies betrifft insbesondere die Oberflächenprüfung auf Anzeigen, welche grundsätzlich mit magnetischen Verfahren auszuführen wären.

Da die KTA-Regel KTA 3903, Fassung 2020-12, «Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken» in Tabelle 10-1 für die Oberflächenprüfung maximal ein 6-jährliches Prüfintervall für Hebezeuge zulässt, ist der derzeit gültige Komponentenprüfplan (ALD-M-QKP00074) anzupassen.

Forderung 4-20 (Hebezeuge)

Das KKG hat die Programme und Vorschriften für die wiederkehrenden Prüfungen und den Komponentenprüfplan ALD-M-QKP00074 auf Basis der KTA-Regel, Nr. 3903, Fassung 2020-12 «Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken» gemäss Tabelle 10-1 für sicherheitstechnisch klassierte Hebezeuge und die Brennelementwechselmaschine, anzupassen. Termin: 31.12.2025.

5 Instandhaltung und Alterungsüberwachung

5.1 Bautechnik

Angaben des KKG

Das Ressort Bautechnik des KKG betreibt eine vorbeugende Instandhaltung. Diese beruht auf den Begehungen durch das Personal der Bautechnik, den Rundgängen des Schichtpersonals und den daraus folgenden Instandhaltungsarbeiten. Die Basis für die Planung von Instandhaltungsmassnahmen sind neben der gewünschten Zustandsverbesserung bzw. -erhaltung auch die Zugänglichkeit, die strahlenschutztechnischen Bedingungen und betriebliche Aspekte.

Das KKG hat den Stand und die bisherigen Ergebnisse der Alterungsüberwachung der Bauwerke im Leitbericht Alterungsüberwachung Bautechnik [BER-S-92681] zusammengefasst. Detaillierter und bauwerksspezifisch werden die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Inspektionen und Instandsetzungen im Bericht [PEG-M-934] beschrieben.

Die Alterungsüberwachung der Bauwerke erfolgt nach dem GSKL-Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen [GSKL-BAU-1]. Dieser regelt die systematische Überwachung. Jeder Steckbrief ist gemäss der Vorgabe des Leitfadens in die folgenden drei Teile gegliedert:

- Teil 1: Bauteildokumentation und Betriebsbedingungen
- Teil 2: Bauteilspezifische Alterungsmechanismen
- Teil 3: Inspektionen, Befunde und Beurteilungen

Die Inspektionen werden regelmässig nach einem Inspektionsplan, der alle nach der Richtlinie [ENSI-B01] erforderlichen Basis-, Haupt- und Zwischeninspektionen enthält, durchgeführt. Die Ergebnisse der durchgeführten Inspektionen im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) und die daraus resultierenden Zustandsbeurteilungen werden in Inspektionsberichten und unabhängigen Beurteilungsberichten vollständig dokumentiert. Hierbei wird auch jeweils überprüft, ob Art und Umfang der Inspektionen geeignet sind, um den Alterungsprozess der einzelnen Strukturen und Bauteile vollständig zu erfassen.

Das KKG hat 29 Steckbriefe für die Bauwerke der Bauwerksklasse (BK) I (Tabelle 5-1) und 17 Steckbriefe für die Bauwerke der BK II erstellt und nachgeführt. Für die meisten Bauwerke werden zwei Steckbriefe geführt, jeweils einer für den Gebäudebereich unterhalb bzw. über Terrain. Für die Bauteile des Reaktorgebäudes werden fünf Steckbriefe geführt, ohne den Steckbrief für das Stahlcontainment, welcher im Rahmen des AÜP der Maschinentechnik bearbeitet wird.

Das KKG stellt im Bericht [PEG-M-934] für jedes Gebäude der BK I und BK II die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Aktionen der Alterungsüberwachung Bautechnik und die daraus resultierenden Ergebnisse zusammen, jeweils mit der folgenden Gliederung:

- Inspektionen
- Instandsetzungen
- Eingriffe in Baustrukturen
- Inspektionsergebnisse und Gesamtbewertung des Bauwerkszustandes

Eine vertiefte Zustandsbeurteilung wird im Bericht [PEG-M-812] für die Betonhülle des Containments im Rahmen des Sicherheitsnachweises für den Langzeitbetrieb (siehe Kap. 10.1.6) dokumentiert.

Zusammenfassende Gesamtzustandsbeurteilung

Für die Stahlbetonstrukturen der BK I und BK II wird der Gesamtzustand zusammenfassend als «gut bis sehr gut» beschrieben.

Tabelle 5-1: Steckbriefe der AÜP-Bautechnik, Stand 31.12.2017

AKZ	Bauteil	Steckbrief			
		Nr.	PEG-X-	Einreichung an ENSI	
ZA00/ZB00	Betoncontainment, Gebäude oberhalb ± 0.00 m	AÜP ZA00/ZB00-0001	51601 v2	06.12.2017	v3
	Betoncontainment, Gebäude unterhalb ± 0.00 m	AÜP ZA00/ZB00-0002	51602 v2	06.12.2017	v3
	Strukturen zwischen Primär- und Sekundär- Containment	AÜP ZA00/ZB00-0003	51603 v2	06.12.2017	v3
	Strukturen innerhalb Primärcontainment	AÜP ZA00/ZB00-0004	51604 v2	06.12.2017	v3
	Biologischer Schild und Reaktorraum	AÜP ZA00/ZB00-0005	51605 v2	06.12.2017	v3
ZC00	Hilfsanlagengebäude ZC00, Gebäude über Terrain	AÜP ZC00-0001	51606 v2	06.12.2017	v3
	Hilfsanlagengebäude ZC00, Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZC00-0002	51608 v2	06.12.2017	v3
	Erweiterungen Hilfsanlagengebäude ZC00, Ganzes Gebäude	AÜP ZC00-0003	51609 v2	06.12.2017	v2
ZE00	Schaltanlagengebäude ZE00, Gebäude über Terrain	AÜP ZE00-0001	51610 v2	06.12.2017	v3
	Schaltanlagengebäude ZE00, Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZE00-0002	51611 v2	06.12.2017	v3
ZK01/ZK02	Notstromdieselgebäude ZK01/ZK02, Gebäude über Terrain	AÜP ZK01/ZK02-0001	51614 v2	06.12.2017	v3
	NotstromdieselgebäudeZK01/ZK02, Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZK01/ZK02-0002	51615 v2	06.12.2017	v3
ZM00/ZM06	Einlaufbauwerk ZM00, Gebäude oberhalb Boden 388.75 m	AÜP ZM00-0001	51616 v2	06.12.2017	v3
	Einlaufbauwerk ZM00 und Auslaufbauwerk ZM06, Gebäude unterhalb Boden 388.75 m	AÜP ZM00-0002	51617 v2	06.12.2017	v3
ZM02/ZM01	Nebenkühlwasserpumpenhaus ZM02 und Mess-Schacht ZM01, Gebäude über Terrain	AÜP ZM02/ZM01-0001	51618 v2	06.12.2017	v3
	Nebenkühlwasserpumpenhaus ZM02 und Mess-Schacht ZM01, Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZM02/ZM01-0002	51619 v2	06.12.2017	v3
ZM05	Einlaufbauwerk ZM05, Gebäude oberhalb Maschinenhausboden	AÜP ZM05-0001	51627 v2	06.12.2017	v3
	Einlaufbauwerk ZM05, Gebäude unterhalb Maschinenhausboden	AÜP ZM05-0002	51628 v2	06.12.2017	v3
ZQ01	Abluftkamin ZQ01, Ganzes Bauwerk	AÜP ZQ01-0001	51629 v2	06.12.2017	v3
ZQ02	Hilfskessel-Kamin, Ganzes Bauwerk	AÜP ZQ02-0001	51630 v2	06.12.2017	v3
ZS07	Nasslager, Brennelementlagergebäude ZS01, Gebäude oberhalb ± 0.00 m	AÜP ZS07-0001	51631 v2	06.12.2017	v2
	Nasslager, Brennelementlagergebäude ZS07, Gebäude unterhalb ± 0.00 m	AÜP ZS07-0002	51632 v2	06.12.2017	v2
	Nasslager, Brennelementlagergebäude ZS07, Brennelementbecken	AÜP ZS07-0003	51633 v2	06.12.2017	v2
ZP03/ZP04	Kühltürme des Nasslagers ZP03 und ZP04, Ganze Struktur	AÜP ZP03/ZP04-0001	51634 v2	06.12.2017	v2
ZV00	Notspeisegebäude ZV00, Gebäude über Terrain	AÜP ZV00-0001	51635 v2	06.12.2017	v3
	Notspeisegebäude ZV00, Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZV00-0002	51636 v2	06.12.2017	v3
ZW	Werkleitungskanäle ZW.., Kanäle, Schächte und Wasserschlösser	AÜP ZW..-0001	51637 v2	06.12.2017	v3
ZX00	Notstandsgebäude ZX00, Gebäude über Terrain	AÜP ZX00-0001	51638 v2	06.12.2017	v3
	Notstandsgebäude ZX00, Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZX00-0002	51639 v2	06.12.2017	v3

In allen Gebäuden der BK I und BK II wurden in den Betonstrukturen Risse mit einer Breite bis zu 0,5 mm und nur ganz vereinzelt mit einer Breite über 0,5 mm festgestellt. Stellenweise wiesen die Risse rostfarbene Verfärbungen und leichte Kalkaussinterungen auf. Vereinzelt wurden Abplatzungen über lokal korrodierter Bewehrung und Hohlstellen gefunden.

Die Risse in den Betonstrukturen sind dabei im Allgemeinen in einem zu erwartenden, üblichen Umfang. Wasserführende Risse wurden zum Schutz der rissdurchquerenden Bewehrungsstäbe verpresst. Auswirkungen auf die Tragfähigkeit können generell ausgeschlossen werden. Auch andere Befunde wie Abplatzungen und lokal korrodierte Bewehrung beeinträchtigen nicht die Tragfähigkeit, wurden aber in der Regel dennoch instandgesetzt.

Es wurden vereinzelt Bereiche mit geringer Betonüberdeckung oder fortgeschrittener Karbonatisierungstiefe vorgefunden, die allerdings sehr lokal und daher für die bautechnische Sicherheit nicht relevant sind.

Die Betonfestigkeit ist – bis auf sehr wenige lokale Ausnahmen, die dennoch allen Normanforderungen genügen – hoch bis sehr hoch. Auch alle anderen durchgeführten Laboruntersuchen weisen insgesamt auf einen guten bis sehr guten Beton hin.

An einigen Bauteilen wurden vom KKG aufgrund der Befunde aus den Basis- oder Hauptinspektionen vorbeugende Instandsetzungsmassnahmen an den Betonstrukturen eingeleitet. Dies betrifft den Zirkulator der Entkarbonisierung ZN02, an welchem eine Instandsetzung des gesamten Fällungsbeckens in Planung ist sowie das Reaktorgebäude, wo eine präventive Neubeschichtung der Reaktorkuppel in den Jahren 2018 bis 2020 umgesetzt wurde.

Auch der Zustand der Unterkomponenten der begutachteten Bauwerke wird insgesamt als «gut bis sehr gut» beschrieben. Befunde betreffen hier in einigen Fällen Brandschutzabschlüsse, welche nicht, beziehungsweise nur temporär, verschlossen waren. Diese Befunde wurden jeweils dem Brandschutzverantwortlichen des KKG zur Überprüfung und gegebenenfalls Behebung weitergeleitet. Auch Brandschutztüren, welche ihre Funktion nicht vollständig erfüllen oder deren Beschriftung fehlerhaft war, konnten vorgefunden werden. Diese Mängel werden im Rahmen des Projektes EBRAS behoben.

Weitere Feststellungen an den Unterkomponenten betrafen vereinzelt korrodierte Stahlbauteile oder Fugenbänder, welche sich teilweise ablösten oder Blasenbildung aufwiesen. Eine Relevanz für die bautechnische Sicherheit besteht dabei in keinem Fall. Aus Gründen der Reinhaltung und des guten Funktionierens erhalten die Unterkomponenten regelmässig die notwendige Pflege oder werden lokal ausgebessert.

Zusammenfassend wird festgestellt, dass sich durch die Anlagenrundgänge und die im Zuge des AÜP durchgeführten Inspektionen keine Feststellungen oder Erkenntnisse ergaben, welche die bautechnische Sicherheit beeinträchtigen. Alle Voraussetzungen für einen Weiterbetrieb der Anlage sind erfüllt. Durch engmaschige und geeignete Instandhaltung- und Instandsetzungsmassnahmen kann der gute Zustand der Gebäude auch weiterhin erhalten werden.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-B01

SIA-Norm SIA 269

Beurteilung des ENSI

Mit dem Bericht PEG-M-934 liefert das KKG eine systematische und vollständige Zusammenstellung des Inspektionsprogramms, der bisherigen Befunde und der Instandsetzungsmassnahmen. Der Bericht enthält auch eine zusammenfassende Gesamtzustandsbeurteilung für alle Bauwerke der BK I und II.

Das ENSI beurteilt das Konzept und den bisherigen Stand der Alterungsüberwachung Bautechnik positiv. Das Vorgehen erfüllt die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B01 und entspricht dem vom ENSI akzeptierten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe GSKL-BAU-1. Die Effektivität des Alterungsüberwachungsprogramms wurde im Rahmen des von der EU (ENSREG) in den Jahren 2017/2018 durchgeführten Topical Peer Review zum Thema «Alterungsmanagement» auch auf internationaler Ebene als ausreichend bewertet.

Das ENSI hat die Steckbriefe schrittweise geprüft und im Wesentlichen zustimmend beurteilt (ENSI 2017-03-27, ENSI 2018-04-5 und ENSI 2019-09-20). Aus den dokumentierten Zustandsuntersuchungen geht hervor, dass alle Bauwerke in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Die erforderliche Sollzustandstufe wird überall erreicht. Die in der UVEK-Verordnung UVEK-A für das Betoncontainment des Reaktorgebäudes festgelegten Kriterien für Risse und Abplatzungen werden deutlich unterschritten.

Trotz des durchwegs guten bis sehr guten Zustands der Bauwerke hat das KKG zahlreiche Instandhaltungsmassnahmen durchgeführt und dokumentiert. Das ENSI begrüsst diese Strategie der vorbeugenden Instandhaltung. Damit wird nicht nur für ein einwandfreies visuelles Erscheinungsbild gesorgt, sondern es werden auch schädigende Alterungsprozesse frühzeitig unterbunden.

Das ENSI wird die laufende periodische Nachführung der Steckbriefe im Rahmen der Alterungsüberwachung Bautechnik prüfen. Besonderes Augenmerk wird dabei der Überwachung der unzugänglichen Bereiche mit indirekten Methoden gelten.

5.2 Maschinentechnik

5.2.1 Alterungsüberwachung gemäss Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01

Angaben des KKG

Im August 2011 ersetzte die neue Richtlinie ENSI-B01 zur Alterungsüberwachung die Richtlinie HSK-R-51. Die zusätzlich gemäss Richtlinie ENSI-B01 zu beachtenden Gesichtspunkte wurden mit der Überarbeitung aller System- und Komponentensteckbriefe bis Ende 2017 umgesetzt. Momentan gibt es insgesamt 41 System- und Komponentensteckbriefe.

Die Erfüllung der Anhänge 5 und 6 der Richtlinie ENSI-B01 erfolgt mit dem Nachweis der Sprödbruchsicherheit, dem Ermüdungsüberwachungsprogramm zur Alterungsüberwachung und dem jährlichen Bericht zur Ermüdungsausnutzung mechanischer Komponenten.

Die Vollständigkeit der im Alterungsüberwachungsprogramm erfassten mechanischen Ausrüstungen aufgrund der Erfahrungen wird mit der Weisung WSG-M-24 sichergestellt. In dieser werden die auszuwertenden internen und externen Erfahrungsquellen beschrieben. Interne Quellen sind u. a. die Anlagendokumentation, Instandhaltungsarbeiten sowie die Erfassung und Bewertung von Transienten. Zu den externen Quellen zählen Fachliteratur, Tagungen und Konferenzen, Erfahrungsmeldungen anderer Kernkraftwerke und Organisatoren, Informationen der Anlagen- und Komponentenhersteller sowie Datenbanken wie CODAP. In den Steckbriefen werden die jeweils relevanten Erfahrungsmeldungen beschrieben und ausgewertet. Des Weiteren werden im Jahresbericht «Sicherheit» die für das AÜP relevanten Erfahrungsmeldungen inklusive deren Bewertung aufgeführt.

Im «GSKL-Katalog der Alterungsmechanismen (KATAM)» GSKL-MECH-2 werden alle in Leichtwasserreaktoranlagen bekannten Schädigungsmechanismen entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert, klassifiziert und beschrieben. Innerhalb des GSKL-Fachteams AÜP erfolgt die jährliche Überprüfung des Kataloges auf dessen Aktualität. Dazu werden auch die internen und externen Erfahrungen miteinbezogen. Alle neuen Erkenntnisse werden spätestens alle 10 Jahre in das Hauptdokument des KATAM eingearbeitet. Basierend auf dem «GSKL-Leitfaden zur Erstellung von AÜP-Steckbriefen» GSKL-MECH-1 und dem KATAM GSKL-MECH-2 werden die Steckbriefe erstellt und überarbeitet. Der nach der Richtlinie ENSI-B01 revidierte GSKL-Leitfaden zur Erstellung von AÜP-Steckbriefen wurde seitens ENSI als Grundlagendokument akzeptiert.

Feste Bestandteile in der Alterungsüberwachung sind nach BER-M-92848 und BER-M-92939 die vorbeugende Instandhaltung, die Betriebsüberwachung sowie das Wiederholungsprüfprogramm und die Betreiberprüfungen. Ziel der vorbeugenden Instandhaltung ist die Sicherstellung von Integrität und Funktion von Systemen und Komponenten. Neben den Vorgaben der Aufsichtsbehörde werden die Empfehlungen der Hersteller, interne und externe Betriebserfahrungen sowie Hinweise aus der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) bei der Planung berücksichtigt. Zur vorbeugenden Instandhaltung gehören u. a. die Wartung, Zustandsüberwachungen, Inspektionen oder auch der periodische Ersatz von Bauteilen wie Dichtungen.

Zu der Betriebsüberwachung gehören nach BER-M-92939 die Vor-Ort-Überwachung, z. B. Funktionstests und Schwingungsüberwachung, die Überwachung und Verfolgung von Betriebskennwerten und Schichtrundgänge. Mit der Überwachung und Verfolgung von Betriebskennwerten wird eine generelle Aussage über den Zustand der Anlage ermöglicht. Leckagen oder Störungen an Pumpen und Armaturen können identifiziert werden. Ziel der Schichtrundgänge ist es, kleine Tropfleckagen rechtzeitig zu lokalisieren oder abweichende Anlagenzustände anhand von Vibrationen und Geräuschen zu erkennen. Bestandteil von Wiederholungsprüfungen an SSK sind die Durchführung von zerstörungsfreien Prüfungen (ZfP) nach SVTI-Festlegung NE-14, aber auch die Durchführung von Prüfungen nach Richtlinie ENSI-B06, wie die System- und Komponentenbegehungen und Funktionsprüfungen. Die zerstörungsfreien Prüfungen sind nach Richtlinie ENSI-B07 qualifiziert. Bei der Qualifizierung der Prüfungen werden die relevanten Alterungsmechanismen zugrunde gelegt BER-M-92848. Im Überprüfungszeitraum der PSÜ wurden u. a. Wanddickenmessungen im Rahmen des EROSKO-Programmes, Ultraschallprüfungen der KU/KB-Schrauben, ET-Prüfungen der Wärmetauscherrohre der Nachwärmekühler, innere Prüfungen der erdverlegten Leitungen im VA-System, Ultraschall-Wanddickenmessungen an Wanddurchführungen und am Stahlcontainment sowie an Rohrleitungen der Systeme TF und VE durchgeführt.

Auf der Basis der Indikatoren entsprechend dem IAEA Safety Guide IAEA NS-G-2.12 wird die Wirksamkeit des Alterungsüberwachungsprogrammes in BER-M-92803 beurteilt. Die im KKG bei allen klassierten Systemen und Komponenten ausgeführte vorbeugende Instandhaltung wird als ein Beispiel der vorbeugenden Aktivität zur Minimierung der Alterung genannt. Die Einhaltung von definierten Grenzwerten in der Wasserchemie und bei Hilfsstoffen sind weitere praktizierte Massnahmen, um Alterungsmechanismen zu überwachen bzw. auszuschliessen. Um Alterungsschäden durch asbesthaltige Dichtungen und Packungen vorzubeugen, wurde einerseits der Austausch dieser Dichtungen durch asbestfreie Modelle durchgeführt und anderseits ein Sonderprüfprogramm gestartet, in dessen Rahmen systematisch alle Armaturen untersucht werden, bei denen der Schadensmechanismus Spannungsrisskorrosion relevant ist BER-M-61899. Die Ermüdungsüberwachung (FAMOSi), Wanddickenmessungen (EROSKO) an den Rohrleitungen des Sekundärkreislaufes sowie an der Stahlhülle des Containments und die Schwingungsüberwachung, werden als Beispiele für den Indikator «Überwachung und Trending von Alterungseffekten» genannt.

Für den Indikator «Feedback aus Betriebserfahrung, aus Forschung und Entwicklung» wird in BER-M-92803 auf die in WSG-D-7 und WSG-D-1 festgelegten Prozesse und Weisungen verwiesen, welche sicherstellen, dass die aktuelle interne und externe Betriebserfahrung und die Ergebnisse aus der Forschung regelmässig ausgewertet und in Bezug auf mögliche Auswirkungen auf das Alterungsüberwachungsprogramm überprüft werden.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 35

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-G01, ENSI-B01 und ENSI-B02

IAEA Safety Guide IAEA NS-G-2.12

Beurteilung des ENSI

Gemäss Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.4.1 Bst. a ist das Alterungsüberwachungsprogramm auf Vollständigkeit und Aktualität hin zu überprüfen.

Es wurde aufgezeigt, wie die verschiedenen Indikatoren und Attribute des IAEA Safety Guide umgesetzt werden. Hierzu gehören die Strategie der vorbeugenden Instandhaltung, die Überwachung der Einhaltung von definierten Grenzwerten in der Wasserchemie, die Ermüdungsüberwachung, das Wiederholungsprüfprogramm sowie regelmässige Tests und Funktionsprüfungen. Ergänzt mit der systematischen Auflistung von Alterungsmechanismen im KATAM GSKL-MECH-2 und der kontinuierlichen Berücksichtigung neuer Erkenntnisse aus Stand von Wissenschaft und Technik sowie interner und externer Betriebserfahrung, wie in BER-M-92803 dargelegt, ist aus Sicht des ENSI eine geeignete Basis für eine effektive Alterungsüberwachung gegeben. Das ENSI erkennt an, dass die Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01 mit den eingereichten Steckbriefen grundsätzlich umgesetzt wurden.

Der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb wird in Kap. 10 der vorliegenden Stellungnahme behandelt. Dies beinhaltet auch die Bewertungen zum Nachweis der Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters und zur Ermüdungsausnutzung von Grosskomponenten.

Gemäss Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01 ist auch für Komponenten, welche gemäss Richtlinie ENSI-A06 aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, die Alterungsüberwachung in Steckbriefen zu dokumentieren. Hierzu werden in BER-M-92803 keine Angaben gemacht, inwieweit diese PSA relevanten Komponenten in den Steckbriefen vollständig berücksichtigt wurden. In dem Dokument ANO-S-93064 sind die PSA relevanten Komponenten aufgelistet. Eine Überprüfung der in den Tabellen identifizierten Komponenten mit den in den eingereichten Steckbriefen dokumentierten Komponenten ergab, dass alle identifizierten PSA-relevanten Komponenten in den Steckbriefen gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-B01 erfasst und bewertet wurden.

5.2.2 Aktueller Stand des Alterungsüberwachungsprogramms

Angaben des KKG

Zusammenfassend erfolgt in BER-M-92803 eine tabellarische Auflistung der in dem jeweiligen Steckbrief für ein System bzw. Komponenten als relevant bewerteten Alterungsmechanismen.

Als Erkenntnisse aus den bisherigen Überprüfungen und den daraus abgeleiteten Massnahmen werden das Sonderprüfprogramm «Austenitische Armaturen mit asbesthaltigem Dichtungs- und Packungsmaterial», die Erweiterung des Überwachungsprogramms FAMOSi durch weitere Temperaturmessstellen in den Systemen TA, TH, YB und YP, die Überprüfung von Schlammsäcken auf Korrosionsbefunde in den Systemen RA und RZ oder der Ersatz der Rechenreiniger und Siebbandanlage genannt.

Mit der Messung von Temperaturen an relevanten Stellen im Rahmen des Fatigue-Monitoring-Systems (FAMOSi) können Spannungen aufgrund von thermischen Schichtungen und Thermoschock ermittelt werden. Die Daten werden jährlich ausgewertet. Durch die weiteren installierten Messstellen können vor allem im Hinblick auf den Langzeitbetrieb eingehendere Erkenntnisse hinsichtlich der Ermüdung gewonnen werden.

Ebenfalls in Bezug auf den Langzeitbetrieb wurden an Systemen, welche mit Aarewasser beaufschlagt sind, Zustandsuntersuchungen durchgeführt und z. T., wie im System VE, ferritische Rohrleitungen durch austenitische ersetzt oder mittels einer Innenbeschichtung ertüchtigt.

Für die klassierten SSK wird die vorbeugende Instandhaltung angewendet. Dazu gehören nach BER-M-92803 periodische, zustandsorientierte und einmalige Massnahmen. Als Beispiel für die periodischen Massnahmen werden der regelmässige vorsorgliche Ersatz von Elastomeren genannt. Auch die regelmässig durchgeführten Funktionsprüfungen an aktiven Komponenten zählen zu den periodischen Massnahmen. Beschädigte Beschichtungen können zu Korrosion und damit Schädigung der Komponenten führen. Daher werden diese im Rahmen der zustandsorientierten Instandhaltung ausgebessert bzw. erneuert. Einmalige Massnahmen können durch externe Erfahrungsmeldung oder Auswertung von Instandhaltungsergebnissen ausgelöst werden.

Mit Einführung der Richtlinie ENSI-B01 wurden sämtliche Steckbriefe überarbeitet bzw. neu erstellt und dem ENSI zwischen 2014 und 2017 eingereicht. Alle Steckbriefe werden als aktuell bewertet. Im Jahr 2014 wurde der Sprödbruchsicherheitsnachweis gemäss den Vorgaben in der Richtlinie ENSI-B01 Anhang 5 überarbeitet. Gemäss Richtlinie ENSI-B01 Anhang 6 wird jährlich dem ENSI der Bericht zur Ermüdungsausnutzung mechanischer Komponenten eingereicht.

Im KKG wird in allen Systemen und Komponenten der Sicherheitsklassen SK1 bis SK4 vorbeugende Instandhaltung durchgeführt. Vor Eintreten von Störungen oder dem Ausfall einer Anlage werden entsprechende Gegenmassnahmen ergrifffen. Der Grossteil der Alterungsüberwachung wird im Rahmen der geplanten Instandhaltung mit vorgegebenen Intervallen sowie Instandhaltungsvorschriften durchgeführt.

Beispiele für Vermeidung von Alterungsprozessen bzw. für die Alterungsüberwachung von SSK im Bereich der SK4 sind die Einführung und die Einhaltung der wasserchemischen Grenzwerte der High-All-Volatile-Treatment (HAVT)-Fahrweise im Sekundärkreislauf sowie die Einführung des Erosionskorrosions-Überwachungsprograms EROSKO BER-M-92803.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 35

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-G01, ENSI-B01 und ENSI-B02

IAEA Safety Guide IAEA NS-G-2.12

Beurteilung des ENSI

Gemäss Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.4.1 Bst. b ist der aktuelle Stand des Alterungsüberwachungsprogrammes darzulegen und zu bewerten. Das ENSI prüft die Angaben des KKG in den jeweiligen komponenten- oder systemspezifischen Steckbriefen sowie den jährlich eingereichten Bericht zur Ermüdungsausnutzung und übermittelt das Ergebnis seiner Prüfung dem Betreiber. Des Weiteren gleicht das ENSI die Aktualität der Angaben in den Steckbriefen mit Erkenntnissen sowie Ergebnissen, z. B. von Wiederholungsprüfungen und Inspektionen aus dem laufenden Betrieb, ab. Das ENSI bewertet das Alterungsüberwachungsprogramm des KKG als vollständig und geeignet.

5.2.3 Alterungsbedingte Schadensfortschritte

Angaben des KKG

Alterungsbedingte Schadensfortschritte unter Berücksichtigung der eingesetzten Prüftechniken, ergriffenen Massnahmen und Verbesserungsmassnahmen zur Erkennung detektierbarer Fehler

Im Bericht BER-M-92848 wird dargelegt, dass mit der Anwendung der Zulässigkeitstabellen von ASME Code Section XI der alterungsbedingte Schadensfortschritt für SSK der Sicherheitsklasse 1 und 2 bewertet wird. Die Zulässigkeitstabellen werden dabei schon bei der Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfung (ZfP) berücksichtigt und fliessen in die wiederkehrenden Prüfungen ein. Für die SSK der Sicherheitsklasse 3 und 4 wird auf die gute Betriebserfahrung und das Alterungsüberwachungsprogramm verwiesen. Zusammenfassend kommt das KKG zum Schluss, dass keine Massnahmen erforderlich sind und der sichere Anlagenbetrieb gewährleistet ist.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 35

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-G01, ENSI-B01 und ENSI-B02

IAEA Safety Guide IAEA NS-G-2.12

Beurteilung des ENSI

Die Zulässigkeitstabellen des ASME Code Section XI wurden festgelegt, um für wiederkehrende Prüfungen einfache Kriterien für die Zulässigkeit von Herstellungsfehlern, welche die Integrität der Komponente über ihre Lebensdauer nicht beeinträchtigen, zu schaffen. Die Kriterien wurden basierend auf sehr konservativen Betrachtungen, unter Berücksichtigung von potenziellem Fehlerwachstum durch Ermüdungsbeanspruchung und Unsicherheiten bei der zerstörungsfreien Prüfung festgelegt. Die Anwendung der Zulässigkeitstabellen des ASME ASME-BPVC-11 als Basis für die Qualifizierung von ZfP-Prüfsystemen ist nach Ansicht des ENSI akzeptabel, sofern kein relevanter Alterungsmechanismus identifiziert wurde und die Prüfung lediglich vorsorglich zur Absicherung dieser Annahme erfolgt. Die Berücksichtigung dieser Zulässigkeitsgrenzen in der Qualifizierung und bei den wiederkehrenden Prüfungen ist jedoch nicht ausreichend, um den alterungsbedingten Schadensfortschritt von Komponenten zu erfassen und zu bewerten. Einerseits werden mit den Tabellen nicht alle Kategorien von Komponenten der SK1 und SK2 vollständig erfasst, andererseits auch nicht alle potenziell relevanten Alterungsmechanismen. Ermüdung ist ein relevanter Alterungsmechanismus, der auftreten kann. Es gibt jedoch weitere relevante Alterungsmechanismen wie z. B. Korrosion oder Verschleiss, die zu einem alterungsbedingten Schadensfortschritt führen. Das ENSI beurteilt daher die Darlegungen in BER-M-92848 als unzureichend, siehe Forderung 5-1.

Forderung 5-1 (Alterungsüberwachung)

Entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.4.1 Bst. c ist darzulegen, wie für die verschiedenen relevanten Alterungsmechanismen der alterungsbedingte Schadensfortschritt unter Berücksichtigung der eingesetzten Prüftechniken erfasst wird, welche Verbesserungsmassnahmen zur Erkennung detektierbarer Fehler vorgesehen sind und welche Massnahmen gegen das Auftreten von alterungsbedingten Schäden ergriffen werden. Termin: 31.12.2025.

5.2.4 Ersatz- oder Nachbesserungsstrategie

Angaben des KKG

In den Berichten BER-S-92657 und BER-M-92759 wird die Strategie beschrieben, wie für SSK für die verlängerte Betriebsdauer die Einsatzfähigkeit sichergestellt werden soll. Nach BER-S-92657 sollen für den Zeitraum 2018 bis 2027 verschiedene Massnahmen und Projekte geplant und realisiert werden, wie im Bereich der Maschinentechnik u. a. der Umbau der Abblaseabsperrventile RA sowie der Ersatz der Kühlwasserleitungen VE/VF.

Die Sicherung des Know-hows sowie die Gewährleistung der Komponenten- und Bauteilverfügbarkeit sind nach BER-M-92759 entscheidende Faktoren der Ersatz- und Nachbesserungsstrategie. Das Know-how sicherzustellen gilt sowohl extern als auch intern. Die Vorgehensweise des KKG ist dabei in Kap. 5.4.2 ausführlicher beschrieben.

Die Lagerbewirtschaftung, insbesondere von Pumpen und Ventilen, ist ein weiterer wichtiger Punkt. Alle SSK sind im System ERP (enterprise resource planning) erfasst. Die komponentenspezifischen Bauteile sind im Lagerbewirtschaftungssystem (MS-Dynamics). Zwischen beiden Systemen besteht eine Datenschnittstelle. Wird der Mindestlagerbestand unterschritten, wird die Beschaffung von Bauteilen und Komponenten gestartet. Bei der Beschaffung von Komponenten und Bauteilen wird zwischen Neubeschaffung und Ersatzbeschaffung unterschieden. Unter Ersatzbeschaffung wird gemäss BER-M-92759 die Beschaffung von Komponenten oder Bauteilen von Dritten, d. h. die nicht von dem Original Equipment Manufacturer (OEM) geliefert werden können, verstanden. Hierunter fallen die Beschaffung von SSK aus anderen Kraftwerken, das Reengineering von bestehenden Komponenten und Bauteilen sowie der Ausbau von interner und externer Fertigungskompetenz.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 35

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-G01, ENSI-B01 und ENSI-B02

IAEA Safety Guide IAEA NS-G-2.12

Beurteilung des ENSI

Gemäss Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.4.1 Bst. d ist für SSK, die während des nächsten Überprüfungszeitraums bzw. während des Langzeitbetriebs ihr vorgesehenes Lebensdauerende erreichen, eine Ersatz- oder Nachbesserungsstrategie darzulegen. Mit den im Bericht BER-M-92759 dargestellten Kategorien, welche die Wichtigkeit der Komponente bzw. des Bauteiles in der Anlage und in deren Beschaffungsprozess berücksichtigen, werden Strategien und Wege aufgezeigt, die sicherstellen sollen, dass auch im Langzeitbetrieb die Verfügbarkeit der SSK gewährleistet ist. Neben der Sicherstellung der Bauteilverfügbarkeit flossen auch die Aspekte der Sicherstellung des Know-hows in die Entwicklung der Ersatz- und Nachbesserungsstrategie mit ein. Das ENSI anerkennt die vom KKG dargelegten Strategien und Wege als eine systematische und zweckmässige Vorausplanung für die Beschaffung der für den Langzeitbetrieb benötigten Komponenten.

5.3 Elektro- und Leittechnik

Angaben des KKG

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) im Bereich Elektrotechnik (AÜP-E) gilt für alle, gemäss der Richtlinie ENSI-G01, als 1E-klassierten elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen sowie für alle elektrischen Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung, die 0E-klassiert sind. Entsprechend der Richtlinie ENSI-B01 sind für 1E-Komponenten Steckbriefe und für 0E-klassierte Komponenten Alterungsdossiers in Form von AÜ-Checklisten zu erstellen. Der Umfang wird im Handbuch zum Altersüberwachungsprogramm HDB-E-11 detailliert aufgeführt. Für das AÜP im Fachbereich Elektrotechnik findet eine kraftwerksübergreifende Koordination innerhalb eines GSKL-Fachteams statt.

Die Steckbriefe sind dabei nach Richtline ENSI-B01 in drei Teile unterteilt:

- Teil 1: Beschreibung von Alterungsmechanismen
- Teil 2: Identifikation der möglichen Diagnosemethoden für die verschiedenen Alterungsmechanismen
- Teil 3: Beschreibung der werksspezifischen Überprüfung

In der Zeit seit der letzten PSÜ (2008) wurde mit dem Aufbau der bisher nicht vorhandenen Alterungsdossiers der 0E-klassierten System (AÜ-Checklisten) begonnen. Unterdessen zählen 32 AÜ-Checklisten zum KKG AÜP-Inventar. Bei den 1E-klassierten System sind im KKG unterdessen 238 Steckbriefe vom Teil 3 vorhanden.

Der Prozess der Berücksichtigung vom Stand der Technik und der weltweiten Erfahrung in Kernkraftwerken ist in den kraftwerksübergreifenden Grundlagendokumenten sowie dem Leitfaden des GSKL-Fachteams AÜP beschrieben. Dabei werden neue Erkenntnisse basierend auf externen Quellen wie EPRI, TÜV, Arbeitskreise des VGB, WANO, Lieferanten, Fachtagungen und Seminaren sowie neue, anerkannte Diagnosemethoden und Modelle im GSKL-Fachteam besprochen, bewertet und über eine Einführung entschieden. Die im KKG erstellten AÜP-Dokumente werden im 5-Jahreszyklus überprüft und wo nötig aktualisiert.

Bisher sind im KKG nur selten alterungsbedingte Ausfälle von Komponenten zu verzeichnen. Damit kann das AÜP aus Sicht des KKG mit dem aus den werksspezifischen Steckbriefen abgeleiteten Inspektionsumfang bzw. das in der Instandhaltung vorgegebene Inspektionsvolumen als effektiv bezeichnet werden. Die Angaben zu den einzelnen Systemen bzw. Komponenten sind in den Berichten BER-S-92637 und BER-E-92640 aufgeführt.

Gemäss Richtline ENSI-A03 soll die Wirksamkeit bzw. Effektivität des AÜP mit internationalen Vorgaben anhand der Tabelle 2 des IAEA Safety Guide IAEA NS-G-2.12 bewertet werden. Die dort aufgeführten neun Attribute (scope, preventive actions, detection, monitoring and trending, mitigation, acceptance criteria, corrective actions, operating experience and quality management) wurden im Bericht BER-E-92640 aufgeführt und für das KKG bewertet.

Eine systematische Darlegung des Zustandes und die Erkenntnisse aus den bisherigen Überprüfungen der im KKG vorhanden elektro- und leittechnischen Systeme bzw. Komponentenarten ist im Bericht BER-E-92665 aufgeführt.

Im Bericht BER-E-92640 unter Kap. 2.3 werden die wichtigsten Erkenntnisse aus den WKP (wiederkehrende Prüfungen) sowie die wichtigsten festgestellten Alterungseffekte der 69 Systeme bzw. Komponentenarten des KKG, welche im Bericht BER-E-92665 ausführlich beschrieben sind, zusammengefasst.

Die Überprüfung der Dokumentation des AÜP auf Vollständigkeit, Aktualität und Korrektheit wird im Handbuch zum AÜP HDB-E-11 festgehalten. Darin wird der Umfang sowie der aktuelle Stand der 1E-Steckbriefe aufgeführt. Bezüglich der AÜ-Checklisten der 0E-klassierten Systeme gibt die Liste ALD-E-41667 Auskunft zum aktuellen Stand. Die Dokumente werden jährlich überprüft und aktualisiert.

Bei der Ermittlung des Alterungsfortschrittes bilden die WKP die Hauptmassnahme. Dabei sind die anzuwendenden Diagnosemethoden (u. a. Funktionsprüfungen, Lastmessungen, Thermographie, visuelle Kontrolle) in den jeweiligen Steckbriefen sowie den zugehörigen Prüfvorschriften aufgeführt. Die visuelle Kontrolle stellt dabei ein wichtiges und zuverlässiges Instrument dar, um verschiedene in den Steckbriefen festgehaltene

Alterungseffekte zu erkennen. Die Ergebnisse der Überprüfungen der einzelnen Systeme im KKG sind pro System im Bericht BER-E-92665 dargelegt.

Die Instandhaltungsstrategie sowie die daraus abgeleiteten Sanierungsmethoden werden im Bericht BER-E-92665, bezogen auf die einzelnen elektrischen Systeme bzw. Komponentengruppen, detailliert beschrieben. Des Weiteren kann festgehalten werden, dass sich die künftigen Sanierungsmassnahmen im Bereich der Elektrotechnik an den übergeordneten Strategien des KKG orientieren.

Speziell zu erwähnen sind LOCA-feste Komponenten, bei welchen die Restlebensdauer basierend auf deren Qualifikation berechnet wird. Dieser rechnerische Nachweis ist in den entsprechenden werksspezifischen Steckbriefen (Kapitel M) aufgeführt. Darüber hinaus befindet sich im Handbuch HDB-E-11 zum AÜP ein Überblick aller Steckbriefe mit einer Restlebensdauerberechnung.

Tropfenbildung an Leittechnikkabeln

Im Bericht BER-E-92802 wird die detaillierte Bewertung der Analyse der Leittechnikkabel mit Tropfenbildung vorgenommen. Dabei wird die Frage, ob die betroffenen Kabel ihre spezifizierten elektrischen und mechanischen Eigenschaften noch einhalten, beantwortet. Die Isolationsfestigkeit ist innerhalb der spezifizierten Normen. Die mechanischen Eigenschaften können ebenfalls als gut bezeichnet werden, denn die Rezeptur der Kabel hat sich durch Veränderungen (klebrige Ausblühungen) gegenüber dem Anfangszustand kaum verändert. Die Schadstoffanalyse der klebrigen Masse an den betroffenen Kabeln brachte jedoch zum Vorschein, dass Bleistearat in einer kritischen Menge vorhanden ist, bei welcher Gesundheitsschäden bei Berührung nicht ausgeschlossen werden können.

Basierend auf diesen Erkenntnissen wurden verschiedene Massnahmen abgeleitet für den Umgang mit diesen Kabeln (persönliche Schutzausrüstung bei Kabelzugarbeiten, Ersatz im Rahmen von Projekten, Diskussion in GSKL-Gruppe). Es wurde auch eine zentrale Liste erstellt, in welcher die rund 240 betroffenen Kabel erfasst wurden.

Zusammenfassend kann trotz der visuell nicht neuwertig aussehenden Oberfläche der Zustand hinsichtlich Zusammensetzung noch als gut bewertet werden. Es kann von einer weiteren Lebensdauer von mindestens 10 bis 20 Jahren ausgegangen werden, da kein signifikanter Verlust an Weichmachern im Kabelmantel beobachtet werden kann.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-G01, ENSI-B01 und ENSI-B14

Beurteilung des ENSI

Im Bereich der Elektrotechnik ist das Alterungsüberwachungsprogramm für die 1E-klassierten elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen systematisch aufgebaut. Die entsprechenden Vorgaben und die entsprechenden Prozesse haben sich dabei bewährt.

Bei den 0E-klassierten elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen wurde seit der letzten PSÜ und aufgrund des Inkrafttretens der Richtlinie ENSI-G01 das AÜP für diese Komponentengruppen aufgebaut. Die 0E-AÜ-Checklisten erfüllen die Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01. Sie wurden bereits im Rahmen der jährlichen Berichterstattung überprüft und bewertet.

Innerhalb des Überprüfungszeitraums hat das ENSI die überarbeiteten und jeweils jährlich eingereichten Dokumente zum AÜP-E geprüft und bewertet. Daraus ergaben sich keine nennenswerten Forderungen. Das ENSI beurteilt das AÜP-E im KKG aufgrund der eingereichten Dokumente und aufgrund der im Überprüfungszeitraum gemachten Erfahrungen und Ergebnisse als effektiv und angemessen.

Die wesentlichen Angaben zur Thematik der Alterungsüberwachung für die einzelnen Systeme aus den Berichten BER-S-92637 und BER-E-92640 (Zustand und die Erkenntnisse aus den bisherigen Überprüfungen, Alterungsfortschritt, alterungsspezifische Erkenntnisse aus der Instandhaltung) sind in Kap. 4.5 dieser Stellungnahme

aufgeführt und bewertet. Die Aspekte zu künftigen Massnahmen im Bereich der Elektrotechnik, welche sich an den übergeordneten Strategien des KKG (u. a. ERNOS) orientieren, sind in Kap. 10.3 dieser Stellungnahme behandelt.

Tropfenbildung an Leittechnikkabeln

Die Ausführungen im Bericht BER-E-92802 zu den Kabeln mit Tropfenbildung können vom ENSI nachvollzogen werden. Die Erkenntnisse aus der Analyse zeigen keinen unmittelbaren Handlungsbedarf auf. Die vom KKG getroffenen Massnahmen zum Umgang sowie dem sukzessiven Ersatz der betroffenen Kabel im Rahmen von laufenden Projekten erachtet das ENSI als zweckmässig. Aufgrund der eingereichten Dokumente kann das ENSI die grosszügige Abschätzung der weiteren Lebensdauer der Kabel jedoch nicht nachvollziehen. Die vom KKG genannten 10–20 Jahre ab dem Datum der Untersuchung (somit 2028 bis 2038), lassen viel Spielraum offen (ein Gutachten liegt dem Dokument nicht bei).

Forderung 5-2 (Tropfenbildung an Leittechnikkabeln)

Das KKG hat die Einsatzdauer für die von Tropfenbildung betroffenen Leittechnikkabel zu bestimmen. Daraus ist der Abschlusstermin für die Umsetzung des Ersatzes der betroffenen Kabel festzulegen. Termin: 31.12.2024.

5.4 Technologische Alterungsüberwachung

5.4.1 Maschinentechnische Systeme und Komponenten

Angaben des KKG

Für den Vergleich der eingesetzten Komponenten und Systeme mit dem Stand von Wissenschaft und Technik wird die Anlage KKG zum einem mit einem EPR PEG-S-182 und zum anderen mit einem VVER PEG-S-85, PEG-S-173, PEG-S-174 und PEG-S-85 verglichen. In den Berichten erfolgen ein Vergleich der Sicherheitskonzepte und der wichtigsten PSA-Ergebnisse.

In PEG-S-182 werden auch Betrachtungen und Bewertungen zu der technologischen Alterung durchgeführt.

Aufgrund der Auslegungsbedingungen Temperatur, Druck und Medium sind für die Werkstoffwahl die mechanische Festigkeit, die Zähigkeit, die Schweissbarkeit, die Korrosionsbeständigkeit sowie die Beständigkeit gegenüber Erosionskorrosion massgebend. Die komponentenspezifische Werkstoffwahl berücksichtigt die an der SSK vorliegenden Auslegungsbedingungen. Diese grundlegenden Anforderungen an die Werkstoffwahl besteht auch bei den neueren Anlagentypen. Das Werkstoffkonzept einschliesslich der Herstellungs- und Verarbeitungstechnologie wurde, basierend auf den Erfahrungen der bestehenden Anlagen, immer weiterentwickelt, z. B. mit der Spezifizierung eines geringeren Co-Gehaltes für die kernnahen Bereiche und DFU. Dennoch weisen die heute in den neuen Anlagentypen verwendeten Stahlsorten grundsätzlich grosse Gemeinsamkeiten mit denen im KKG verwendeten auf und sind teilweise identisch. Denn schon zu Beginn der 1980er-Jahre, nach der Einführung der Basissicherheit, hatte das Werkstoffkonzept einen technisch-wissenschaftlichen Stand erreicht, der bis heute in den diesbezüglichen Fachregeln wie KTA 3201 und KTA 3211 festgelegt ist. Unterschiede im Werkstoffkonzept zwischen EPR- und dem KKG-Design bestehen bei den Hauptkühlmittelleitungen. Im EPR sind diese aus einem austenitischen Material, im KKG aus ferritischem Grundmaterial mit Innenplattierung.

Seit der Inbetriebnahme wurden hinsichtlich Sicherheitstechnik Nachrüstungen durch Ergänzungen von kompletten Systemen oder auch durch Modernisierung bestehender Systeme durchgeführt, um auf dem Stand der Technik zu verbleiben. Auch wird bei Ersatzteilen und deren Fertigung der Stand von Wissenschaft und Technik verfolgt und umgesetzt, z. B. bei der Begrenzung von Kobaltgehalten und Verunreinigungen im Material oder beim Schweissen. Das KKG kommt zum Ergebnis, dass trotz der Unterschiedlichkeit im Detail die Kraftwerkskonzepte des KKG und des EPR die aktuellen Anforderungen sowohl an den Leistungsbetrieb als auch an die Sicherheit erfüllen.

Im Bericht [BER-M-92759] werden die eingeleiteten Massnahmen zur Sicherstellung der Verfügbarkeit von Ersatzteilen beschrieben. Um die Verfügbarkeit für den Langzeitbetrieb von mindestens 60 Jahren, d. h. bis 2039+, auch «End of Life» (EOL) in [BER-M-92759] bezeichnet, sicherzustellen, hat das KKG in den letzten Jahren nach einer Analyse und Auswertung der Marktsituation u. a. in Bezug auf Regelwerk, Beschaffungsprozess und Know-how von Dienstleistern verschiedene Massnahmen ergriffen und umgesetzt. Hauptschwerpunkte der Massnahmen bilden einerseits die Gewährleistung der Bauteil- und Komponentenverfügbarkeit sowie andererseits die Sicherstellung des Know-how.

Das bestehende Know-how beizubehalten und auszubauen sowie dem Stand der Technik zu folgen, ist ein zentrales Anliegen. Auch im Hinblick auf die Entwicklung in den nächsten Jahren, dass namhafte Firmen das nukleare Geschäftsfeld teilweise oder ganz aufgeben werden, eine Folge des deutschen Ausstieges aus der Kernenergie. Schon heute stellt das KKG bei Lieferanten einen Verlust des Know-how bei Systemkenntnissen, aber auch bei der Fertigung nuklear-klassierter Bauteile und Komponenten fest. Um Massnahmen zur Sicherstellung des Know-how festzulegen, werden Dienstleistungen beurteilt und kategorisiert. Unkritische Arbeiten, wie z. B. Beckenflurarbeiten, werden in die Kategorie A eingeordnet. Dienstleistungen, bei denen beschränkte Alternativen durch einen höheren Eigenaufwand oder Vergabe an Dritte bestehen, werden in die Kategorie B eingestuft. In die Kategorie C fallen Dienstleistungen, die praktisch keine oder sehr beschränkte Alternativen zulassen und durch den Originallieferanten oder ein spezialisiertes Unternehmen ausgeführt werden müssen. Hierzu zählt z. B. der U-Boot-Einsatz.

Der Erhalt des Know-how und dessen Ausbau wird durch interne Aus- und Weiterbildungen, die Evaluation und den Aufbau weiterer Dienstleister sowie durch Erfahrungsaustausch sichergestellt. Fachspezifische Arbeitsgruppen der Schweizer Kernkraftbetreiber, die Gremien der Swissnuclear und die verschiedenen GSKL-Arbeitsgruppen sind Beispiele für den nationalen Erfahrungsaustausch. International ist das KKG Mitglied in verschiedenen Fachgremien wie dem VGB oder der KWU User Group und pflegt Kontakte zu Kraftwerken und Organisationen. Dadurch wird ein regelmässiger Austausch von Erfahrungen sowie über Vorkommnisse und mögliche Lösungsansätze bei Prüf- oder Reparaturproblemstellungen gewährleistet.

Für die Bauteil- und Komponentenverfügbarkeit werden die mechanischen Komponenten und Bauteile klassierter SSK in drei verschiedene Kategorien von «unkritisch» bis «kritisch» eingestuft. In die Kategorie «u» sind Bauteile und Komponenten eingeteilt, deren Beschaffung bis EOL der Anlage aufgrund ihres Preises als unkritisch eingestuft wird. Bauteile und Komponenten, deren Beschaffung kurzfristig nicht ansteht, jedoch bis zum EOL der Anlage (2039+) notwendig oder wahrscheinlich erscheint, sind in der Kategorie «k». Als kritische Bauteile und Komponenten und damit in die Kategorie «s» eingestuft, werden diejenigen betrachtet, deren Nicht-Verfügbarkeit ein Wiederanfahren der Anlage in Frage stellt.

Die Lagerbewirtschaftung bekommt somit einen wichtigen Stellenwert. Für die ihm zugewiesenen Systeme und Komponenten legt der jeweilige System- und Komponentenverantwortliche des Ressorts MT die auf Lager zu legenden Ersatz- und Verschleissteile sowie deren Anzahl pro Komponente fest. Dabei orientiert sich der festzulegende Mindestlagerbestand von Bauteilen an Herstellerempfehlungen, mutmasslicher Beschaffungsdauer sowie internen und externen Erfahrungen. Der Markt wird laufend beobachtet sowie analysiert, wodurch die Daten auf einem aktuellen Stand gehalten werden. Jährlich wird zudem für das laufende Geschäftsjahr durch das KKG eine Risikobeurteilung erstellt.

Um lagerbedingten Schäden vorzubeugen, enthält das Lagerbewirtschaftungssystem einen definierten Lagercode. Der Lagercode berücksichtigt hierbei Lagerbedingungen, Herstellervorgaben und die Lagerfähigkeit. Mit dem Lagercode verbunden sind periodische Überprüfungen der Funktionsfähigkeit von gelagerten Bauteilen und Komponenten aus Kunststoffen und Dichtungsmaterialien, die einer Alterung unterliegen. Weiterhin wird im Lager das Prinzip «first in»-«first out» umgesetzt.

Bei der Beschaffung der Bauteile und Komponenten erfolgt als Erstes die Überprüfung der Auslegungsspezifikation auf den Stand von Wissenschaft und Technik. Diese enthält auch die Prüfung auf Aktualität der Bauvorschrift, Regelwerke und Normen. Auf Basis der Auslegungsspezifikation werden Vorprüfunterlagen für die Herstellung von Bauteilen und Komponenten erstellt.

Nach BER-M-92759 stellt die offizielle «Abkündigung» einer Komponente durch den Originallieferanten, Original Equipment Manufacturer (OEM), die Ausnahme dar. Tritt dieser Fall ein, so prüft der zuständige System- und Komponentenverantwortliche die aktuelle Verfügbarkeit im KKG und beschafft bei Bedarf die notwendige Quantität an Bauteilen, um den Betrieb bis EOL zu gewährleisten. Ausserdem wird im Falle einer «offiziellen» Abkündigung durch den OEM versucht, die für die Fertigung essentiellen Unterlagen vom OEM zu beschaffen. Hierzu wird auch mit weiteren Interessierten, welche ebenfalls diese Komponententypen im Einsatz haben, zusammengearbeitet. Führt dieser Weg nicht zum Ziel, so wird versucht, den Lieferanten zu verpflichten, die notwendigen Unterlagen der jeweiligen Komponenten und Bauteile bis auf Weiteres sicher zu verwahren.

Ist die Beschaffung von Bauteilen und Komponenten von OEM nicht möglich, so erfolgt deren Beschaffung aus anderen Kernkraftwerken, durch Reengineering, durch Reverse Engineering, durch die KKG-interne Fertigung oder der Fertigung bei ausgewählten und qualifizierten Fertigungspartnern. Die KKG-interne Fertigungskompetenz wird hierfür in den nächsten Jahren, bedingt durch den Wegfall von Fertigungsbetrieben für nuklear-klassierte Komponenten infolge des deutschen Ausstieges aus der Kernenergie, vermehrt ausgebaut.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinie ENSI-A03

Beurteilung des ENSI

Durch den ausführlichen Vergleich der Werkstoffkonzepte des KKG-Designs mit einem neuen Anlagendesign konnte das KKG nachvollziehbar darlegen, dass die prinzipiellen Anforderungen an das Werkstoffkonzept im Wesentlichen unverändert bestehen. Die Werkstoffwahl erfolgt grundsätzlich auf Basis der Auslegungsvorgaben für die jeweilige Komponente. Bei Ersatzbeschaffungen und Nachrüstungen wird der technologische Fortschritt beim aktuellen Stand hinsichtlich der Herstellung und Verarbeitung von SSK berücksichtigt und umgesetzt, sodass hier der Stand von Wissenschaft und Technik gewährleistet wird.

Das ENSI anerkennt, dass das KKG verschiedene Strategien und Wege nutzt, um auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu bleiben und die Lieferung von Ersatzteilen und -komponenten für den Langzeitbetrieb sicherzustellen. Das KKG betrachtet nicht nur den Prozess der Beschaffung von Bauteilen und Komponenten sondern auch den Aspekt, dass sich in den nächsten Jahren infolge des deutschen Kernenergieausstieges und des damit verbundenen teilweisen Wegfalls von Originallieferanten, Fertigungsbetrieben sowie des Know-how-Verlustes das Umfeld verändert. Mit der Bildung von Kategorien zur Sicherstellung des Know-how sowie der Gewährleistung der Verfügbarkeit von Bauteilen und Komponenten und darauf basierenden unterschiedlichen Beschaffungsstrategien, hat das KKG nach Ansicht des ENSI eine Basis für die nächsten Jahre geschaffen. Da die Prozesse hierzu in Erarbeitung und durch den Erfahrungsrückfluss noch in Veränderung sind, wird das ENSI die Entwicklung und Umsetzung mit den Erkenntnissen und Informationen aus den künftigen Beschaffungsvorgängen überprüfen. Insbesondere beim Wegfall von Dienstleistern mit langjähriger Erfahrung im kerntechnischen Bereich kommt nach Ansicht des ENSI der Qualität der Unterlagen für Auslegung und Fertigung eine besondere Bedeutung zu. Das ENSI bewertet den vom KKG angestrebten internen Kompetenzerhalt als positiv im Hinblick auf die Erstellung und Prüfung solcher Unterlagen und wird auch das Thema «Qualitätssicherung» weiterverfolgen.

5.4.2 Elektrische Systeme und Komponenten

Angaben des KKG

Für den Vergleich der einzelnen elektrischen Systeme und Komponenten mit dem aktuellen Stand der Technik wird im Rahmen der PSÜ 2018 auf den Vergleich des KKG mit zwei anderen moderneren Kernanlagen verwiesen (Belene NPP PEG-S-85 und EPR PEG-S-182). Im Bericht PEG-S-182 werden unter anderem die elektrische Stromversorgung sowie die Leittechnik mit dem Reaktorschutzsystem und den Messsystemen mit dem Konzept des EPR verglichen. Beim Reaktorschutzsystem ist bei der EPR-Standardvariante zur Beherrschung des

postulierten Totalausfalls der digitalen Reaktorschutzleittechnik der Einsatz von qualifizierter digitaler Betriebsleittechnik als diversitäres Anregesystem (DAS) vorgesehen. Dazu wird die Anmerkung gemacht, dass je nach nationalen Genehmigungsanforderungen auch analoge oder fest programmierbare Baugruppen zum Einsatz kommen können.

Bei der Ersatzteilbeschaffung und -haltung strebt das KKG eine möglichst grosse Unabhängigkeit an, was die Lieferfähigkeit von Lieferanten angeht. Dabei werden die nötigen Ersatzteile beschafft, um eine sofortige Reparatur im Falle einer Störung oder eines Schadens mit eigenen Mitteln ausführen zu können. Die Ersatzteilhaltung wird periodisch unter Berücksichtigung der Verfügbarkeit, der Lagerhaltung sowie den ökonomischen Faktoren angepasst.

Detaillierte Informationen zu den einzelnen Systemen und Komponenten werden im Bericht BER-E-92665 in den Unterkapiteln «Ersatzteilsituation und -Strategie» und «Gesamtbewertung und Ausblick» aufgezeigt. Darin werden auch Angaben zu der Lieferbarkeit von Originalersatzteilen, der Verfügbarkeit von technischer Unterstützung durch den Hersteller, dem Umgang mit abgekündigten Komponenten und Systemen sowie der Planung des Ersatzes solcher Komponenten, oder dem Vorgehen bei einem möglichen Ausfall solcher Systeme oder Komponentengruppen, gemacht.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV

Richtlinie ENSI-A03

Beurteilung des ENSI

Beim Vergleich mit dem aktuellen Stand der Technik behandelt das KKG unter anderem die Leittechnik für die Reaktor-Regelung und -Begrenzung, die Notstromdieselleittechnik sowie den Reaktorschutz. Hier zeigt sich der gleiche technologisch Wandel wie im Bereich der nicht nuklearen Elektronik. Die heutigen Systeme sind dabei vorwiegend in digitaler Technik ausgeführt. Das KKG begegnet dieser Thematik mit dem Projekt LETA (Leittechnik Austauschprogramm), bei welchem unter anderem die originale, analoge Leittechnik durch neue digitale Leittechnik ersetzt wird. Die Bedienphilosophie und Eingriffsmöglichkeiten werden dabei so weit wie möglich beibehalten (z. B. Leitstände). Den Vor- und Nachteilen wird dabei Rechnung getragen. Mit den getroffenen Massnahmen entgegnet das KKG der technologischen Alterung in einem angemessenen Rahmen. Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden in einem ersten Schritt die Regelungs- und Begrenzungssysteme erneuert (Details in Kap. 4.5.13) sowie die Leittechnik der Notstromdieselgeneratoren. Anhand der Betriebserfahrung mit den neuen digitalen Systemen lassen sich aus Sicht des ENSI gegenüber der originalen, analogen Leittechnik keine Nachteile erkennen. Mit dem Projekt LETA 3 (siehe auch Kap. 4.5.9) wird der technologischen Alterung auch im Bereich des ungesicherten Reaktorschutzes angemessen Rechnung getragen. Grundsätzlich macht das ENSI darauf aufmerksam, dass, falls digitale Systeme im geschützten und im ungeschützten Bereich des Reaktorschutzes verwendet werden sollen, dem CCF-Potenzial, z. B. durch Diversität oder durch nicht programmierbare, sozusagen «hardwired» äquivalente Technik, angemessen gemäss dem bestehenden Regelwerk begegnet werden muss. Zum Leittechnikvergleich des KKG mit dem Standard EPR ist anzumerken, dass nach Schweizer Regelwerk für das DAS ein gleichwertiges System (in diesem Fall: Kategorie-A-System gemäss Richtlinien ENSI-G01 und HSK-R-46) zum Einsatz kommen muss. Der Einsatz vom Betriebsleittechnik für Reaktorschutzsysteme ist nicht zulässig.

Die Ersatzteilstrategie des KKG für den Bereich Elektrotechnik kann als angemessen betrachtet werden. Mit der KKG-internen Ersatzteilhaltung kann auch bei einem schlechter werdenden Ersatzteilmarkt ein sicherer und zuverlässiger Anlagenbetrieb gewährleistet werden.

6 Deterministische Sicherheitsanalysen

6.1 Grundlagen deterministischer Störfallanalysen

Deterministische Sicherheitsnachweise beinhalten technische und radiologische Sicherheitsanalysen. Im Allgemeinen werden bei den technischen Sicherheitsanalysen neutronenphysikalische (Kritikalität, Leistung) und thermohydraulische Grössen (Temperaturen, Drücke, Massenströme) berechnet. Radiologische Sicherheitsanalysen bewerten Quellterme, Freisetzungen, Ausbreitungen und Expositionspfade. Die technischen Sicherheitsanalysen im Sinne der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01 und der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen UVEK-G, im Folgenden «Gefährdungsannahmenverordnung» genannt, werden in den Kap. 6.1 und 6.2 behandelt. Die radiologischen Sicherheitsanalysen im Sinne der Strahlenschutzverordnung sowie der Richtlinien ENSI-A08 und ENSI-G14 folgen in Kap. 6.3. Die Prüfung der Sicherheitsanalysen für die Lager und die betrieblichen Lagerbecken findet sich in Kap. 6.4.

6.1.1 Grundlegende Anforderungen

Im Rahmen der deterministischen Sicherheitsanalyse muss der Bewilligungsinhaber nachweisen, dass ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen durch die Schutzmassnahmen wirksam und zuverlässig auf der Sicherheitsebene 3 (siehe nachstehende Tabelle 6-1) beherrscht wird und die dabei potenziell auftretenden radiologischen Abgaben an die Umwelt hinreichend begrenzt sind, insbesondere dass die Dosiswerte gemäss Art. 8 Abs. 4 und 4$^{\text{bis KEV}}$ eingehalten werden und keine unzulässigen Schäden an der Anlage auftreten. Auslegungsstörfälle (siehe Gefährdungsannahmenverordnung) treten definitionsgemäss im Häufigkeitsbereich von kleiner als 10^{-1} pro Jahr bis grösser als 10^{-6} pro Jahr auf und werden im Allgemeinen mit Sicherheitssystemen beherrscht (Sicherheitsebene 3). Für den Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen durch Naturereignisse ausgelöste Störfälle sind Gefährdungen mit einer Häufigkeit von 10^{-3} pro Jahr und 10^{-4} pro Jahr zu berücksichtigen (Art. 8 Abs. 4 $^{\text{bis KEV}}$). In Abhängigkeit von der erwarteten Häufigkeit werden die Auslegungsstörfälle in die Störfallkategorien 1 bis 3 unterteilt.

Die Aufgabe der deterministischen Sicherheitsanalyse ist es, zu zeigen, dass die folgenden Schutzziele eingehalten werden:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Ein Kernschaden ist für Auslegungsstörfälle grundsätzlich nachweislich auszuschliessen.

Ausgewählte auslegungsüberschreitende Störfälle (Sicherheitsebene 4a) mit einer Eintrittshäufigkeit kleiner als 10^{-6} pro Jahr (siehe Richtlinie ENSI-A01) werden im Hinblick auf die Minimierung des verbleibenden Risikos ebenfalls im Rahmen der deterministischen Sicherheitsanalyse betrachtet. Diese Störfälle dürfen nicht zu einem schweren Kernschaden führen.

Die Vorsorgemassnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle (Sicherheitsebene 4) werden in den nachfolgenden Kap. 7 und 9 dieser Stellungnahme bewertet.

Tabelle 6-1: Kriterien zur Bewertung der Störfallbeherrschung (Überblick)

Sicherheitsebene	Störfallkategorie	Häufigkeit H pro Jahr	Ziel	Schutzziel Kontrolle der Reaktivität	Schutzziel Kühlung der Brennelemente	Schutzziel Einschluss radioaktiver Stoffe	Dosiskriterien für die Umgebungsbevölkerung	Grundlagen
3	1	$10^{-1} \geq H > 10^{-2}$	Einhaltung der Schutzziele: – Kontrolle der Reaktivität – Kühlung der Brennelemente – Einschluss radioaktiver Stoffe Sicherheitssysteme bleiben im erforderlichen Umfang wirksam	Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlung ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf und Primärcontainment	Dosiskriterium für die Auslegung[1]: Quellenbezogener Dosisrichtwert	Art. 123 Abs. 2 Bst. b StSV Art. 7, 8 und 9 UVEK-G
	2	$10^{-2} \geq H > 10^{-4}$		Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlung ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr und Primärcontainment	Dosiskriterium für die Auslegung[1]: 1 mSv	Art. 123 Abs. 2 Bst. c StSV Art. 7, 8 und 10 UVEK-G
	3	$10^{-4} \geq H > 10^{-6}$		Unterkritikalität höchstens kurzfristig nicht gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlung nur lokal und kurzzeitig beeinträchtigt	Integrität mindestens einer Barriere (Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf oder Primärcontainment)	Dosiskriterium für die Auslegung[1]: 100 mSv	Art. 123 Abs. 2 Bst. d StSV Art. 7, 8 und 11 UVEK-G
4a		$H \leq 10^{-6}$	Vermeidung eines Kernschadens					

1 Dosiskriterium pro Störfall nach Art. 123 Abs. 2 StSV, berechnet für das Folgejahr nach den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G14

6.1.2 Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 8

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 123

Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen UVEK-G

Richtlinien ENSI-A01, ENSI-A03, ENSI-A08 und ENSI-G14

Die hier genannten Beurteilungsgrundlagen gelten übergeordnet für die Kap. 6.1 und 6.2. Auf die Aufführung in den spezifischen Kapiteln wird darum verzichtet.

6.1.3 Ausgangslage

Das KKG hat im Rahmen der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse und zur Erfüllung der entsprechenden Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-A03:

- eine Liste der für den deterministischen Sicherheitsnachweis zu analysierenden Störfälle ALD-D-38664
- eine Zusammenstellung und Bewertung der gültigen Sicherheitsanalysen ALD-D-38664
- eine Reihe von Arbeitsberichten mit den spezifischen Störfallanalysen ALD-D-38664
- die Sicherheitsstatusanalyse (SSA) ALD-S-89991
- und den Sicherheitsbericht PEG-X-64172

eingereicht. Die Einteilung der Störfälle in Störfallkategorien erfolgt auf Basis der ermittelten Störfallhäufigkeiten. Ferner umfasst die Bewertung des KKG die Ereignisursachen, die Wahl des Einzelfehlers, die angenommenen Systemunverfügbarkeiten, den Störfallablauf sowie die Einhaltung der technischen und radiologischen Akzeptanzkriterien bzw. Nachweisziele (Tabelle 6-1). Im Folgenden werden das Ereignisspektrum sowie die Störfallkategorisierung bewertet.

Die Bewertung der einzelnen technischen Störfallanalysen bildet den Hauptteil in Kap. 6.2 der vorliegenden Stellungnahme. Bei der Erstellung der Störfallanalysen wurden sowohl die Anlagenänderungen als auch die Änderungen von Störfallvorschriften seit der letzten PSÜ aus dem Jahre 2008 weitestgehend berücksichtigt. Bei den Störfallvorschriften wurde unter anderem die neue Betriebsweise bei einem Dampferzeugerheizrohrbruch ohne laufende HKMP berücksichtigt. Der Einfluss von Anlagenänderungen als auch von Änderungen von Störfallvorschriften wird periodisch überprüft und gegebenenfalls ALD-S-89991 werden die betreffenden Störfallanalysen neu erstellt oder aktualisiert.

6.1.4 Ereignisspektrum

Angaben des KKG

Das KKG hat im Rahmen der PSÜ 2018 die Liste der für den deterministischen Sicherheitsnachweis zu analysierenden Störfälle ALD-D-38664 aktualisiert sowie die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse überprüft. Bei der Ableitung des Umfangs der Störfälle werden sowohl die anlagenspezifischen Auslegungsmerkmale des KKG (Basis hierfür ist die Sicherheitsstatusanalyse ALD-S-89991) als auch die Mindestanforderungen an den Umfang der Störfallanalysen gemäss Verordnung des UVEK-G und den zugeordneten Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 berücksichtigt. In Tabelle 6-2 sind die für den deterministischen (technischen und radiologischen) Sicherheitsnachweis zu analysierenden abdeckenden Störfälle zusammengefasst.

Im Rahmen der Analyse ausgewählter auslegungsüberschreitender Störfälle der Sicherheitsebene 4a wurden vom KKG beispielsweise das Versagen der Reaktorschnellabschaltung (anticipated transient without scram, ATWS, Kap. 6.2.9.2), mehrfache Dampferzeugerheizrohrbrüche (Kap. 6.2.9.4) sowie ein kompletter Ausfall der Wechselstromversorgung (total station blackout, Kap. 6.2.9.3) detailliert untersucht.

Beurteilung des ENSI

Die im Ereignisspektrum genannten auslösenden Ereignisse bewertet das ENSI als weitgehend vollständig zum Zeitpunkt der PSÜ-Erstellung. Im September 2018 wurde vom ENSI eine Revision der Richtlinie ENSI-A01 in Kraft gesetzt. In diesem Zuge erfolgten Erweiterungen bezüglich des mindestens zu analysierenden Ereignisspektrums, bspw. hinsichtlich der Berücksichtigung aller Betriebszustände. Demzufolge deckt das vom KKG im Rahmen der PSÜ 2018 untersuchte Ereignisspektrum nicht alle Anforderungen der revidierten Richtlinie ab. In diesem Zusammenhang ist auch zu überprüfen, ob die abdeckenden Störfälle, die für die zyklusspezifischen Nachweise herangezogen werden, weiterhin aktuell sind. Für die Vollständigkeitsprüfung sind auch die deutschen «Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke» SiAnf-2015 zu berücksichtigen.

Forderung 6-1 (Ereignisspektrum und Störfallliste)

a) Das KKG hat das Ereignisspektrum auf Vollständigkeit und Konformität entsprechend den Anforderungen der aktuellen Richtlinie ENSI-A01 zu überprüfen. Falls die Auswirkungen fehlender Ereignisse nicht durch andere technische Sicherheitsanalysen abgedeckt sind, sind die entsprechenden Sicherheitsanalysen zu ergänzen. Für die Erfüllung der Forderung sind zusätzlich die Ausführungen in Kap. 6.2 der Stellungnahme zu berücksichtigen.

b) Das KKG hat die Störfallliste (welche die Gesamtheit aller auslösenden Ereignisse umfasst) zu aktualisieren.

Termin: 31.12.2025.

Die Auswahl der betrachteten auslegungsüberschreitenden Störfälle der Sicherheitsebene 4a ist für das ENSI nachvollziehbar und in Übereinstimmung mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01.

Der Flugzeugabsturz ist nicht Teil des hier diskutierten Ereignisspektrums, da die entsprechenden Dokumente und Informationen sicherungsrelevant sind und nach nationalen und internationalen Grundsätzen geschützt werden.

Tabelle 6-2: Abdeckendes KKG-Ereignisspektrum

Kap.	Ereignis	SFK		Kommentar des ENSI
		Ohne EF	Mit EF	
6.2.2	**Störungen der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf**			
	Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)	1	2	
	Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe	1	1	
	Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe	3	3	
	Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen	2	2	
	Fehlschliessen aller Frischdampf-Isolationsventile	1	2	Abdeckend für TUSA
	Doppelendiger Frischdampf-Leitungsbruch innerhalb des Containments	3	3	
	Doppelendiger Frischdampf-Leitungsbruch ausserhalb des Containments	2	3	
	Doppelendiger Speisewasser-Leitungsbruch innerhalb des Containments	3	3	
	Doppelendiger Speisewasser-Leitungsbruch ausserhalb des Containments	2	3	
6.2.3	**Zufuhr von Reaktivität**			

Kap.	Ereignis	SFK		Kommentar des ENSI
		Ohne EF	Mit EF	
	Fehlausfahren einer Steuerelement-Bank	1	2	
	Steuerelement-Auswurf	3	3	
6.2.4	**Verlust von Reaktorkühlmittel**			
	Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittel-leitung	3	Aü	
	Mittlere Lecks am Reaktorkühlkreislauf	3	3	
	Kleine Lecks am Reaktorkühlkreislauf	2	3	
	Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheits-ventils	3	Aü	s. Forderung 6-2
	Bruch einer Messleitung im Ringraum	2	3	
	Brüche von reaktorkühlmittelführenden Lei-tungen ausserhalb des Containments	2	3	s. Forderung 6-2
	Doppelendiger Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	2	3	
6.2.5	**Einwirkungen von aussen**			
	Notstandfall	—	—	Techn. abdeckendes Szenario für Erdbe-ben, Überflutung und extreme Wetterbedin-gungen
	Erdbeben	3	3	Tech. abgedeckt durch Notstandfall
	Überflutung	3	3	Tech. abgedeckt durch Notstandfall
	Blitzschlag			Beherrscht durch entsprechenden Schutz gegen Blitzschlag (siehe Kap. 4.6.2)
	Extreme Wetterbedingungen	3	3	Tech. abgedeckt durch Notstandfall
	Flugzeugabsturz	Aü	Aü	Der Absturz eines Leichtflugzeugs oder Hubschraubers auf das Maschinenhaus ist der Störfallkategorie 3 zuzuordnen
6.2.6	**Absturz schwerer Lasten**			
	Absturz schwerer Lasten			Diverse Absturzszenarien aufgrund des Versagens von Hebezeugen (s. Forde-rung 6-6)
	BE-Handhabungsstörfall ausserhalb des Containments (im Ringraum)	3		
	BE-Handhabungsstörfall innerhalb des Con-tainments	3		
6.2.7	**Interne Ereignisse**			
	Anlageninterne Überflutungen	—	—	s. Forderung 6-8
	Anlageninterne Brände	—	—	s. Forderung 6-9
6.2.8	**Ausgewählte Ereignisse im Nichtleis-tungsbetrieb**			
	Ausfall der Nachkühlung beim Mitte-Loop-Be-trieb	—	—	s. Forderung 6-10
6.2.9	**Ausgewählte SE4a-Störfälle**			
	Turbinenschnellschluss ohne Frischdampf-Umleitstation mit Mehrfachfehlern	Aü		Das Ereignis ist auslegungsbestimmend für die Ansprechdrücke und Abblasekapazität der DH-SiV Zum Ansprechen der DH-SiV sind Mehr-fachfehler anzunehmen.

Kap.	Ereignis	SFK		Kommentar des ENSI
		Ohne EF	Mit EF	
				Auf der SE3 ist die TUSA durch das Ereignis Fehlschliessen aller Frischdampf-Isolationsventile abgedeckt
	ATWS (Versagen der Reaktorschnellabschaltung)	Aü	-	
	Total Station Blackout	Aü		
	Mehrfache Dampferzeugerheizrohrbrüche	Aü		

Abkürzungen

ATWS: Anticipated transient without scram
Aü: Auslegungsüberschreitend
BE: Brennelement
EF: Einzelfehler
SFK: Störfallkategorie
TUSA: Turbinenschnellschluss

6.1.5 Störfallkategorisierung

Angaben des KKG

Die Kategorisierung der störfallauslösenden Ereignisse erfolgt entsprechend dem geltenden Schweizer Regelwerk auf Basis der Resultate der aktuellen PSA. Die Eintrittshäufigkeit für den zu betrachtenden Betriebszustand reduziert sich entsprechend dem durchschnittlichen Zeitanteil eines solchen Betriebszustandes an einem Jahr. Zusätzlich wird zum auslösenden Ereignis ein davon unabhängiger Einzelfehler unterstellt. Die Wahrscheinlichkeit eines Einzelfehlers wird hauptsächlich mit 0,1 angenommen. In einzelnen Fällen wird ein Einzelfehler mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,01 berücksichtigt, wenn dieser aus der Betriebserfahrung abgeleitet werden kann. Falls ein Störfall aufgrund der Unterstellung eines Einzelfehlers einer höheren Störfallkategorie zugeordnet wird (siehe Tabelle 6-2) und damit andere Nachweiskriterien gelten, wird der Nachweis der Störfallbeherrschung auch ohne Einzelfehler erbracht. Die Störfallkategorie wird ohne und mit Berücksichtigung eines Einzelfehlers ausgewiesen. Die Störfallkategorisierung bildet die Grundlage für die Zuordnung der einzelnen technischen Nachweisziele der Störfallanalysen gemäss Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G.

Beurteilung des ENSI

Die zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten verwendeten Daten aus der PSA können durch das ENSI meistens nachvollzogen werden. Die daraus vorgenommene Zuordnung zu der in der Tabelle 6-2 angegebenen Störfallkategorie ist daher grösstenteils plausibel. Weiterhin können aufgrund der Betriebserfahrung verwendete Wahrscheinlichkeiten für den Einzelfehler kleiner als 0,1 mit kleinen Abweichungen durch das ENSI nachvollzogen werden und stellen die Störfallkategorie ebenfalls nicht in Frage.

Es bestehen nach Wertung des ENSI beim Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems (im Ringraum und im Reaktorhilfsanlagengebäude) sowie beim Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils Inkonsistenzen zwischen der vom KKG vorgenommen Störfallkategorisierung und den Angaben aus der aktuellen PSA (siehe Aktionsliste, Kap. 7.2). Daher ist die Störfallkategorisierung dieser Störfälle zu überprüfen.

Forderung 6-2 (Neubestimmung von Eintrittshäufigkeiten)

Das KKG hat die Eintrittshäufigkeiten der Störfälle «Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems (im Ringraum und im Reaktorhilfsanlagengebäude)» und «Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils» neu zu bestimmen und darauf basierend deren Störfallkategorisierung vorzunehmen. Termin: 31.12.2024.

6.2 Beurteilung der technischen Störfallanalysen

Die Prüfung der technischen Störfallanalysen betrifft die Konformität mit dem aktuellen Regelwerk. Beurteilt werden diejenigen Störfallabläufe mit den höchsten Belastungen für die Anlage bzw. mit den grössten Anforderungen an die Strukturen, Systeme und Komponenten (zum Beispiel bzgl. Druck und Temperatur).

Die Tabelle 6-2 gibt für alle Störfälle des Spektrums die zugehörige Einteilung in die Störfallkategorien an. Diese erfolgt nach ihrer Eintrittshäufigkeit sowohl mit als auch ohne Berücksichtigung eines Einzelfehlers. Der Schutz gegen Auslegungsstörfälle wird auf der Basis technischer Kriterien bewertet. Diese sind in Art. 8 bis 11 der Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G in Abhängigkeit der Störfallkategorien vorgegeben. Sie beinhalten Anforderungen an die Gewährleistung der Unterkritikalität, an den ausreichenden Wärmeübergang von den Brennstabhüllrohren zum Kühlmittel sowie an die Integrität der Barrieren, das heisst von Brennstabhüllrohren, vom Reaktorkühlkreislauf und vom Primärcontainment.

Die technischen Anforderungen für die Störfallkategorien 1 bis 3 auf der Sicherheitsebene 3 sind in Tabelle 6-3 angegeben. Der Nachweis der Einhaltung der geforderten technischen Kriterien erfolgt durch den Vergleich berechneter Ergebnisse mit definierten Grenzwerten, beispielsweise für den Druck oder den Wärmeübergang. Die konkreten technischen Kriterien für die Sicherheitsnachweise werden von der Aufsichtsbehörde freigegeben.

Tabelle 6-3: Nachweisziele für die technischen Kriterien

Technische Kriterien	**Störfallkategorie**		
	1	2	3
	Nachweisziele		
Unterkritikalität	Einfall der Regelstäbe und Abschaltstäbe; Langfristige Aufborierung des Primärkreises; Keine Rekritikalität	Einfall der Regelstäbe und Abschaltstäbe; Langfristige Aufborierung des Primärkreises; Keine Rekritikalität	Einfall der Regelstäbe und Abschaltstäbe; Langfristige Aufborierung des Primärkreises; Rekritikalität kurzfristig zulässig
Wärmeübergang vom BE-Hüllrohr zum Kühlmittel	Kein Filmsieden	Kein Filmsieden	Filmsieden kurzzeitig erlaubt
Integrität Brennstab-Hüllrohr	Kein Filmsieden	Kein Filmsieden	LOCA-Kriterien: – $T_{Hüll} < 1204$ °C – Oxidationsschicht < 17 % – Wasserstoff < 1 %
Integrität Reaktorkühlkreislauf	p < 1,1-facher Auslegungsdruck[1] Kein Ansprechen von Überdruckschutzeinrichtungen	p < 1,3-facher Auslegungsdruck	p < 1,3-facher Auslegungsdruck
Integrität Primärcontainment	$p_ü < 4{,}89$ bar $T_{Con} < 135$ °C	$p_ü < 4{,}89$ bar $T_{Con} < 135$ °C	$p_ü < 4{,}89$ bar $T_{Con} < 135$ °C

[1]: Auslegungsdruck = 171,3 bar

p: Druck,

pü: Überdruck

T_{Con}: Temperatur Containmentwand

$T_{Hüll}$: Hüllrohrtemperatur

DNBR: Departure from nucleate boiling ratio

6.2.1 Rechenprogramme

Angaben des KKG

Grundsätzlich können die in den Störfallanalysen verwendeten Berechnungsprogramme aufgrund ihres Einsatzgebietes in die Gruppe «Berechnungen des Anlagenverhaltens (Systemcodes)» und die Gruppe «Berechnung des Brennstoff- bzw. Brennstab- und Kernverhaltens» unterteilt werden.

Für Analysen des Anlagenverhaltens werden die Programme S-RELAP, MELCOR und COCO verwendet. Die Berechnung des Brennstoff- bzw. Brennstabverhaltens erfolgt mit den vom ENSI freigegebenen Codes für stationäre und transiente Bedingungen. Es werden unter anderem die Codes PANBOX, COBRA, BETHY und CARO verwendet.

Die Rechenprogramme wurden allesamt in den letzten Jahren standardmässig bei technischen Sicherheitsanalysen angewandt, von der U.S.NRC überprüft und für die Berechnungen im Rahmen von Bewilligungsverfahren lizenziert oder sind von anderen europäischen Aufsichtsbehörden akzeptiert.

Beurteilung des ENSI

Alle genannten Rechenprogramme werden heute noch von der Fa. Framatome verwendet. Die Verwendung der Rechenprogramme wurde in der Vergangenheit vom ENSI sowie von verschiedenen ausländischen Aufsichtsbehörden akzeptiert. Nach Auffassung des ENSI ist der Einsatz der genannten Rechenprogramme unter Verwendung konservativer Anfangs- und Randbedingungen gemäss Richtlinie ENSI-A01 akzeptabel.

6.2.2 Störungen der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf

6.2.2.1 Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)

Angaben des KKG

Der Störfall wird durch einen Ausfall der Eigenbedarfsversorgung inkl. Netzausfall ausgelöst ALD-D-38664. Als Einzelfehler wird das Fehloffenbleiben eines Frischdampfsicherheitsventils nach dem ersten Ansprechen unterstellt. Die Anfangs- und Randbedingungen wurden konservativ gewählt. Zusätzlich wird die Nichtverfügbarkeit einer An- und Abfahrpumpe angenommen. Das 30-Minuten-Kriterium und ein «stuck rod» werden berücksichtigt.

Ausgehend von Volllast (102 % Reaktorleistung) führt der Notstromfall zum Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen, der Hauptspeisewasserpumpen und der Pumpe des Volumenregelsystems. Konservativ wird erst das zweite zeitlich verzögerte RESA-Signal berücksichtigt. Mit dem RESA-Signal wird auch die TUSA ausgelöst. Wegen der Unverfügbarkeit der Frischdampfumleitstation (FDU) im Notstromfall steigt der Frischdampfdruck und es kommt zum Ansprechen der Frischdampfsicherheitsventile. Durch das Fehloffenbleiben eines Frischdampfsicherheitsventils (Einzelfehler) fällt der Druck im betroffenen Dampferzeuger ab. Da der Grenzwert für den Druckabfall unterschritten wird, erkennt der Reaktorschutz ein Leck im Frischdampfsystem und schliesst die Frischdampfisolationsventile. Zudem wird die Bespeisung des betroffenen Dampferzeugers automatisch unterbunden, woraufhin dieser ausdampft. In den beiden nicht betroffenen Dampferzeugern wird die Bespeisung durch die Notspeise-/Notstandspeisepumpen sichergestellt und die Wärmeabfuhr erfolgt durch wiederholtes Ansprechen der Frischdampfsicherheitsventile. Nach dem Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen geht der Kühlmitteldurchsatz zurück und es stellt sich ein Naturumlauf im Primärkreislauf ein. Nachdem der vom Einzelfehler betroffenen Dampferzeuger ausgedampft ist, steigen Kühlmitteldruck, Kühlmitteltemperatur und Druckhalterfüllstand wieder an, bis die Druckhaltersicherheitsventile mehrmals öffnen.

Der Druck im Druckhalterabblasetank verbleibt unterhalb des Berstdruckes der Scheiben. Neunzig Minuten nach Störfallbeginn, wenn das Kaltfahren der Anlage gestartet wird, befindet sich die Anlage in einem stabilen und sicheren Zustand. Die Nachzerfallsleistung wird durch den Naturumlauf aus dem Kern abgeführt und über die intakten Dampferzeuger über Dach abgegeben. Die Unterkritikalität sowie ein ausreichender Füllstand im Reaktorkühlkreislauf wird durch Boreinspeisung sichergestellt. Der kalte Anlagenzustand ist ca. 4,5 h nach Störfallbeginn erreicht, sodass auf die primärseitige Nachkühlung übergegangen werden kann.

Der Nachweis zur Vermeidung einer Siedekrise erfolgt für den Fall mit Einzelfehler abdeckend mittels einer PANBOX-Rechnung [ALD-D-38664]. Das ermittelte DNB-Verhältnis erreicht einen Minimalwert von 1,16, welcher über dem minimal zulässigen DNBR von 1,15 liegt. Damit ist gezeigt, dass Filmsieden sicher vermieden wird und die Integrität der Brennstäbe gewährleistet ist. Darüber hinaus werden die maximalen Drücke im Primär- und Sekundärkreis durch das Ansprechen der Sicherheitsventile begrenzt, wodurch das Nachweisziel der Barrierenintegrität des Primärcontainments gewährleistet ist. Bis zum Übergang auf primärseitige Kühlung ergibt sich eine Frischdampffreisetzung von 349 t. Rekritikalität tritt im Verlaufe des Störfalls nicht auf.

Für die Analyse «Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)» ohne Einzelfehler [ALD-D-38664] wird als Zykluszeitpunkt BOC gewählt, da zu diesem Zeitpunkt die Heterogenität der Leistungsverteilung am höchsten und der die Transiente bestimmende Kühlmitteltemperaturkoeffizient am schwächsten ist. Ausgehend von einer realistischen aber noch abdeckend angenommenen Steuerstabfallzeit von 2,75 s erreicht das DNB-Verhältnis einen Minimalwert von 1,19. Bei der Analyse der Transiente mit einer konservativen Steuerstabfallzeit von 4,5 s ergibt sich ein minimales DNBR von 1,18, das über dem minimal zulässigen DNBR von 1,15 liegt. Damit ist gezeigt, dass Filmsieden sicher vermieden wird und die Integrität der Brennstäbe gewährleistet ist. Ausserdem kommt es nicht zum Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile. Die entsprechenden technischen Nachweiskriterien der SFK 1 bzw. 2 werden eingehalten.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] und sind konservativ. Aus Sicht des ENSI sind der Ereignisablauf hinsichtlich des Kühlmitteldrucks und der Kühlmitteltemperatur sowie der Verlauf der Frischdampfdrücke innerhalb der ersten 30 min nach Störfalleintritt plausibel. Ferner ist die Wahl des wirksamsten Einzelfehlers plausibel.

Mit der Sensitivitätsanalyse zur Stabeinfallzeit [PEG-X-53246] wird nachvollziehbar dargelegt, dass das zweite RESA-Signal rechtzeitig ausgelöst wird und der DNBR-Grenzwert selbst unter Annahme einer Steuerstabfallzeit von 4,5 s und einem «stuck rod» eingehalten wird. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Die technischen Kriterien für die SFK 1 (ohne Einzelfehler) und SFK 2 (mit Einzelfehler) werden eingehalten.

6.2.2.2 Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe

Angaben des KKG

Der Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe wird mit (Fall 1) und ohne (Fall 2) Berücksichtigung von Regelungs- und Begrenzungsfunktionen untersucht. Die Untersuchung wird ohne Berücksichtigung eines Einzelfehlers und des Instandhaltungskriteriums durchgeführt, da es während des Ereignisablaufs nicht zu einer Anforderung von Sicherheitssystemen kommt. Ein Notstromfall wird ebenfalls nicht unterstellt, da dieser zum Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen führt und durch das Ereignis «Ausfall der Eigenbedarfsversorgung» abgedeckt ist.

Fall 1 dient dem Nachweis, dass der Störfall ohne Eingreifen des Reaktorschutzsystems (RESA-Auslösung) mit Begrenzungsfunktionen beherrscht werden kann. Der Ausfall der Hauptkühlmittelpumpe wird ausgehend von Volllast (102 %) nach 1,1 s durch das Signal «Drehzahl tief» erkannt. Mit abnehmender Pumpendrehzahl geht auch der gleitende RESA-Leistungsgrenzwert zurück. Zur schnellen Leistungsreduktion werden durch Synchroneinwurf fünf Stabpaare eingeworfen und die Reaktorleistung auf ungefähr 30 % reduziert. Der RESA-Grenzwert wird nicht erreicht. Aufgrund des Hauptkühlmittelpumpenausfalls wird der Generatorleistungssollwert auf circa 23 % abgesenkt. Nachdem die Einwurfstabpaare komplett eingefallen sind, beginnen auch die Kühlmitteltemperatur und der -druck zu fallen. Langfristig stellt sich eine mittlere Kühlmitteltemperatur entsprechend dem Teillastdiagramm ein. Zum Ende der Transiente bei 1800 s befindet sich die Anlage in einem stabilen Zustand bei 27 % Reaktorleistung.

Die zweite Analyse dient als Sensitivitätsstudie zum Fall 1 und unterstellt den Ausfall der Begrenzungsfunktion L-RELEB. Dadurch kommt es zu keinen leistungsreduzierenden Massnahmen. Mit abnehmender Pumpen-

drehzahl geht der gleitende RESA-Leistungsgrenzwert zurück. Fünf Sekunden nach dem Ausfall der Hauptkühlmittelpumpe werden die Reaktorschnellabschaltung und gleichzeitig der Turbinenschnellschluss ausgelöst. Kurze Zeit später öffnet die Frischdampfumleitstation, um den Druckanstieg zu begrenzen. Zum Ende der Transiente befindet sich die Anlage in einem stabilen, unterkritisch heissen Zustand.

Das minimale DNB-Verhältnis während des Störfalls beträgt unter Berücksichtigung von Regelungs- und Begrenzungsfunktionen 1,33. Ohne Regelungs- und Begrenzungsfunktionen liegt das minimale DNBR leicht tiefer bei 1,28. Damit wird in beiden Fällen der zulässige Grenzwert von 1,15 eingehalten. Der maximale Druck im Primärkreislauf erreicht 155,8 bar für Fall 1 und 155,2 bar für Fall 2 und liegt unter dem 1,1-fachen des Auslegungsdruckes von 193,5 bar. In beiden Fällen kommt es nicht zum Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile. Damit sind alle Nachweisziele der Störfallkategorie 1 erfüllt.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen sind für das ENSI nachvollziehbar und akzeptabel, da die Beherrschung primär als Betriebsstörung auf der Sicherheitsebene 2 gezeigt wird. Ein Notstromfall wird korrekterweise nicht unterstellt, da dieser Fall durch das Ereignis «Ausfall der Eigenbedarfsversorgung» (siehe Kap. 6.2.2.1) abgedeckt ist. Die Nichtberücksichtigung eines Einzelfehlers oder Instandhaltungsfalls ist ebenfalls nachvollziehbar, da keine weiteren Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung zum Einsatz kommen.

Die berechneten Verläufe der Kühlmitteltemperaturen und -drücke sowie des Frischdampfdrucks sind plausibel. Die Kernkühlbarkeit und die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden erbracht. Nach Wertung des ENSI werden alle technischen Kriterien der Störfallkategorie 1 eingehalten.

6.2.2.3 Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe

Angaben des KKG

Das Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe (HKMP) wird ohne und mit Notstromfall betrachtet. Infolge der Blockade geht die Drehzahl an der betroffenen HKMP innerhalb kürzester Zeit auf null zurück. Das erste RESA-Signal «Drehzahl sehr tief an einer HKMP» wird konservativ nicht berücksichtigt. Die RESA erfolgt durch den zweiten zeitlich verzögerten «gleitenden RESA-Leistungsgrenzwert». Das Szenario mit Notstromfall ist hinsichtlich des DNBR konservativ, da ohne einen Notstromfall die beiden nicht betroffenen HKMP zur Verfügung stehen.

Im Unterschied zum Szenario ohne Notstromfall kommt es beim Notstromfall aufgrund der Unverfügbarkeit der Frischdampfumleitstation zum Ansprechen der Frischdampfsicherheitsventile. Nach 30 min befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». In diesem Zustand verbleibt die Anlage für eine weitere Stunde. Neunzig Minuten nach Ereignisbeginn wird die Anlage über die Dampferzeuger abgefahren. Mithilfe des Zusatzboriersystems wird die Unterkritikalität sichergestellt. Im Störfallverlauf werden bis zum Erreichen der Bedingungen für die primärseitige Nachkühlung ca. 384 t Frischdampf abgegeben. Laut KKG existiert kein Einzelfehler bzw. keine Instandhaltung, welche den Störfallablauf negativ beeinflusst. Die Nachwärme kann mit den Sicherheitssystemen stets einzelfehlersicher abgeführt werden.

Durch den Durchsatzrückgang fällt der DNBR-Wert nach Störfallbeginn unter den Grenzwert von 1,15 und es kommt zum Filmsieden. Für die Reaktorkinetik werden abdeckende Daten bei BOC herangezogen und ein «stuck rod» wird ebenfalls berücksichtigt. Infolge der Leistungsreduktion durch die RESA erreicht das DNB-Verhältnis nach 5,23 s wieder den zulässigen Wertebereich. Im Falle des Notstromfalles fällt das minimale DNB-Verhältnis 0,95 s nach Störfallbeginn unter den Grenzwert von 1,15 und es setzt für die Dauer von 5,8 s Filmsieden ein. Die Ergebnisse der Heisskanalanalysen zeigen, dass die maximale Hüllrohrtemperatur unterhalb von 800 °C bleibt. Aufgrund der nur kurz anstehenden Erhöhung der Hüllrohrtemperatur und der geringen positiven Druckdifferenzen zwischen dem Innendruck eines Brennstabs und dem Druck im Primärsystem kann ein Brennstabdefekt ausgeschlossen werden. Die Integrität des Primär- und Sekundärkreises ist in beiden Fällen sichergestellt.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Ebenfalls ist es nachvollziehbar, dass es bezüglich des Nachweisziels des ausreichenden Wärmeübergangs keinen wirksamsten Einzelfehler bzw. keine Instandhaltung gibt, welche den Störfall negativ beeinflusst, da die Anlage nach der Reaktorschnellabschaltung nach wenigen Sekunden in einen sicheren Zustand überführt wird und die Nachwärme mit den Sicherheitssystemen stets einzelfehlersicher abgeführt werden kann. Das 30-Minuten-Kriterium sowie ein «stuck rod» werden berücksichtigt. Die berechneten Verläufe der Kühlmitteltein- und austrittstemperaturen des Kühlmitteldrucks und des Frischdampfdrucks sind nach Wertung des ENSI plausibel. Die kurzzeitige Verletzung des DNB-Grenzwertes ist gemäss der Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G für Störfälle der Kategorie 3 zulässig. Der Nachweis, dass die kurzzeitige Erhöhung der Hüllrohrtemperatur nicht zu Brennstabdefekten führt, basiert jedoch auf nicht vom ENSI geprüften Methoden. Die Verwendung dieser Methoden unterliegt gemäss Art. 40 Bst. b KEV der Freigabepflicht.

Forderung 6-3 (Berechnung von Hüllrohrtemperaturen)

Das KKG hat einen Freigabeantrag für die verwendeten Methoden zur Berechnung von Hüllrohrtemperaturen unter Siedebedingungen zu stellen. Termin: 31.12.2024.

6.2.2.4 Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen

Angaben des KKG

Durch das Fehlöffnen eines Frischdampfsicherheitsventils kommt es zu einer Abnahme des Frischdampfdrucks, wodurch die Wärmeabfuhr über das Frischdampfsystem zunimmt. Es tritt eine Unterkühlungstransiente ein, das DNB-Verhältnis nimmt leicht ab, während die Aufwärmspanne und die Reaktorleistung ansteigen. Die Analysen wurden bei Volllast mit einer anfänglichen Reaktorleistung von 102 % sowohl ohne und mit Einzelfehler durchgeführt. Als Einzelfehler wird das Versagen der Notbespeisung im betroffenen Dampferzeuger unterstellt. Dies führt zu einem schnelleren Ausdampfen des betroffenen Dampferzeugers und ist konservativ gewählt hinsichtlich der radiologischen Freisetzung. Hingegen wird die Unterkühlung maximiert, wenn kein Einzelfehler angenommen wird und die Dampferzeuger ordentlich bespiesen werden.

Die Hautspeisewasserpumpen versuchen zu Beginn der Transiente den erhöhten Frischdampfverlust auszugleichen und werden nach 370 s aufgrund des begrenzten Speisewasservorrats abgeschaltet. Daraufhin startet das An-/Abfahrsystem, wobei aufgrund des unterstellten Reparaturfalls nur eine Pumpe verfügbar ist. Das erste RESA-Signal «Dampferzeugerfüllstand tief» wird konservativ nicht berücksichtigt. Die RESA erfolgt aufgrund des zweiten Schutzgrenzwertes «Speisewasserdruckdifferenz hoch». Ferner wird angenommen, dass ein Steuerstab nicht einfällt und die Frischdampfumleitstation nicht verfügbar ist. Durch das Signal «Speisewasserdruckdifferenz hoch» kommt es zudem zur Absperrung der Frischdampfisolationsventile. Mit der RESA wird der Notstromfall unterstellt, dadurch startet die Noteinspeisung verzögert und die Hauptkühlmittelpumpen laufen aus.

Im Szenario mit Einzelfehler erfolgt keine Einspeisung über die Notspeiseregelung und das Notstandspeisesystem in den betroffenen Dampferzeuger. Das zweite RESA-Signal wird 21 s früher erreicht als im Fall ohne Einzelfehler. Der defekte Dampferzeuger wird speisewasserseitig isoliert und dampft vollständig aus. Am Ende der automatischen Phase des Störfallablaufs befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». In diesem Zustand verbleibt die Anlage für weitere 60 min bevor das sekundärseitige Abfahren der Anlage durch die Operateure erfolgt. Der maximale Druck im Primärkreislauf erreicht ca. 161 bar und liegt unterhalb des zulässigen 1,1-fachen Auslegungsdruckes. Rekritikalität tritt im Verlaufe des Störfalls sowohl mit und ohne Unterstellung eines Einzelfehlers nicht auf. Zum Zeitpunkt des Erreichens der Nachkühlkriterien ergibt sich ein Frischdampf-Massenausstoss von 455 t ohne und 478 t mit Einzelfehler.

In beiden Fällen erreicht das minimale DNB-Verhältnis während des Störfalls 1,22. Dieser Wert liegt über dem zulässigen Grenzwert von 1,15. Nach der RESA steigt das DNB-Verhältnis an. Filmsieden ist damit ausgeschlossen.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ hinsichtlich einer sicheren Nachwärmeabfuhr. In den Analysen wird korrekt das 30-Minuten-Kriterium und ein «stuck rod» berücksichtigt. Ferner ist die Wahl des wirksamsten Einzelfehlers aus Sicht des ENSI nachvollziehbar. Der berechnete Ereignisablauf und die abgegebene Frischdampfmenge sind plausibel. Die Kernkühlbarkeit und die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des ausreichenden Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Jedoch stellt das ENSI fest, dass hinsichtlich des Nachweiszieles «Unterkritikalität» die gewählten Randbedingungen, wie eine Ausgangsleistung von 102 % und die Berücksichtigung erst des zweiten zeitlich verzögerten RESA-Grenzwertes, der Unterkühlung entgegenwirken und damit nicht konservativ sind. Es kann daher nicht abschliessend geprüft werden, ob die Unterkritikalität gemäss Gefährdungsannahmenverordnung für die Störfallkategorie 2 jederzeit gewährleistet ist.

Forderung 6-4 (Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen)

Das KKG hat für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen den Nachweis der ausreichenden Unterkritikalität, unter Berücksichtigung entsprechender konservativer Anfangs- und Randbedingungen (gemäss Richtlinie ENSI-A01), zu erbringen. Termin: 31.12.2025.

6.2.2.5 Fehlschliessen aller Frischdampf-Isolationsventile

Angaben des KKG

Der Störfall beginnt mit dem Fehlschliessen aller Frischdampf-Isolationsventile und löst TUSA aufgrund des resultierenden Druckabfalls im Frischdampf-Sammler aus. Die Analysen wurden bei Volllast mit einer anfänglichen Reaktorleistung von 102 % und abdeckenden Kernparametern für EOC durchgeführt. Aufgrund der geschlossenen Frischdampfisolationsventile steigt der Druck in den Dampferzeugern und im Primärkreislauf an. Das erste RESA-Signal «Kühlmitteldruck hoch» wird konservativ nicht berücksichtigt. Die RESA erfolgt aufgrund des zweiten zeitlich verzögerten Schutzgrenzwerts «Speisewasserdruck hoch». Gleichzeitig wird mit der RESA der Notstromfall unterstellt.

Daraufhin steigt der Frischdampfdruck in allen drei Dampferzeugern bis zum Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile an, die in der Folge mehrmals öffnen und schliessen. Der Primärkreisdruck wird durch die Druckhalter-Sprühung auf 166 bar begrenzt.

Die Anlage stabilisiert sich im Zustand «unterkritisch heiss». In diesem Zustand verbleibt die Anlage für weitere 60 min, bevor das sekundärseitige Abfahren durch die Operateure erfolgt. Die Notspeiseregelung wird im Verlauf des Störfalls nicht angeregt, weil die Dampferzeuger-Füllstände nicht unter 6 m fallen und alleine mit dem An-/Abfahrsystem ausreichend bespeist werden. Bis zum Erreichen der Nachkühlkriterien werden für den Fall ohne Einzelfehler insgesamt 418 t Frischdampf abgegeben.

Wird der Störfall mit einem zusätzlichen Einzelfehler, dem Nichtöffnen eines Dampferzeugersicherheitsventils, untersucht, so steigt der Frischdampfdruck im betroffenen Dampferzeuger bis auf ungefähr 115 bar an. Die Integrität der Frischdampfleitung ist aufgrund der bei der Auslegung berücksichtigten Sicherheitsmargen sichergestellt. Bis zum Erreichen der Nachkühlkriterien werden für den Fall mit Einzelfehler insgesamt 396 t Frischdampf abgegeben.

Die Heisskanalanalysen für beide Fälle (mit und ohne Einzelfehler) zeigen, dass das minimale DNB-Verhältnis nicht unter den Anfangswert von 1,31 fällt. Dieser Wert liegt über dem zulässigen Grenzwert von 1,15.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen berücksichtigen die Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind für die untersuchten Szenarien konservativ. Das 30-Minuten-Kriterium wird ebenfalls berücksichtigt. Weiterhin ist es plausibel, dass der gewählte Abbrandzustand EOC aufgrund der maximalen Reaktivitätsrückwirkung des Kühlmittels eine Auslösung der RESA verzögert. Der berechnete Ereignisablauf und die abgegebene Frischdampfmenge sind nach Wertung des ENSI plausibel.

Der Einzelfehler ist hinsichtlich der Maximierung des sekundärseitigen Druckanstiegs konservativ gewählt. Aus Sicht des ENSI ist es nachvollziehbar, dass aufgrund der vorhandenen Sicherheitsmargen in der Auslegung kein Integritätsverlust der Frischdampfleitung zu erwarten ist. Die Kernkühlbarkeit und die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des ausreichenden Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Insgesamt werden nach Wertung des ENSI für die untersuchten Szenarien die technischen Kriterien der jeweiligen Störfallkategorien eingehalten.

6.2.2.6 Doppelendiger Frischdampf-Leitungsbruch innerhalb des Containments

Angaben des KKG

Der Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb des Containments ist nicht absperrbar und führt zu einer Unterkühlungstransiente auf der Primärseite. Aufgrund der Unterkühlungstransiente ist der Nulllastfall mit 2 % Ausgangsleistung konservativ gegenüber dem Volllastfall. Mithilfe von Sensitivitätsstudien wurden konservative Anfangs- und Randbedingungen u. a. bezüglich der Durchmischung im Downcomer, der Abschaltreaktivität und der Dampferzeugerbespeisung festgelegt. Als Einzelfehler wird das Versagen der automatischen Absperrung der Notbespeisung am betroffenen Dampferzeuger unterstellt.

Mit Eintritt des Frischdampfleitungsbruches werden der Notstromfall und der Ausfall der Frischdampfumleitstation angenommen. Als Folge des Bruchs kommt es zum Austritt grosser Frischdampfmengen in das Containment und der fast unverzögerten Auslösung des 30-mbar-Signals. Die übertragene Leistung steigt auch in den intakten Dampferzeugern bis zum einzelfehlersicheren Schliessen der Frischdampfisolationsventile nach 1,3 s an. Zweiundzwandzig Sekunden nach dem Bruch ist der Druckhalterfüllstand aufgrund der Volumenkontraktion unter 2,2 m gefallen und löst damit die Notkühlkriterien und den Start der Hochdrucksicherheitseinspeisepumpen aus. Die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung stabilisiert den Druckhalterfüllstand und führt zu einer gleichzeitigen Aufborierung des Primärkreises. Aufgrund des Einzelfehlers in der automatischen Absperrung der Notbespeisung wird der betroffene Dampferzeuger 30 min mit Notspeisewasser versorgt, bis diese manuell unterbunden wird. Nach ca. 1600 s kommt es zu einer kurzzeitigen Rekritikalität. Durch die manuelle Absperrung der fehlerhaften Notbespeisung des defekten Dampferzeugers steigen Kühlmitteldruck und -temperatur wieder an, was nach 1900 s zur dauerhaften Unterkritikalität führt.

Nach dem Ausdampfen des betroffenen Dampferzeugers befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». In diesem Zustand verbleibt die Anlage, bis diese 90 min nach Ereigniseintritt abgefahren wird. Die Nachzerfallsleistung wird durch Naturumlauf aus dem Kern abgeführt und über die Frischdampfsicherheitsventile der intakten Dampferzeuger über Dach abgegeben. Ungefähr 4,5 h nach Störfallbeginn kann auf die primärseitige Nachkühlung übergegangen werden. Im Störfallverlauf werden circa 340 t Frischdampf über die intakten Dampferzeuger abgeblasen und 106,5 t in das Containment freigesetzt. Der maximale Druck des Primärkreislaufs liegt bei 172 bar.

Das ermittelte minimale DNB-Verhältnis ergab einen Wert von 7,08 für die wirksamste «stuck rod»-Konfiguration und liegt damit über dem zulässigen Grenzwert.

Beurteilung des ENSI

Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ hinsichtlich einer sicheren Nachwärmeabfuhr. Der unterstellte Einzelfehler sowie der berechnete Ereignisablauf unter Einhaltung des 30-Minuten-Kriteriums sind aus Sicht des ENSI plausibel. Die kurzfristige Rekritikalität führt nicht zum Filmsieden.

Das ENSI hält jedoch fest, dass die gewählte Ausgangsleistung (2 % Nullllast) nicht für alle heiss abgestellten Betriebszustände konservativ ist (beispielsweise ist nach der Jahreshauptrevision beim Wiederanfahren mit geringeren Leistungen zu rechnen). Die sich einstellende Leistung aufgrund des ggf. erhöhten Reaktivitätseintrages (bei Ausgangsleistungen kleiner 2 %) beträgt jedoch maximal wenige Prozentpunkte und stellt die Einhaltung der Nachweiskriterien der Störfallkategorie 3 nicht in Frage.

6.2.2.7 Doppelendiger Frischdampf-Leitungsbruch ausserhalb des Containments

Angaben des KKG

Der durch den doppelendigen Frischdampfleitungsbruch hinter dem Frischdampf-Isolationsventil erzeugte Frischdampfdruckabfall löst ca. 1 s nach dem Störfallbeginn die TUSA und das erste RESA-Signal («Dampferzeuger-Druckabfall hoch») aus. Es wird konservativ angenommen, dass die erste RESA unwirksam bleibt und die Frischdampfumleitstation nicht verfügbar ist. Durch das Signal wird jedoch das Schliessen der Frischdampfisolationsventile und die Abschaltung des Hauptspeisewassers angeregt. Aufgrund der Druckentlastung sinkt die sekundärseitige Sättigungstemperatur und die über die Dampferzeuger übertragene Leistung steigt an, was zu einer Unterkühlungstransiente führt. Mit einer Verzögerung von 10 s nach der Abschaltung der Hauptbespeisung starten automatisch die An- und Abfahrpumpen. Die Analysen wurden bei Volllast mit einer anfänglichen Reaktorleistung von 102 % durchgeführt. Ferner wird ein «stuck rod» berücksichtigt.

Im Fall ohne Einzelfehler wird ungefähr 18 s nach Störfallbeginn aufgrund der gefallenen Dampferzeugerfüllstände die RESA durch das zweite Signal «Dampferzeugerfüllstand tief » ausgelöst. Mit der RESA-Auslösung wird der Notstromfall unterstellt. Die An- und Abfahrpumpen werden gemäss der Dieselbelastungsstufe automatisch in Betrieb genommen. Durch die Frischdampfisolation werden alle Dampferzeuger vom Leck getrennt. Dies führt zu einem Druckanstieg in den Dampferzeugern sowie zu einem Kühlmitteldruck- und Kühlmitteltemperaturanstieg. Zweiundzwanzig Sekunden nach der Frischdampfisolation sprechen die Dampferzeugersicherheitsventile das erste Mal an. Der Kühlmitteldruck erreicht einen Maximalwert von 161 bar, weshalb es nicht zu einem Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile kommt. Am Ende der automatischen Phase des Störfallablaufs befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». In diesem Zustand verbleibt die Anlage für eine weitere Stunde. Im Anschluss wird die Anlage sekundärseitig durch die Operateure abgefahren. Nachdem die Kapazität des Speisewasserbehälters erschöpft ist, wird die Notbespeisung aktiviert. Zum Zeitpunkt des Erreichens der Nachkühlkriterien ergibt sich ein Frischdampfmassenausstoss von 398 t.

Beim Störfall mit Einzelfehler wird das Nichtschliessen des Frischdampfisolationsventils des betroffenen Dampferzeugers angenommen, wodurch sich die Unterkühlungstransiente verglichen mit dem Szenario ohne Einzelfehler verstärkt. Als Reparaturfall wird die Nichtverfügbarkeit des Notstromdiesels des vierten Stranges unterstellt. Die RESA erfolgt in diesem Fall 5,8 s nach Störfallbeginn durch das Signal «DNB-Verhältnis tief». Aufgrund des starken sekundärseitigen Druckabfalls wird 25 s nach Störfallbeginn die Notbespeisung ausgelöst, noch bevor ein Start der An- und Abfahrpumpen erfolgt. Der Dampferzeuger wird aufgrund der Kriterien «Druckvergleich Speisewasserleitung» und «Dampferzeuger Niveau tief» automatisch speisewasserseitig isoliert und dampft im Störfallverlauf komplett aus. Der primärseitige Druckanstieg ist stärker als im Falle ohne Einzelfehler und führt zum mehrmaligen Öffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils. Zum Zeitpunkt des Erreichens der Nachkühlkriterien ergibt sich ein Frischdampfmassenausstoss von 363 t.

In beiden Szenarien beträgt das minimale DNB-Verhältnis 1,22. Rekritikalität tritt in beiden Szenarien nicht auf.

Beurteilung des ENSI

Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] und sind konservativ hinsichtlich einer sicheren Nachwärmeabfuhr. Das 30-Minuten-Kriterium sowie ein «stuck rod» werden in beiden Fällen berücksichtigt. Aus Sicht des ENSI sind die berechneten Ereignisabläufe plausibel. In beiden Szenarien (mit und ohne Einzelfehler) ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass die auftretende Unterkühlung im Vergleich zum Nulllastfall (siehe Kap. 6.2.2.7) geringer ausfällt. Das minimale DNB-Verhältnis von 1,22 liegt in beiden Fällen über dem zulässigen Grenzwert von 1,15. Damit ist der Nachweis erbracht, dass Hüllrohrschäden sicher ausgeschlossen sind.

Das ENSI hält auch hier fest, dass die gewählte Ausgangsleistung von 102 % sowie die Abschaltung der Anlage aufgrund des zweiten zeitlich verzögerten RESA-Kriteriums hinsichtlich der auftretenden primärseitigen Unterkühlungstransiente nicht konservativ sind. Eine Rekritikalität kann für den Fall ohne Einzelfehler nach Wertung des ENSI aufgrund der nur kurzen Zeitdauer bis zur Isolation der Dampferzeuger auch für eine Ausgangsleistung von 100 % sicher ausgeschlossen werden. Die Einhaltung der technischen Kriterien für die

Störfallkategorie 2 (ohne EF) bzw. 3 sind nicht in Frage gestellt, zumal eine kurzfristige Rekritikalität in der Störfallkategorie 3 zulässig ist.

6.2.2.8 Doppelendiger Speisewasser-Leitungsbruch innerhalb des Containments

Angaben des KKG

Es wird angenommen, dass mit Eintritt des Speisewasserleitungsbruchs hinter der letzten Rückschlagklappe (nicht absperrbar) das gesamte Wasser, das von den Hauptspeisewasserpumpen gefördert wird, zur Bruchstelle strömt und die Rückschlagklappen der nicht betroffenen Dampferzeuger schliessen. Innerhalb kurzer Zeit steigt der Druck im Containment soweit an, dass das erste RESA-Signal «Differenzdruck grösser 30 mbar» anspricht. Ungefähr 6 s nach Störfallbeginn wird die RESA durch das zweite RESA-Kriterium «Dampferzeugerfüllstand tief» ausgelöst. Gleichzeitig erfolgen die TUSA und der Notstromfall, wodurch die drei Hauptkühlmittelpumpen, die Speisewasser-, die TA-Pumpen und die Frischdampfumleitstation ausfallen. Für die Analyse des Störfalls werden konservative Anfangs- und Randbedingungen sowie für die Reaktorkinetik abdeckende Daten für den Zykluszeitpunkt BOC verwendet. Als Ausgangszustand wird Volllast bei 102 % Leistung angenommen.

Bei Unterschreitung des Dampferzeugerfüllstandes von 5 m werden die Notspeisepumpen und die Notstandspeisepumpen gestartet. Aufgrund des Instandhaltungskriteriums am dritten Strang des Notspeisesystems ist der Reservestrang auf den Dampferzeuger 3 aufgeschaltet. Ferner wird ein Einzelfehler an der Notspeisepumpe am Dampferzeuger 2 angenommen. Dies führt dazu, dass zu Beginn des Speisewasserlecks am Dampferzeuger 1 nur der Dampferzeuger 3 mit dem Reservestrang des Notspeisesystems und mit dem Notstandspeisewassersystem bespiesen wird.

Das Kriterium «Dampferzeuger-Druckabfall-Gradient hoch» löst nach 20 s den Sekundärkreisabschluss aus, sodass die drei Frischdampfisolationsventile schliessen. Fünfundvierzig Sekunden nach Störfallbeginn ist der betroffene Dampferzeuger 1 vollständig ausgedampft. Der maximale Druck im Primärkreis steigt auf knapp 162 bar an und liegt damit unter dem 1,3-fachen des Auslegungsdruckes. Die Nachzerfallsleistung wird durch Naturumlauf aus dem Kern abgeführt und über die intakten Dampferzeuger über Dach abgegeben. Das minimale DNB-Verhältnis während des Störfalls beträgt 1,27. Dieser Wert liegt über dem zulässigen Grenzwert von 1,15.

Am Ende der automatischen Phase des Störfallablaufs befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». Dreissig Minuten nach Störfalleintritt wird das Notspeisewasser des vierten Stanges vom Dampferzeuger manuell auf den Dampferzeuger 2 aufgeschaltet. In diesem Zustand verbleibt die Anlage für weitere 90 min bevor sie durch die Operateure abgefahren wird. Durch Borwassereinspeisung über das Volumenregelsystem beziehungsweise über das Zusatzboriersystem, werden die Unterkritikalität sowie ein ausreichender Füllstand im Reaktorkühlkreislauf sichergestellt.

Bis zum Zeitpunkt des Erreichens der Nachkühlkriterien werden insgesamt 315 t Frischdampf über die beiden intakten Dampferzeuger abgeblasen und es treten 54 t Speisewasser aus dem betroffenen Dampferzeuger in das Containment aus.

Beurteilung des ENSI

Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ hinsichtlich einer sicheren Nachwärmeabfuhr. Der Zeitpunkt des Notstromfalls erfolgt zum ungünstigsten Zeitpunkt während des Störfallablaufs und führt zu einer erhöhten Aufheizung des Primärkreises. Der berechnete Ereignisablauf und die abgegebene Frischdampfmengen sind nach Ansicht des ENSI plausibel. Die Kernkühlbarkeit und die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des ausreichenden Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Das ENSI hält jedoch fest, dass die gewählte Ausgangsleistung von 102 % hinsichtlich der auftretenden primärseitigen Unterkühlungstransiente nicht konservativ ist. Die ausgewiesene Unterkritikalität in den Analysen dürfte für geringere Ausgangsleistungen und unter Berücksichtigung des ersten RESA-Signals geringer ausfallen. Die Einhaltung der technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 sind nicht in Frage gestellt, zumal eine kurzfristige Rekritikalität in der Störfallkategorie 3 zulässig ist.

6.2.2.9 Doppelendiger Speisewasser-Leitungsbruch ausserhalb des Containments

Angaben des KKG

Es wird ein Bruch der Speisewasserleitung vor der letzten Rückschlagklappe untersucht. Die Bruchstelle im Ringraum wurde so gewählt, dass das gesamte Speisewasser der Speisewasserpumpen sowie der An- und Abfahrpumpen zur Bruchstelle strömt. Bleibt die Rückschlagklappe vor dem Dampferzeuger 1 aufgrund der Einzelfehlerannahme geöffnet, so strömt zusätzlich das Speisewasser aus dem Dampferzeuger zur Bruchstelle. Ohne Einzelfehler wird der Bruch durch die Rückschlagklappen isoliert. Für die Analysen wurden konservative Anfangs- und Randbedingungen, wie beispielsweise eine Ausgangsleistung von 102 %, berücksichtigt. Die gewählten Randbedingungen führen zur maximalen Aufheizung des Primärkreises.

Der Störfallablauf ähnelt dem des «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch innerhalb des Primärcontainments», welcher in Kap. 6.2.2.8 beschrieben ist, jedoch wird die RESA später ausgelöst, da das RESA-Kriterium «Containmentdruck hoch» beim Bruch ausserhalb des Containments nicht anspricht. Das erste RESA-Kriterium «Dampferzeugerfüllstand tief» wird nicht berücksichtigt. Die RESA-Auslösung mit TUSA und gleichzeitigem Notstromfall erfolgt im Fall ohne Einzelfehler durch das Signal «Kühlmitteldruck hoch» und im Fall mit Einzelfehler durch das Signal «Frischdampfdruckabfall hoch» im Dampferzeuger 1. Dies löst gleichzeitig das Schliessen der Frischdampfisolationsventile aus.

Im Fall ohne Einzelfehler kommt es zum einmaligen Ansprechen des ersten Druckhaltersicherheitsventils. Der maximale Druck des Primärkreislaufs erreicht 173,9 bar. Mit Einzelfehler beträgt der maximale Druck 164,2 bar und es kommt nicht zum Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile aufgrund der grösseren primärseitigen Unterkühlung. Das minimale DNB-Verhältnis beträgt 1,29 (ohne Einzelfehler 1,31). Der Frischdampfdruck im Sekundärkreislauf wird durch das Öffnen der Frischdampfsicherheitsventile begrenzt. Neunzig Minuten nach Störfallbeginn wird die Anlage durch die Operateure abgefahren. Ungefähr 4,5 h nach Störfallbeginn kann auf die primärseitige Nachkühlung übergegangen werden. Insgesamt werden ca. 319 t Frischdampf (ohne EF, 307 t) und dampferzeugerseitig 40,8 t Speisewasser (ohne EF, 93 kg) freigesetzt.

Beurteilung des ENSI

Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ hinsichtlich einer sicheren Nachwärmeabfuhr. Der Zeitpunkt des Notstromfalls erfolgt zum ungünstigsten Zeitpunkt während des Störfallablaufs und führt zu einer erhöhten Aufheizung des Primärkreises. Das Versagen der Rückschlagklappe als wirksamster Einzelfehler ist nachvollziehbar, da dies zu einer erhöhten Freisetzung von Speisewasser führt. Ferner erachtet das ENSI den berechneten Ereignisablauf als plausibel. Durch den Abstand zum Filmsieden ist der Nachweis der Kernkühlbarkeit und der Integrität der Brennstabhüllrohre erbracht. Die Primärkreisintegrität wird durch die erreichten Maximaldrücke nicht gefährdet.

Das ENSI hält auch hier fest, dass die gewählte Ausgangsleistung von 102 % sowie die Abschaltung der Anlage aufgrund des zweiten zeitlich verzögertem RESA-Kriteriums hinsichtlich der auftretenden primärseitigen Unterkühlungstransiente nicht konservativ ist. Eine Rekritikalität kann für den Fall ohne Einzelfehler aufgrund der nur kurzen Zeitdauer, bis es zur speisewasserseitigen Isolation der Dampferzeuger kommt, auch für eine Ausgangsleistung von 100 % sicher ausgeschlossen werden. Die Einhaltung der technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 (ohne EF) bzw. 3 sind nicht in Frage gestellt, zumal eine kurzfristige Rekritikalität in der Störfallkategorie 3 zulässig ist.

6.2.3 Zufuhr von Reaktivität

6.2.3.1 Fehlausfahren einer Steuerelement-Bank

Angaben des KKG

Für das Bankfehlausfahren wurden verschiedene Szenarien einmal mit und ohne Verfügbarkeit der FDU untersucht, wobei für das Szenario mit Verfügbarkeit der FDU auch verschiedene Stabausfahrgeschwindigkeiten angenommen wurden. Grundsätzlich werden abdeckende Anfangs- und Randbedingungen in den Analysen verwendet.

Das Bankfehlausfahren verläuft für alle untersuchten Szenarien sehr ähnlich und beginnt mit einem Fehlausfahren der D-Bank. Als Folge des Bankfehlausfahrens nimmt die Reaktorleistung zu und erreicht nach kurzer Zeit einen Maximalwert von ungefähr 105 %. In der Folge nimmt die mittlere Kühlmitteltemperatur im Kern zu. Trotz des Reaktorleistungsanstiegs erfolgt in allen Szenarien keine RESA-Auslösung. Der Frischdampfdruck stabilisiert sich circa 3 bar bzw. 3,5 bar (ohne FDU) über dem Ausgangsniveau. Der Kühlmitteldruck wird zu Beginn über die Kühlmitteldruckregelung durch Aktivierung des betrieblichen Sprühens begrenzt und erreicht einen Maximalwert von etwas mehr als 157 bar. Nach ca. 120 s fällt der Kühlmitteldruck unter den Sollwert von 154,0 bar und stabilisiert sich mithilfe der Druckhalter-Heizung auf einem Wert von 150 bar bzw. 152 bar ohne FDU. Ein Anstieg des Druckhalterfüllstands wird durch eine entsprechende Regelung der TA-Entnahme ausgeglichen. Am Ende des betrachteten Analysezeitraums von 400 s hat sich die Anlage auf einem leicht erhöhten Leistungsniveau stabilisiert, was mit einem erhöhten Temperaturniveau sowohl auf der Primär- als auch auf der Sekundärseite korrespondiert. Aufgrund der Entwicklung der Leistung und der Kühlmittelbedingungen geht das minimale DNBR am Heissstab in allen Szenarien kontinuierlich auf 1,20 (allerdings zu geringfügig unterschiedlichen Zeitpunkten) zurück. Dieser Wert liegt über dem Grenzwert von 1,15. Brennstabschäden und Filmsieden sind damit ausgeschlossen.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen sind für das ENSI nachvollziehbar und akzeptabel, da die Beherrschung primär als Betriebsstörung auf der Sicherheitsebene 2 gezeigt wird. Nachgelagert stehen verschiedene diverse RESA-Auslösesignale zur Verfügung, um die Unterkritikalität sicherzustellen. Aus Sicht des ENSI ist der berechnete Ereignisablauf plausibel und der transiente Anstieg der Reaktorleistung wird ausgeregelt und eine Reaktorschnellabschaltung vermieden. Die Kernkühlbarkeit und die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des ausreichenden Abstandes zum Filmsieden sichergestellt.

6.2.3.2 Steuerelementauswurf

Angaben des KKG

Der Steuerelementauswurf wird als Folge des Bruchs eines Steuerelement-Antriebstutzens ausgelöst. Es wird angenommen, dass das Steuerelement durch den hohen Druckunterschied zwischen dem Containment und Primärkreis in 0,1 s vollständig ausgeworfen wird. Der Störfall bewirkt eine schnelle positive Reaktivitätsfreisetzung und eine stark lokalisierte Störung der Leistungsverteilung. Dem Steuerelementauswurf folgt ein Anstieg des Neutronenflusses und der Spaltleistung.

Im Rahmen einer generischen Kerntransientenanalyse werden die sicherheitstechnischen Parameter Brennstofftemperatur und maximale, über die Brennstofftablette gemittelte Brennstoffenthalpie betrachtet. Der Steuerelementauswurf wird für abdeckende Kernkonfiguration mit Uran-BE zu Zyklusbeginn und am natürlichen Zyklusende aus Volllast, Teillast und Nulllast unter Annahme konservativer, zyklusübergreifend abdeckender Randbedingungen analysiert. Ein «stuck rod» wird berücksichtigt. Neben dem «stuck rod» existiert kein weiterer, wirksamer Einzelfehler.

Übersteigt bei grossen Reaktivitätsfreisetzungen der während der Transiente gemessene Neutronenfluss den RESA-Ansprechwert, wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und die restlichen Steuerelemente werden eingeworfen. Die Leistungsexkursion wird hauptsächlich durch die Reaktivitätsrückwirkung des negativen Brennstofftemperaturkoeffizienten bereits vor dem Wirksamwerden der RESA gestoppt. Wird eine RESA ausgelöst, befindet sich der Reaktor bereits nach wenigen Sekunden durch den Steuerelementeinwurf in einem unterkritischen Zustand. Bei kleinen Reaktivitätsfreisetzungen, bei denen keine RESA ausgelöst wird, wird die Leistung durch die erhöhten Brennstoff- und Moderator-Temperaturen mittels der negativen Brennstoff- und Moderator-Temperaturkoeffizienten begrenzt.

Die maximale Brennstofftemperatur bleibt in allen analysierten Fällen unter der abbrandabhängigen Schmelztemperatur. Ebenso liegen die maximalen, radial gemittelten Brennstoffenthalpien unterhalb der gültigen RIA-Grenzkurven für Defektfreiheit und Kühlbarkeit. Weiterhin wurde in einer Sensitivitätsstudie der Einfluss des Notstromfalles untersucht, welcher sich günstig auf die Kernparameter auswirkt.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen für die Analysen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstabhüllrohre werden für alle untersuchten Szenarien gezeigt. Die Einhaltung der abbrandabhängigen Grenzkurve für den zulässigen Brennstoff-Enthalpieeintrag durch den Steuerelementauswurf wird zudem zyklusspezifisch nachgewiesen. Nach Wertung des ENSI werden bei einem Steuerelementauswurf alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 eingehalten.

6.2.4 Verlust von Reaktorkühlmittel

6.2.4.1 Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung

Angaben des KKG

Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bildet traditionell das massgebende Szenario für Kühlmittelverluststörfälle bezüglich der Einhaltung der Auslegungskriterien für die Notkühlsysteme. Mit den Analysen soll gezeigt werden, dass auch unter konservativen Randbedingungen bei einem 2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung die Kühlung des Reaktorkerns und somit die Abfuhr der in den Brennstäben freigesetzten und gespeicherten Energie stets gewährleistet ist.

Die Analysen wurden bei Volllast mit einer anfänglichen Reaktorleistung von 102 % durchgeführt. Die Nachzerfallsleistung wird nach der Norm DIN 25463 mit einem Sicherheitszuschlag von 2 σ angesetzt. Die Heissstabanalysen werden mit einem konservativen «Peak oben»-Axialprofil im Kern durchgeführt. Der Einzelfehler wird in der heissseitigen Erstabsperrung (Rückschlagklappe) eines Druckspeichers unterstellt. Darüber hinaus werden der Ausfall der Niederdruck-Einspeisepumpe im Bruchloop sowie die Instandhaltung der Nachkühlpumpe im Reservestrang angenommen. Dementsprechend stehen je zwei kaltseitige und heissseitige Druckspeicher und zwei Niederdruckpumpen zur Verfügung. Die Sicherheitseinspeisepumpen speisen nur in den ersten Sekunden ein, wenn kein Notstromfall angenommen wird.

Bei grossen Lecks erfolgt die Abschaltung des Reaktors allein passiv über die Voidreaktivität und langfristig über die Borreaktivität, d. h. es ist kein Einfallen von Steuerstäben notwendig, um den Reaktor sicher abzuschalten.

Die Störfallanalysen zeigen für den Abbrandbereich 30 bis 40 MWd/kgSM (untersucht 0 bis 70 MWd/kgSM bei 102 % thermischer Reaktorleistung) die höchsten Hüllrohrtemperaturen. Für diesen Fall wurden Sensitivitätsstudien bezüglich des Einflusses des Einzelfehlers, der axialen Leistungsverteilung und der Nachzerfallsleitung durchgeführt. Die höchste berechnete Hüllrohrtemperatur beträgt 1076 °C am Heissstab (mit einer linearen Stableistung von 600 W/cm) und führt zu einer maximalen lokalen Oxidation von 5,52 %.

Im Rahmen der Parameterstudien wurden für den kritischen Abbrandbereich ebenfalls Analysen entsprechend der deutschen Genehmigungspraxis für eine Ausgangsleistung von 106 % durchgeführt, wobei der ungünstigste Einzelfehler mit und ohne Notstromfall unterstellt wurde. In der Analyse, die bei 106 % thermischer Reaktorleistung und mit Notstromfall (zeitgleich mit TUSA) durchgeführt wurde, erreicht die berechnete maximale Brennstabhüllrohrtemperatur 1075 °C und die maximale lokale Oxidation 5,61 %. Im ungünstigsten Fall (106 % thermische Reaktorleistung und kein Notstromfall) beträgt die maximale Hüllrohrtemperatur an der Heissstelle 1113 °C und die maximale lokale Oxidation 5,69 %. Gesamthaft verbleibt für alle analysierten Fälle die Gesamtoxidation des Kerns weit unterhalb des zulässigen Grenzwertes von 1 %.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen für die Analysen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Die Analysen mit und ohne Notstromfall und mit Ausgangsleistungen von 102 % bzw. 106 % zeigen, dass die LOCA-Kriterien (maximale Brennstabhüllrohrtemperatur von 1204 °C, lokale Brennstaboxidation von maximal 17 % und Gesamtkernoxidation von maximal 1 %) eingehalten werden. Damit werden die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 eingehalten.

6.2.4.2 Mittlere Lecks am Reaktorkühlkreislauf

Angaben des KKG

Das betrachtete Bruchspektrum umfasst Leckquerschnitte zwischen 90 cm^2 und 350 cm^2. Es wurden ausschliesslich kaltseitige Lecks betrachtet, da diese bezüglich des Nachweisziels «maximale Hüllrohrtemperatur» gegenüber heissseitigen Lecks zu abdeckenden Ergebnissen führen. Die Rechnungen für die einzelnen Bruchgrössen wurden mit 102 % Reaktorleistung durchgeführt. Für die limitierende Bruchgrösse wurde eine zusätzliche Rechnung mit einer Reaktorleistung von 106 % durchgeführt.

Aufgrund eines Einzelfehlers und des Instandhaltungskriteriums stehen nur zwei Sicherheitseinspeisepumpen (Ausfall von zwei Notstromdieseln) für die Kernnotkühlung zur Verfügung. Zusätzlich speist eine der verfügbaren Sicherheitseinspeisepumpen in den betroffenen Loop ein, sodass ein Teil des eingespeisten Notkühlwassers über das Leck verloren geht. Durch den Massenverlust über das Leck sinkt das Wasserinventar im Primärsystem. Der Druckabfall löst das erste RESA-Signal «Kühlmitteldruck tief» aus, welches jedoch nicht kreditiert wird. Die Reaktorschnellabschaltung mit gleichzeitiger TUSA und der Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen erfolgt beim Signal «Druckhalterfüllstand tief». Sobald der Kühlmitteldruck einen Wert von 108,5 bar unterschreitet, sind die Notkühlkriterien erfüllt (konservativ wird das Signal «Differenzdruck grösser 30 mbar» im Containment nicht berücksichtigt) und der Notstromfall wird unterstellt. Auf diese Weise wird der Einspeisebeginn der Sicherheitseinspeisepumpen maximal verzögert. Ab einer Bruchgrösse von 177 cm^2 kommt es zu einer partiellen Kernfreilegung, die zu einem Anstieg der Hüllrohrtemperatur am Nachweisstab führt. Im weiteren Störfallverlauf überspeisen die Nachkühlpumpen schliesslich das Leck und das Primärinventar stabilisiert sich. Dreissig Minuten nach dem Anstehen des Notkühlsignals wird die Anlage manuell mit 100 K/h abgefahren. Die höchste maximale Hüllrohrtemperatur ergibt sich bei einer Bruchgrösse von 350 cm^2 und beträgt 600 °C. Die entsprechenden LOCA-Kriterien werden eingehalten.

Zusätzlich wird der direkte Abriss der kaltseitigen Notkühlleitung (380 cm^2) untersucht. Um eine Umschaltung von der kaltseitigen auf eine heissseitige Einspeisung zu verhindern, wird das Nichtöffnen der heissseitigen Erstabsperrung des gebrochenen Strangs als Einzelfehler angesetzt. Die maximale Hüllrohrtemperatur erreicht einen Wert von 555 °C. Die entsprechenden LOCA-Kriterien werden auch für diese Bruchgrösse eingehalten.

Die Unterkritikalität wird anfänglich entweder durch das Einfallen der Steuerstäbe bei den kleineren Leckquerschnitten oder ansonsten durch die negative Voidreaktivität aufgrund der Verdampfung im Kern und mittel- bis langfristig durch die Einspeisung von boriertem Kühlmittel aus den Flutbehältern sichergestellt.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ, dabei werden die punktkinetischen Eingangsdaten zyklusunabhängig und abdeckend kombiniert. Durch die Wahl des Einzelfehlers, der Instandhaltung und des gewählten Zeitpunkts für den Notstromfall wird die zur Verfügung stehende Sicherheitseinspeisung maximal verzögert und minimiert. Ein «stuck rod» wird ebenfalls berücksichtigt. Das ENSI erachtet die berechneten Ereignisabläufe als plausibel. Die Ergebnisse zeigen, dass die technischen Nachweiskriterien, im Speziellen die LOCA-Kriterien, für die Störfallkategorie 3 für alle betrachteten mittleren Lecks eingehalten werden.

6.2.4.3 Kleine Lecks am Reaktorkühlkreislauf

Angaben des KKG

Kleine Lecks führen bei Störfallbeginn zu einem Absinken des Primärdruckes bis auf Sättigungsdruck. Nach Erreichen der Sättigungstemperatur wird der Primärdruckabfall aufgrund der Zweiphasenausströmung bzw. der Verdampfung des Kühlmittels stark verlangsamt. Je nach Grösse des Lecks werden unterschiedlich schnell folgende drei Phasen durchlaufen: einphasiger Naturumlauf (hauptsächlich Wasser), zweiphasiger Naturumlauf (Wasser und Dampf vorwiegend als homogenes Gemisch) und danach die «Reflux Condenser»-Phase (Dampf kondensiert in den Dampferzeugern und fliest als Kondensat zurück in den Kern). Mit sinkendem Primärdruck, der aufgrund des 100-K/h-Abfahrens an die Temperatur der Sekundärseite gekoppelt ist,

sinkt die Leckage aus dem Leck. Gleichzeitig wird durch die Notkühleinspeisung boriertes Kühlmittel in den RDB gepumpt.

Das untersuchte Bruchspektrum umfasst Leckquerschnitte von 5 cm^2 bis 75 cm^2. Es wurden ausschliesslich kaltseitige Lecks betrachtet, da diese bezüglich des Nachweisziels «maximale Hüllrohrtemperatur» gegenüber heissseitigen Lecks zu abdeckenden Ergebnissen führen. Für die Analyse der kleinen Lecks wird die Nichtverfügbarkeit der Notstromdiesel in den Strängen 2 (Einzelfehler) und 4 (Instandhaltung) unterstellt. Durch den Druckabfall infolge des Lecks wird das erste RESA-Signal «Kühlmitteldruck tief» ausgelöst, welches jedoch nicht kreditiert wird. Da das Signal «Differenzdruck grösser 30 mbar» im Berechnungsmodell nicht nachgebildet ist, erfolgt die Reaktorschnellabschaltung und damit der Stabeinfall erst beim Signal «Druckhalterfüllstand tief». Mit der RESA erfolgt die Turbinenschnellabschaltung. Der niedrige Druckhalterfüllstand führt zur Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen. Mit dem Anstehen der beiden Signale «Kühlmitteldruck tief» und «Druckhalterfüllstand tief» wird das Notkühlsignal gebildet. Zeitgleich mit dem Notkühlsignal wird der Notstromfall unterstellt. Dies ist bezüglich der Hüllrohrtemperaturen konservativ, da dadurch der Einspeisebeginn der Sicherheitseinspeisepumpen maximal verzögert wird; 1800 s nach Auslösung des Notkühlsignals wird das 100-K/h-Abfahren durch die Operateure eingeleitet.

Durch den sinkenden Primärdruck erhöht sich die Einspeiserate der Sicherheitseinspeisepumpen, bis sie im Gleichgewicht mit der Leckausströmung steht und sich das Kühlmittelinventar im Primärkreis stabilisiert. Sobald der Primärkreisdruck unter 26 bar fällt, beginnen die Druckspeicher einzuspeisen. Sind die Flutbehälter leer, wird automatisch auf Sumpfbetrieb umgeschaltet. Damit ist die Langzeitwärmeabfuhr gesichert. Die Unterkritikalität wird anfänglich durch das Einfallen der Steuerstäbe und anschliessend durch die Einspeisung von boriertem Kühlmittel aus den Flutbehältern sichergestellt.

Die Ergebnisse der Rechnungen zeigen, dass es bei Unterstellung eines Einzelfehlers zu keiner Kernaufheizung kommt und die Hüllrohrtemperaturen immer auf Sättigungstemperatur verbleiben. Somit werden sowohl die Nachweisziele der Störfallkategorie 2 als auch 3 erfüllt. Die Szenarien ohne Einzelfehler sind durch diejenigen mit Einzelfehler abgedeckt.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Die Annahme des Notstromfalls zeitgleich mit den Notkühlkriterien ist nachvollziehbar, da dadurch die Sicherheitseinspeisung zusätzlich verzögert wird. Das ENSI erachtet die für den Störfall berechneten Ereignisabläufe unter Berücksichtigung des 30-Minuten-Kriteriums für alle betrachteten Leckgrössen als plausibel. Damit wird gezeigt, dass jederzeit ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstäben zum Kühlmittel gewähreistet ist. Da die Hüllrohrtemperaturen stets knapp über der Sättigungstemperatur verbleiben, ist immer ein ausreichender Wärmeübergang an den Brennstabhüllrohren und damit die Einhaltung der technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 2 gegeben.

6.2.4.4 Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils

Angaben des KKG

Durch das Fehlöffnen des Druckhaltersicherheitsventils kommt es zu einem kontinuierlichen Austrag von Kühlmittel, in dessen Folge es zu einem Druckabfall im Primärkreis kommt. Als Randbedingungen wurden 102 % thermische Reaktorleistung, abdeckende Kernparameter sowie der Notstromfall beim Anstehen des Notkühlsignals und die Nichtverfügbarkeit zweier Notstromdiesel aufgrund von Einzelfehler und Instandhaltung berücksichtigt.

Nach ca. 30 s fällt der Druck unter den ersten Reaktorschutzgrenzwert von 132 bar. Durch Nichtberücksichtigung des ersten RESA-Kriteriums fällt das minimale DNB-Verhältnis weiter ab. Der Ansprechwert des DNB-RESA-Kriteriums wurde in dieser Analyse konservativ gerade so weit abgesenkt, dass es nicht mehr anspricht. Nach ungefähr 112 s erfolgt die Reaktorschnellabschaltung vom RESA-Signal «DH-Füllstand hoch». Kurze

Zeit später kommt es zum Versagen der Berstscheiben am Druckhalterabblasetank und zwei von drei Notkühlkriterien stehen an. Mit der RESA tritt gleichzeitig der Notstromfall ein und alle Hauptkühlmittelpumpen laufen aus.

Die verfügbaren Sicherheitseinspeisepumpen starten und speisen boriertes Wasser in die Kaltstränge ein. Eine halbe Stunde nach dem Erreichen des Notkühlsignals wird durch den Operateur das Abfahren mit 100 K/h eingeleitet. Die Energieabfuhr erfolgt teils über die Primärseite aufgrund des Kühlmittelverlusts, teils sekundärseitig über die Frischdampfsicherheitsventile und nach 30 min über die Frischdampfabblaseventile. Aufgrund des Ausfalls der Hauptkühlmittelpumpen stellt sich primärseitig ein oszillierender Naturumlauf ein. Der ausströmende Leckmassenstrom wird durch die Sicherheitseinspeisepumpen kompensiert, wobei die Einspeisung gleichzeitig zu einer Aufborierung des Primärkreises führt.

Eine Heisskanalanalyse ergibt zum Zeitpunkt des ersten RESA-Signals ein DNBR von ca. 1,152 am Heissstab. Nachdem das erste und das zweite RESA-Signal nicht kreditiert werden, fällt das DNB-Verhältnis weiter ab und unterschreitet den Grenzwert von 1,15. Die Hüllrohrtemperatur an der Heissstelle steigt aufgrund des verschlechterten Wärmeübergangs auf knapp 900 °C an. Durch den Leistungsabfall nach der RESA wird das Filmsieden beendet. Analysen zum Dehn- und Berstverhalten des Hüllrohrs zeigen, dass zu diesem Zeitpunkt nur eine geringe Druckdifferenz zwischen dem Brennelement-Innendruck und dem Kühlmitteldruck besteht und es nicht zu einem Bersten des Heissstabes kommt. Die Kühlbarkeit des Kerns ist bei dem gegebenen Hüllrohrtemperatur-Zeitverlauf sichergestellt.

Allgemein zeigen die Analyseergebnisse, dass die Akzeptanzkriterien der Störfallkategorie 3 eingehalten werden, selbst wenn das zweite zeitlich verzögerte DNB-RESA-Kriterium nicht berücksichtigt wird. Weiterhin wird gezeigt, dass die Kühlung des Reaktorkerns über den gesamten Zeitbereich gewährleistet ist und langfristig ein sicherer Übergang in den Sumpfbetrieb erfolgt.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Die Wahl des Einzelfehlers und die Berücksichtigung des Instandhaltungskriteriums sowie der Zeitpunkt des Notstromfalls sind plausibel und führen zu einer verminderten Einspeisekapazität der Notkühlsysteme. Ferner wird das 30-Minuten-Kriterium eingehalten.

Aus Sicht des ENSI ist der berechnete Ereignisablauf plausibel. Das berücksichtigte RESA-Signal «DH-Füllstand hoch» stellt eigentlich erst das dritte zeitlich verzögerte RESA-Signal dar und ist sehr konservativ. Die Ergebnisse zeigen, dass die technischen Nachweiskriterien, im Speziellen die LOCA-Kriterien, für die Störfallkategorie 3 eingehalten werden.

6.2.4.5 Bruch einer Messleitung im Ringraum

Angaben des KKG

Das KKG analysierte zur Umsetzung der Richtline ENSI-A01 und zur Erfüllung der Forderung aus der vorangegangenen PSÜ (2008) im Jahr 2014 den Störfall «Bruch einer Messleitung im Reaktorgebäude-Ringraum» und ermittelte die resultierenden Leckagemengen. Die Analysen erfolgten ohne (SFK 2) und mit Einzelfehler (SFK 3).

Betrachtet wird der Bruch der Messleitung an der Wasserphase des Druckhalters, welcher sowohl hinsichtlich der Dampfentwicklung als auch der absoluten Ausströmrate abdeckend gegenüber andern Messleitungen bzw. Bruchlagen ist. Im Fall ohne Einzelfehler wird die Leckage nach 30 min durch einen Operateur abgesperrt und es ergibt sich eine Primärkühlmittelleckage von insgesamt 6,3 t in den Ringraum. Im Fall mit Einzelfehler wird ein Operateurfehler unterstellt: 30 min nach dem Bruch schliesst der Operateur die falsche Absperrarmatur im Sicherheitsbehälter. Dies wird nach weiteren 30 min korrigiert, womit die Leckage gestoppt ist. In diesem Szenario ergibt sich eine Primärkühlmittelleckage von insgesamt 12,6 t.

Im Jahr 2019 wurde das KKG im Rahmen des Vorkommnisses zum «Einsatz nicht eignungsgeprüfter Druckmessumformer» (das Vorkommnis erfolgte nicht im Überprüfungszeitraum der PSÜ 2018 und wird daher nicht

in Kap. 2.4 behandelt) vom ENSI dazu aufgefordert, den nicht absperrbaren Messleitungsbruch (SFK 3) zu analysieren. Hierzu analysierte das KKG mit dem Anlagensimulator den Bruch einer Messleitung im Ringraum, welche ebenfalls an der Flüssigphase des Druckhalters anschliesst. Als Einzelfehler wird das Versagen der Absperrarmatur berücksichtigt.

Der vollständige Abriss führt zu einer kritischen Ausströmung, welche konservativ bestimmt 3,24 kg/s beträgt. Der auftretende Kühlmittelverlust kann durch das betriebliche Volumenregelsystem ergänzt werden. Um im Fall mit Einzelfehler einen konservativ hohen Energieeintrag in den Ringraum zu erhalten, wird der Leistungsbetrieb in der Analyse für 6 h weitergeführt, bevor die RESA im Rahmen einer Handmassnahme ausgelöst wird. Zeitgleich wird ein Notstromfall postuliert. Im Anschluss erfolgt das Abfahren der Anlage über die Frischdampfabblaseregelventile mit 100 K/h. Infolge des Abfahrens reduziert sich der Leckmassenstrom kontinuierlich. Nach 8 h erfolgt die Einleitung des Nachkühlbetriebs. Das Ende der Betrachtung ist mit Erreichen des Zustands «unterkritisch, kalt» und einer Kühlmitteltemperatur unter 100 °C erreicht. Über die Dauer von 10,5 h werden 89 t Primärkühlmittel freigesetzt. Der Aktivitätstransport in die Umgebung erfolgt bei diesem Störfall über betriebliche Lüftungspfade via Kamin.

Beurteilung des ENSI

Nach Wertung des ENSI wurde die für die SFK 2 in den Ringraum freigesetzte Primärkühlmittelmenge auf Basis konservativer Annahmen bestimmt. Darüber hinaus werden die technischen Kriterien der SFK 2 eingehalten.

Hinsichtlich der SFK 3 wird der nicht absperrbare Messleitungsbruch aufgrund des erhöhten Primärkühlmitteleintrags in den Ringraum als abdeckend bewertet. Nach Wertung des ENSI ist die Wahl der betrachteten Bruchlage nachvollziehbar und führt zum maximalen Energieeintrag in den Ringraum. Die Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] und sind konservativ. Ebenfalls wird das 30-Minuten-Kriterium eingehalten. Der Beginn des Abfahrens, 6 h nach Störfalleintritt, wird als sehr konservative Annahme betrachtet. Die Wahl des schwerwiegendsten Einzelfehlers auf der Handabsperrarmatur ist korrekt. Die freigesetzten Primärkühlmittelmengen sind nach Wertung des ENSI sehr konservativ abgeschätzt. Die technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 3 werden eingehalten.

Aus dem Vorkommnis wurden zudem Verbesserungen zur Beherrschung von Ringraumleckagen abgeleitet und im BHB umgesetzt. Diese beziehen sich vornehmlich auf das gezielte schnelle sekundärseitige Abfahren der Anlage im Falle eines nicht absperrbaren Messleitungsbruchs sowie die Inbetriebnahme der gefilterten Ringraumabsaugung. Die im BHB vorgesehenen Massnahmen reduzieren den Kühlmitteleintrag in den Ringraum deutlich. Die vorliegende Analyse berücksichtigt nur teilweise die aktuellen Vorgaben des BHB und ist daher zu überarbeiten. Weitere, diesen Störfall betreffende Anlagenverbesserungen sind zudem im Rahmen des Projekts ERNOS geplant (siehe Kap. 10.3).

Forderung 6-5 (Bruch einer Messleitung im Ringraum)

Das KKG hat den Störfall «Bruch einer Messleitung im Ringraum mit Einzelfehler», unter Berücksichtigung der Vorgaben des BHB und der aktuellen Anlagenkonfiguration, neu zu analysieren. Termin: 31.12.2024.

6.2.4.6 Brüche von reaktorkühlmittelführenden Leitungen ausserhalb des Containments

Angaben des KKG

Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems im Ringraum

Der Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems (TA) führt zu einem Primärkühlmittelaustrag in den Ringraum. Die in den Ringraum austretende Primärkühlmittelmenge findet Eingang in die nachgeschalteten radiologischen Analysen (siehe Kap. 6.3.5.10).

Die Operateure werden durch die starke Reduktion des Durchflusses an der entnahmeseitigen Messstelle fast gleichzeitig mit Eintritt des Bruchereignisses alarmiert. Zur Bestimmung der maximal möglichen Leckagemenge werden verschiedene Parameterstudien durchgeführt. Grundsätzlich kommt es aufgrund des Absinkens im Druckhalter bei Unterschreiten eines Füllstands von 2,2 m zum automatischen Primärkreisabschluss

(PKA) und damit zur Isolation der Bruchstelle. Sollte der Primärkreisabschluss nicht innerhalb der ersten 30 min erfolgen (ggf. aufgrund geringerer Leckagen), wird in den Analysen das Absperren des Lecks durch die Operateure (manuelle PKA-Auslösung) kreditiert. Zusätzlich werden als Einzelfehler Störungen des Volumenregelsystems angenommen, welche zu einer Maximierung der Leckagerate führen. Auswirkungen eines Notstromfalls werden ebenfalls analysiert. Gleichzeitig mit dem anstehenden PKA-Signal wird die RESA ausgelöst, falls nicht bereits zuvor aufgrund des Notstromfalls ein Einfallen der Steuerstäbe erfolgt ist. Nach der Isolation des Primärkreises stabilisiert sich die Anlage im heiss abgestellten Zustand.

Bis zur Beendigung der Ausströmung nach 30 min treten beim ungünstigsten der untersuchten Szenarien ohne Einzelfehler insgesamt 25 000 kg ungereinigtes Primärkühlmittel in flüssiger Form aus. Für den Bruch der TA-Entnahmeleitung mit Einzelfehler (Störfallkategorie 3) ergibt sich abdeckend eine Leckage von ungereinigtem Primärkühlmittel von ungefähr 25 000 kg in flüssiger Form und 550 kg Dampf. Der Dampf entsteht aufgrund des fehlerhaften Auffahrens der HD-Reduzierstation (weitere betriebliche Gegenmassnahmen werden nicht berücksichtigt), was zu einer deutlichen Überlastung des HD-Kühlers und des Rekuperativwärmetauschers mit heissem Primärkühlmittel führt.

Bruch einer TA-Entnahmeleitung des Volumenregelsystems im Hilfsanlagengebäude

Der Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems (TA) führt zu einem Flüssigkeits- und Dampfeintrag in das Hilfsanlagengebäude. Zur Bestimmung des abdeckenden Flüssigkeits- und ggf. Dampfeintrages werden verschiedene Bruchlagen untersucht. Es werden Brüche in der Zulaufleitung zum Volumenausgleichsbehälter (VAB) und im Bereich der Saugleitung der HD-Förderpumpen untersucht, sowie das Versagen des VAB. In den Analysen wird der Notstromfall berücksichtigt, wenn sich dieser ungünstig auf die Leckagemenge auswirkt. Als Einzelfehler werden Störungen der nicht vom Leck betroffenen Teilfunktionen des Volumenregelsystems bzw. des nuklearen Zwischenkühlsystems angenommen. Diese führen entweder zu einer erhöhten Leckagerate oder zu einem Ausfall des Rekuperationswärmetauschers, sodass auch mit Verdampfung von Primärkühlmittel im Hilfsanlagengebäude zu rechnen ist. Für die Operateure stehen verschiedene Erkennungsmöglichkeiten (Durchfluss-, Differenzdruck- oder Füllstandsmessungen) zur Verfügung, sodass eine Absperrung der Leckage nach 30 min angenommen werden darf.

Als Eingangsdaten für die radiologische Analyse (siehe Kap. 6.3.5.11) werden für den Fall ohne Einzelfehler zwei Bruchlagen, zum einen im Zulauf zum VAB und zum anderen in der Saugleitung, konservativ abdeckend kombiniert. Dies führt zu insgesamt 25 000 kg Primärkühlmittel, dem Inventar des VAB von 15 000 kg und der Leckageergänzung von 34 200 kg auf der Saugseite über 30 min, welche in das Hilfsanlagengebäude freigesetzt werden. Für den Fall mit Einzelfehler kommt es zusätzlich noch zu einem Austritt von insgesamt 620 kg Dampf, aufgrund der fehlenden Kühlung des Rekuperationswärmetauschers. Eine Reaktorschnellabschaltung wird nur im Falle einer gleichzeitigen Annahme eines Notstromfalles ausgelöst. Eine Reaktorschnellabschaltung aufgrund des PKA-Kriteriums «DH-Füllstand tief» erfolgt in den ersten 30 min nicht. Grundsätzlich stehen alle Sicherheitssysteme zur Verfügung, sodass die Anlage sicher im Zustand «heiss abgestellt» gehalten oder auch abgefahren werden kann.

Beurteilung des ENSI

Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems im Ringraum

Die vom KKG gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] und sind konservativ. Die betrachteten Szenarien sowie die unterstellten Fehlfunktionen zur Maximierung der Leckagerate im Sinne eines Einzelfehlers sind nachvollziehbar. Der Notstromfall und das 30-Minuten-Kriterium werden korrekt berücksichtigt. Nach Wertung des ENSI sind die berechneten Ausströmraten und Dampfgehalte plausibel und die insgesamt austretenden Primärkühlmittelmengen in den Ringraum wurden abdeckend bestimmt. Dieses Ereignis ist aus radiologischer Sicht relevant, da zur Einhaltung der beiden ersten Schutzziele «Unterkritikalität» und «Kernkühlung» nicht zwingend Sicherheitssysteme benötigt werden.

Bruch einer TA-Entnahmeleitung des Volumenregelsystems im Hilfsanlagengebäude

Die vom KKG gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Die betrachteten Szenarien sowie die unterstellten Fehlfunktionen zur Maximierung der Leckagerate im Sinne eines Einzelfehlers sind nachvollziehbar. Der Notstromfall und das 30-Minuten-Kriterium werden korrekt berücksichtigt. Nach Wertung des ENSI sind die berechneten Ausströmraten und Dampfgehalte plausibel. Die insgesamt austretenden Mengen in das Hilfsanlagengebäude sind aufgrund der Kombination von zwei Bruchlagen sehr konservativ bestimmt.

Dieses Ereignis ist aus radiologischer Sicht relevant. Nach Wertung des ENSI sind die beiden ersten Schutzziele «Unterkritikalität» und «Kernkühlung» durch den Störfallablauf nicht gefährdet; es stehen alle Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung zur Verfügung.

6.2.4.7 Doppelendiger Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres

Angaben des KKG

Der Bruch eines Dampferzeugerheizrohres wird ohne und mit Einzelfehler für Volllast und Nulllast untersucht. Die Anfangs- und Randbedingungen wurden hinsichtlich der Anforderung, die Bespeisung der nicht betroffenen Dampferzeuger mit den Notspeisepumpen sicherzustellen, konservativ gewählt.

Volllastfälle

Für die betrachteten Volllastfälle wurde eine Reaktorleistung von 102 % angenommen. Durch den Bruch eines Dampferzeugerheizrohres strömt Primärkühlmittel in den betroffenen Dampferzeuger. Infolge des Kühlmittelverlustes fallen der Kühlmitteldruck und der Druckhalterfüllstand; 15 s später wird das erste RESA-Signal «N16-Aktivität» angeregt, welches in der Analyse nicht berücksichtigt wird. Durch das N16-Signal wird ebenfalls die Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung (Zuschaltung der zweiten TA-Pumpe, Druckhaltersprühung und Abschaltung der Druckhalterheizung) aktiviert. Die Analysen erfolgen sowohl mit und ohne diese Begrenzungen.

Durch das N16-Signal wird 10 s verzögert die TUSA ausgelöst. Da die Frischdampfumleitstation laut Störfallannahme nicht öffnet, steigt der sekundärseitige Druck an, wodurch sich die Wärmeübertragung von der Primär- auf die Sekundärseite verringert, sodass der Kühlmitteldruck und der Druckhalterfüllstand steigen. Schliesslich wird durch das zweite RESA-Kriterium «Speisewasserdruck hoch» die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und der Notstromfall tritt ein. Durch den Anstieg der Frischdampfdrücke kommt es wiederholt zum Ansprechen der Frischdampfsicherheitsventile. Dreissig Minuten nach der RESA wird das 100-K/h-Abfahren eingeleitet. Um ein Überfüllen des betroffenen Dampferzeugers zu verhindern, werden die Notbespeisung und die Schwachlast-Bespeisung abgesperrt. Die Unterkritikalität sowie die Kühlmittelergänzung werden durch die Sicherheitseinspeisung und das notstromversorgte manuell zugeschaltete Boriersystem sichergestellt. Durch das Druckhaltersprühen wird der primärseitige Druck so weit abgesenkt, dass in der Folge der defekte Dampferzeuger vollständig isoliert wird. Über die beiden intakten Dampferzeuger wird der Reaktor weiter abgefahren.

Über den defekten Dampferzeuger werden bis zur Isolation für den abdeckenden Fall (ohne Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung) ungefähr 36 t Frischdampf abgeblasen. Über die beiden intakten Dampferzeuger werden bis zum Übergang auf Nachkühlbetrieb ca. 960 t Frischdampf abgeblasen.

In den Szenarien mit Einzelfehler wurde das Nichtschliessen des Frischdampfsicherheitsventils am defekten Dampferzeuger nach dem erstmaligen Öffnen untersucht. Dieses Sekundärleck führt zu einer Druckentlastung des betroffenen Dampferzeugers und dadurch zu einer Maximierung des Leckmassenstroms. Mit verfügbarer Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung führt dies dazu, dass bis zum Erreichen der Nachkühlkriterien nach 3 h über den defekten Dampferzeuger 466 t Frischdampf abgeblasen werden und über die beiden intakten Dampferzeuger 49 t. Nach knapp 4,5 h erfolgt der Druckausgleich zwischen Primär- und Sekundärseite. In den Szenarien ohne Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung erhöht sich die Leckagemenge verglichen mit der Gesamtleckage nur unwesentlich.

Mit und ohne Einzelfehler kommt es nicht zu einem Überfüllen des Dampferzeugers. Zudem liegt das minimale DNB-Verhältnis während des Störfalls in allen Analysen über dem zulässigen Grenzwert von 1,15. Die Unterkritikalität ist immer sichergestellt.

Nulllastfälle

Für die Nulllastfälle (2 % Nachzerfallsleistung) wird der Notstromfall zum Störfallbeginn angenommen. Aufgrund der bei Nulllast nicht möglichen Anregung des N16-Signals, erfolgt keine Aktivierung der Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung. Im Falle ohne Einzelfehler kann nach ca. 10,5 h auf die primärseitige Nachkühlung übergegangen werden. Bis zu diesem Zeitpunkt werden über den defekten Dampferzeuger ca. 216 t Frischdampf und über die beiden intakten Dampferzeuger ca. 546 t freigesetzt. Nach etwas mehr als 12 h erfolgt der Druckausgleich zwischen Primär- und Sekundärseite. Mit Einzelfehler wird angenommen, dass sich das Frischdampfsicherheitsventil am betroffenen Dampferzeuger nach dem erstmaligen Öffnen nicht mehr schliesst. Dies verkürzt die Zeit bis zur primärseitigen Nachkühlung auf 3 h. Bis dahin werden über den defekten Dampferzeuger ca. 469 t Frischdampf und über die beiden intakten Dampferzeuger ca. 66 t freigesetzt. Die Unterkritikalität ist durch das Zusatzboriersystem, die Sicherheitseinspeisepumpen und nach 30 min durch die manuelle Inbetriebnahme des notstromversorgten Boriersystems stets gewährleistet. Die Kühlung der Brennelemente ist immer sichergestellt und liegt aufgrund der angenommene Nulllast weit über dem zulässigen DNB-Grenzwert von 1,15.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen für die Analysen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 und sind konservativ. Es ist nachvollziehbar, dass der Leckmassenstrom auf die Sekundärseite durch die Wahl der Bruchlage am kalten Ende des Heizrohres maximiert wird. Ebenso führt der gewählte Einzelfehler (fehlerhaftes Offenbleiben beim erstmaligen Ansprechen des Dampferzeuger-Sicherheitsventils im betroffenen Dampferzeuger) zu einer erhöhten Kühlmittelleckage.

Die Annahme der Nichtverfügbarkeit der Frischdampfumleitstation ist aus radiologischer Sicht konservativ, da dies zu einer erhöhten Abgabe über die Dampferzeuger führt. Ferner sind die ausgewiesenen freigesetzten Frischdampfmengen und übertragenen Primärkühlmittelmengen in den betroffenen Dampferzeuger plausibel. Die Analysen zeigen ebenfalls, dass der defekte Dampferzeuger in allen Fällen nicht durch das übertretende Kühlmittel überfüllt wird. Insgesamt kann nachvollziehbar gezeigt werden, dass die Anlage unter Berücksichtigung von Operateurhandlungen nach 30 min in einen sicheren, stabilen Zustand überführt werden kann. Nach Wertung des ENSI ist in allen untersuchten Szenarien die Einhaltung der Nachweisziele bezüglich der Unterkritikalität und des ausreichenden Wärmeübergangs sichergestellt. Damit werden alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 bzw. 3 eingehalten.

6.2.5 Einwirkungen von aussen

Gemäss der Kernenergieverordnung KEV, Art. 4bis sind Nachweise für die Beherrschung natürlicher Einwirkungen mit Ursprung ausserhalb der Anlage mit einer Häufigkeit grösser gleich 10^{-3} bzw. 10^{-4} pro Jahr zu führen. Dabei stellen Ereignisse mit einer Überschreitenshäufigkeit von 10^{-4} pro Jahr normalerweise die maximalen Anforderungen an die Störfallbeherrschung. Folgenden Naturgefahren sind zu berücksichtigen:

- Erdbeben
- Überflutung
- extreme Wetterbedingungen
- Blitzschlag

Die genannten externen Ereignisse (bis auf Blitzschlag) werden durch den im Abschnitt 6.2.5.2 beschriebenen langandauernden «Notstandfall» abgedeckt, welcher mit den SSK des Abfahrpfades 2, den sogenannten Notstandsystemen, beherrscht wird. Die Verfügbarkeit der Notstandsysteme bei einem Erdbeben, einer externen Überflutung sowie bei extremen Wetterbedingungen wurde vom KKG im Überprüfungszeitraum im Rahmen von unterschiedlichen Projekten, ausgehend von der Auslegungsüberprüfung nach den Ereignissen von Fukushima und den in diesem Zusammenhang erstellten Sicherheitsnachweisen, nachgewiesen.

Mit Verfügung vom 26. Mai 2016 ENSI 2016-05-26 wurden, basierend auf den neuen Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015, die Randbedingungen und Termine für die zu erbringenden Sicherheitsnachweise festgelegt. Dabei sind das 10 000-jährliche sowie das 1000-jährliche Erdbeben zu analysieren. Die entsprechenden Nachweise der seismischen Robustheit benötigter Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) werden vom KKG im laufenden Projekt SEG15 für die Erdbebengefährdungsnachweise erbracht. Bezüglich des Forderungspunkts C aus der Verfügung zeigt die Bewertung der seismischen Tragfähigkeit der für den Abfahrpfad 2 sicherheitsrelevanten SSK eine ausreichende Robustheit der Anlage. Das ENSI wird zur Erfüllung des Forderungspunkts D (detaillierte Bewertung des Schadensbilds infolge von Erdbeben der Störfallkategorien 2 und 3) im Rahmen der Verfahrensstufe D separat Stellung nehmen.

Im Überprüfungszeitraum wurden einige Nachrüstungen zur Verbesserung des Hochwasserschutzes anlagen- bzw. perimeterseitig durchgeführt. Grundsätzlich konnte das KKG nachweisen, dass der Abfahrpfad 2 (Notstandsysteme inkl. Reaktorgebäude) hohe Sicherheitsmargen gegen externe Überflutungen aufweist. Neue weiterführende Grundlagen zur Beurteilung der Hochwassergefährdung wurden im Rahmen des Projektes EXAR geschaffen (vgl. Kap. 2.1.3.2), welche im Überprüfungszeitraum noch nicht vorlagen. Nunmehr liegen mit den Ergebnissen des Projekts neue Überflutungsgefährdungsresultate für das KKG vor. Auf dieser Grundlage hat das ENSI am 12. November 2021 verfügt, den Nachweis der ausreichenden Sicherheit gegen die neuen Hochwassergefährdungsannahmen bis Ende 2022 zu erbringen. Das ENSI wird hierzu separat Stellung nehmen.

Das Ereignis «Blitzschlag» wird durch den entsprechenden Schutz der Anlage gegen Blitzschlag (siehe Kap. 4.6.2) beherrscht. Ferner plant das KKG, mit dem Projekt ERNOS (siehe Kap. 10.3) die Sicherheitsmargen gegen äussere Einwirkungen weiter zu erhöhen. Bezüglich zivilisatorischer Einwirkungen von aussen sei auf Kap. 2.1 (Standort) verwiesen.

6.2.5.1 Extreme Wetterbedingungen

Angaben des KKG

Das KKG hat im Jahr 2014 extreme Wetterszenarien mit einer Überschreitenshäufigkeit von 10^{-4} pro Jahr unter konservativen Randbedingungen analysiert, um die Auswirkungen auf die Anlage zu bewerten. Die Nachweisführung konzentriert sich auf den Funktionserhalt des gegen äussere Einwirkungen ausgelegten, zweisträngigen Notstandsystems (Abfahrpfad 2).

Die Bewertung erfolgte dabei auf Basis eines Vergleichs der resultierenden Lasten aus extremen Wettersituationen (z. B. Schneefall, Wind, Tornado) mit den Auslegungslasten für das Notstandsystem (Notstandgebäude, Reaktorgebäude, Verbindungskanäle) sowie auf Basis einer Bewertung der Auslegungsgrenzen benötigter Systeme bei extremen Aussentemperaturen (Luft, Kühlwasser). Zusätzlich wird der Funktionserhalt des Abfahrpfades 1 für die quantitativ bestimmten Gefährdungen Wind, Tornado, Starkregen, extreme Luft- und Flusswassertemperaturen sowie Schneelast und Hagel bewertet. Für jedes untersuchte Szenario wurde gezeigt, dass der Reaktor mindestens mit den Notstandsystemen einzelfehlersicher und unter Notstrombedingungen in den kalt abgestellten Zustand überführt werden kann, die Sicherheit der Anlage nicht gefährdet ist und die radiologischen Grenzwerte eingehalten werden. Bezüglich der Auswirkungen extremer Wetterbedingungen erachtet das KKG die Störfallanalyse zum in Kap. 6.2.5.2 beschriebenen langandauernden «Notstandfall» als abdeckend. Zudem wurde gezeigt, dass die Anlage für alle zu beurteilenden Gefährdungsarten hohe Sicherheitsmargen besitzt, mit Ausnahme kurzeitiger, extrem hoher Aussenlufttemperaturen. Ebenfalls plant das KKG mit dem Projekt ERNOS die Lüftungsanlagen zu erneuern und damit die Sicherheitsmargen gegen extreme Aussenlufttemperaturen wesentlich zu erhöhen.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG eingereichten Nachweise wurden im Rahmen des Aktionsplans «Fukushima» auf Basis der teilweise vom ENSI provisorisch festgelegten und verschärften Gefährdungsannahmen geprüft. Dabei kam das ENSI gesamthaft zu dem Ergebnis, dass das KKG bis auf die Gefährdung durch extreme Lufttemperaturen mit dem Notstandsystem hohe Sicherheitsmargen zur Beherrschung extremer Wetterbedingungen besitzt.

Das KKG hat dieses Verbesserungspotenzial erkannt und wird im Projekt ERNOS entsprechende Massnahmen treffen, um zusätzliche Sicherheitsmargen zu erzielen (s. Kap. 10.3).

6.2.5.2 Notstandfall

Angaben des KKG

Der langandauernde Notstandfall wird vom KKG als technisch abdeckendes Ereignis für die externen Einwirkungen «Erdbeben», «Überflutung» und «extreme Wetterbedingungen» analysiert. Zu diesem Zweck hat das KKG zwei unterschiedliche Fahrweisen analysiert, mit denen der Reaktor in die stabilen Zustände «unterkritisch, heiss» (Szenario 1) und «unterkritisch, kalt» (Szenario 2) abgefahren werden kann. Als Anfangsbedingungen für die Analysen wurde eine Reaktorleistung von 100 % und der Kernzustand EOC angenommen. Weiterhin wird der Ausfall eines der beiden Notstandnotstromdiesels als Einzelfehler unterstellt, sodass nur ein Dampferzeuger mit einer Notstandspeisewasserpumpe zur Wärmeabfuhr zur Verfügung steht.

Im ersten Szenario tritt zeitgleich mit dem Erdbeben der Notstromfall ein, der zum Ausfall der Hauptkühlmittel- und Speisewasserpumpen führt. Daraufhin erfolgt mit einer Sekunde Verzögerung der Turbinenschnellschluss und die Reaktorschnellabschaltung durch das Signal «Hauptkühlmittelpumpendrehzahl tief». Die Wärmeabfuhr erfolgt anfangs über die Dampferzeuger-Sicherheitsventile. Auf der Primärseite stellt sich ein Naturumlauf ein. Durch das vollständige Ausdampfen von zwei Dampferzeugern verringert sich die Nachwärmeabfuhr, was ein Ansteigen des Primärkreisdrucks zur Folge hat. Nach ca. 45 min kommt es zum mehrmaligen, kurzzeitigen Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile bis die Nachzerfallswärme schliesslich vollständig über den bespeisten Dampferzeuger abgeführt werden kann und sich die Anlage im Zustand «unterkritisch, heiss» stabilisiert. Die langfristige Wärmeabfuhr ist durch die Bespeisung eines Dampferzeugers mittels einer Notstandspeisewasserpumpe sichergestellt.

Das Szenario 2 untersucht das Abfahren der Anlage mit Naturumlauf im Primärkreis zur Überführung bis in den Zustand «unterkritisch kalt». Der Ablauf ist zu Beginn vergleichbar mit Szenario 1. Die Nachzerfallswärmeabfuhr erfolgt zunächst über die Frischdampfsicherheitsventile, jedoch werden 30 min nach dem Störfalleintritt erste Handmassnahmen kreditiert. Diese umfassen das Starten einer Zusatzborierpumpe, die Frischdampfisolation und das Öffnen der FD-Abblaseregelventile. Nach 1 h kommt es zum einmaligen Ansprechen des ersten Druckhaltersicherheitsventils und nach ca. 1,2 h hat sich im Loop des bespeisten Dampferzeugers ein ausreichender Naturumlauf ausgebildet, sodass die erzeugte Nachzerfallswärme vollständig abgeführt werden kann. Mithilfe der Zusatzborierpumpe wird die Volumenkontraktion kompensiert und der Primärkreis aufboriert. Um den Primärdruck langfristig absenken zu können, wird die Pumpe schliesslich im Zuge einer Operateurhandlung abgeschaltet. Auf diese Weise unterschreitet der Primärkreisdruck nach ca. 27 h den Wert von 35 bar. Die Primärkreistemperatur liegt zu diesem Zeitpunkt bei ca. 150 °C, sodass die Nachzerfallswärmeabfuhr fortan über die verkürzte Nachkühlkette erfolgen kann.

Durch eine Zusatzanalyse [PEG-X-44422] zum wirksamsten Einzelfehler hat das KKG zudem den Nachweis erbracht, dass es bei Verfügbarkeit beider Notstandredundanzen, d. h. zwei Dampferzeuger werden mit den jeweiligen Notstandspeisewasserpumpen bespeist, nicht zu einem Ansprechen des ersten Druckhaltersicherheitsventils kommt. Somit kann ein fehlerhaftes Offenbleiben des Druckhaltersicherheitsventils als Einzelfehler ausgeschlossen werden.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen mit einer Ausnahme den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] und sind konservativ. Die angenommene Ausgangsleistung von 100 % ist nicht vollständig konservativ hinsichtlich der berechneten abgeblasenen Dampfmenge, sondern realistisch. Die vorhandenen Deionatreserven stellen jedoch die Störfallbeherrschung und die Nachwärmeabfuhr nicht in Frage. Die Zusatzanalyse zeigt nach Wertung des ENSI auch mit konservativer Ausgangsleistung (102 %) auf, dass der Ausfall eines Notstandstranges den wirksamsten Einzelfehler darstellt. Handmassnahmen werden korrekterweise erst nach 30 min kreditiert. Grundsätzlich zeigen die Störfallanalysen auf, dass die Anlage mit nur einem Strang des Notstandsystems in die beiden sicheren Zustände «unterkritisch, heiss» und «unterkritisch, kalt» überführt werden kann und die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 eingehalten werden.

6.2.6 Absturz von Lasten

6.2.6.1 Absturz schwerer Lasten

Angaben des KKG

Das KKG hat eine Analyse für das Ereignis «Absturz schwerer Lasten» unter Berücksichtigung aller im KKG eingesetzten Hebezeuge durchgeführt [PEG-S-576]. Durch ein Screening-Verfahren hat das KKG die Gefährdung, die aus einem Hebezeugversagen resultiert, überprüft. Zu den insgesamt 1269 berücksichtigten Hebezeugen zählen Aufzüge, Arbeitsbühnen, Hubtische, Kräne, Fahrwerke, Kettenzüge, Seilzüge, Garagen-Paletten, Ausleger, Katzbahnschienen/Katzbahnträger (bilden mit 758 den Hauptanteil) und die Lademaschine.

Das Screening umfasst mehrere Schritte. Im ersten Schritt wird der Nachweisstand der jeweiligen Komponente überprüft, bspw. ob die betrachtete Komponente bereits in einem vorausgegangenen Überprüfungsverfahren aus dem Jahr 2012 klassiert wurde. Nachfolgend werden u. a. der jeweilige Aufstellungsort, getroffene Vorsorgemassnahmen gemäss Richtlinie [ENSI-G02], die Nähe zu sicherheitsrelevanten Komponenten sowie das Potenzial, dass eine Transiente ausgelöst werden kann, überprüft. Zum Schluss wird bewertet, ob eine ggf. ausgelöste Transiente durch das Einzelfehlerkonzept beherrscht wird, bzw. auf eine Redundanz beschränkt bleibt, oder das Ereignis durch andere Störfallanalysen abgedeckt ist.

Die berücksichtigten, sicherheitsrelevanten Komponenten umfassen dabei sicherheitstechnische oder aktivitätsführende (betriebliche) Komponenten, deren Beschädigung entweder eine Transiente (Störfall) auslösen oder zu einer relevanten Freisetzung von Aktivität führen kann.

Die Resultate der systematischen Analyse wurden in der überarbeiteten Hebezeugliste [PEG-S-576] zusammengefasst, in der jedes Hebezeug einer Sicherheitsklasse zugeordnet wird. Es wurde gezeigt, dass ein Absturz schwerer Lasten durch ein Hebezeugversagen zu keinem Ereignis führen kann, das in den Sicherheitsanalysen des KKG noch nicht berücksichtigt wurde.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG insgesamt 1269 berücksichtigten Hebezeuge wurden vom ENSI stichprobenartig auf Vollständigkeit geprüft und als plausibel beurteilt. Jedoch werden nur die Hebezeuge und nicht die entsprechenden Lastanschlagmittel für den Absturz schwerer Lasten berücksichtigt (siehe auch Bewertung Kap. 4.6.4). Das ENSI stellt weiterhin fest, dass das angewandte Screening-Verfahren nur bedingt den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] entspricht. So ist das «Ausscreenen» einer Komponente auf Basis ihrer Zugehörigkeit zu Sicherheitsklasse SK3 bzw. aufgrund deren Auslegung gemäss den KTA-Regeln, nicht ohne weitere Angaben möglich. Gemäss Richtlinie [ENSI-A01] kann ein Screening auf Basis der Eintrittshäufigkeit (die u. a. auch von der Anzahl der Hebevorgänge, der verwendeten Lastanschlagmittel und der konstruktiven Ausführung des Hebezeuges abhängig ist) erfolgen. Sofern für ein Szenario keine Eintrittshäufigkeit bestimmt wird, so ist die Einhaltung der Nachweiskriterien für die Störfallkategorie SFK 1 zu zeigen. Ein solcher Nachweis durch das KKG erfolgt jedoch nicht. Nach Ansicht des ENSI kann für diesen Nachweis durchaus das Screening-Kriterium, dass keine sicherheitsrelevanten SSK beschädigt werden können, herangezogen werden. Grundsätzlich ist es für das ENSI nachvollziehbar, wenn für ausgelöste Transienten das Einzelfehlerkonzept überprüft wird und gezeigt wird, dass die Auswirkungen auf eine Redundanz beschränkt bleiben.

Forderung 6-6 (Absturz schwerer Lasten)

Das KKG hat für alle Hebezeuge die Eintrittshäufigkeit für den Absturz schwerer Lasten zu bestimmen. Zu jedem Szenario ist das Schadensbild aller betroffenen SSK, insbesondere auch der aktivitätsführenden Komponenten, anzugeben und aufzuzeigen, durch welche Sicherheitsanalysen das Ereignis abgedeckt ist. Wird auf die Bestimmung der Eintrittshäufigkeit verzichtet, ist entweder die Einhaltung der Nachweiskriterien für die Störfallkategorie 1 zu zeigen, oder der Nachweis zu erbringen, dass keine SSK bzw. aktivitätsführenden Ausrüstungen beschädigt werden. Termin: 30.06.2025.

6.2.6.2 Brennelementhandhabungsstörfall

Angaben des KKG

BE-Handhabungsstörfall ausserhalb des Containments

Im Rahmen der Analyse des Brennelementhandhabungsstörfalls ausserhalb des Containments führt das KKG eine detaillierte Analyse der Handhabungsprozesse durch [PEG-X-51708]. Die Analyse beschränkt sich hierbei auf Prozesse, welche im Zuge der Brennelementhandhabung im Ringraum durchgeführt werden. Dabei wurden acht mögliche Szenarien für Brennelementhandhabungsunfälle identifiziert.

Bei der Bestimmung des Schadensbilds als Randbedingung für die radiologische Analyse [PEG-X-53404] geht das KKG davon aus, dass der frühestmögliche Handhabungszeitpunkt für Brennelemente 72 h nach der Reaktorabschaltung ist. Als Schadensszenario wird die Beschädigung eines Brennelements im Brennelementladebecken infolge eines Verkeilens beim Aushub aus dem Aufsteller mit dem Greifer untersucht. Dieses Szenario wird als abdeckend betrachtet, da es die geringste Wasserüberdeckung des beschädigten Brennelements aufweist. Dabei werden sowohl die Beschädigung eines einzelnen Brennstabes als auch die Beschädigung von 15 Brennstäben untersucht. Hinsichtlich der Ableitung der Luft über dem BE-Ladebecken im Ringraum wird angenommen, dass spätestens 30 min nach dem Störfalleintritt die gefilterte Ringraumabsaugung zugeschaltet wird. Bis zu diesem Zeitpunkt wird das gesamte von der Lüftung angesaugte Volumen ungefiltert über den Kamin abgegeben.

BE-Handhabungsstörfall innerhalb des Containments

Als Schadensszenario wird die Beschädigung eines Brennelements im Brennelementlagerbecken infolge eines Verkeilens beim Herausziehen aus dem BE-Lagergestell untersucht. Das Szenario ist analog zu dem im Ringraum und es wird die Beschädigung eines einzelnen Brennstabes bzw. von 15 Brennstäben untersucht. In der radiologischen Analyse wird davon ausgegangen, dass in der ersten halben Stunde keine Filter zugeschaltet sind, der Lüftungsabschluss aber spätestens 30 min nach Störfalleintritt erfolgt.

Beurteilung des ENSI

BE-Handhabungsstörfall ausserhalb des Containments

Nach Wertung des ENSI sind die im Rahmen der Prozessanalyse identifizierten Szenarien für Brennelementhandhabungsunfälle ausserhalb des Containments abdeckend. Die angenommene Abklingzeit von 72 h ist konservativ angesetzt, da ein früheres Entladen aus dem Reaktordruckbehälter nicht zulässig ist. Bei der manuellen Zuschaltung der gefilterten Ringraumabsaugung wird das 30-Minuten-Kriterium berücksichtigt.

Die Annahme von 15 beschädigten Brennstäben entspricht der äusseren Reihe eines Brennelements. Das angenommene Schadensbild entspricht weiterhin den Vorgaben der deutschen Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke [SiAnf-2015], jedoch wird durch das KKG nicht begründet, ob dies noch dem Stand der Technik entspricht und abdeckend ist (siehe Forderung 6-7).

BE-Handhabungsstörfall innerhalb des Containments

Im Rahmen der Erneuerung der Kritikalitätsnachweise wurde die Eintrittshäufigkeit neu bestimmt und der Störfall der SFK3 zugeordnet [ENSI 2022-01-20]. Das analysierte Szenario ist für das ENSI nachvollziehbar . Die Annahme von 15 beschädigten Brennstäben entspricht der äusseren Reihe eines Brennelements.

Hinsichtlich des Schadenbildes gelten die Ausführungen zum BE-Handhabungsstörfall ausserhalb des Containments. Zusätzlich gelten die gemachten Aussagen zum Schadensbild für den Brennelementhandhabungsstörfall im Externen Nasslager, siehe die Ausführungen in Kap. 6.4.1.

Forderung 6-7 (Brennelementhandhabungsstörfall, Schadensumfangsanalyse)

Das KKG hat für den BE-Handhabungsstörfall innerhalb und ausserhalb des Containments sowie für das Externe Nasslager eine Schadensumfangsanalyse durchzuführen. Termin: 30.06.2026.

6.2.7 Interne Ereignisse

6.2.7.1 Anlageninterne Überflutungen

Angaben des KKG

Anlageninterne Überflutungsereignisse können redundanzübergreifend sein und daher potenziell mehrere Sicherheitssysteme bzw. mehrere Stränge von Sicherheitssystemen gleichzeitig betreffen. Das KKG hat für den Sicherheitsnachweis die wasserführenden Systeme und die betroffenen Gebäude bzw. Raumbereiche identifiziert und zeigt auf, dass die notwendigen Sicherheitsfunktionen, die zum Überführen der Anlage in einen gesicherten Zustand benötigt werden, verfügbar bleiben.

Grundsätzlich ist der grösste Teil der erforderlichen Systeme baulich gegen die Ausbreitung von Überflutungsereignissen über die Redundanzen hinweg geschützt. Nur in wenigen Bereichen, wie etwa im Reaktorgebäuderingraum, können mehrere Redundanzen von einer Überflutung betroffen sein. In diesen Fällen kann gezeigt werden, dass entweder von der redundanzübergreifenden Überflutung keine Gefährdung der Sicherheitsfunktion ausgeht, oder die Überflutungshöhe begrenzt bleibt, sodass keine erforderlichen Systeme in diesem Bereich gefährdet werden. Dies wird erreicht, indem gezeigt wird, dass:

- die Freisetzung von in der Anlage bevorrateten Wassermengen in Systemen, in denen ein Bruch eintreten kann, zu keinen unzulässig hohen Wasserständen führt;
- ein Leck automatisch erkannt und automatisch ausreichend schnell abgesperrt wird; oder
- ein Leck automatisch erkannt und von Hand im Zeitraum zwischen 30 und 120 min nach Leitungsbruch ausreichend schnell abgesperrt werden kann.

Bei den Betrachtungen wurden Einzelfehler in Absperrarmaturen, Sumpfpumpen oder Leckageerkennungssystemen berücksichtigt. Auf eine detaillierte Bestimmung des Schadensausmasses wird verzichtet, da für die Komponenten im betroffenen Überflutungsbereich die ungünstigsten Auswirkungen unterstellt wurden. Im Zuge der angeordneten Überprüfungen nach dem Fukushima-Ereignis wurden im KKG zusätzliche Anlagenbegehungen mit externen Experten durchgeführt. Das KKG kommt insgesamt zu dem Schluss, dass interne Überflutungen keine abdeckenden Anforderungen an die Anlage und ihre Sicherheitssysteme stellen und durch die vorhandenen Störfallanalysen abgedeckt sind.

Beurteilung des ENSI

Grundsätzlich ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass potenzielle interne Überflutungen mit den dafür vorgesehenen Vorsorgemassnahmen wie räumliche Trennung, Gebäudesümpfe, Leckageerkennungsmöglichkeiten etc. beherrscht werden. Prinzipiell wurden vom KKG einzelne interne Überflutungsereignisse, welche auch radiologisch relevant sind, wie bspw. der Bruch der TA-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude oder der Messleitungsbruch im Ringraum, separat untersucht.

Allgemein ist es für das ENSI plausibel, dass die räumliche Trennung der einzelnen sicherheitstechnisch relevanten Gebäude die Auswirkungen von internen Überflutungen limitiert (siehe auch Kap. 7.3.5.3 sehr kleiner Risikobeitrag der internen Überflutungen zur CDF). Jedoch sind im Ringraum mehrere Redundanzen von Sicherheitssystemen untergebracht, sodass es bei dessen Überflutung grundsätzlich zu Mehrfachausfällen kommen kann. Hierfür werden jedoch grosse Mengen an Wasser benötigt, welche nur durch wenige Systeme geliefert werden können. Die vom KKG angegebenen Screening-Kriterien sind qualitativ und können durch das ENSI für den Ringraum nicht ohne weitere quantitative Angaben nachvollzogen werden, siehe Forderung 6-8 Bst. a.

Weiterhin stellt das ENSI fest, dass keine quantitativen Angaben zum Screening des Feuerlöschsystems erfolgen. Ebenfalls fehlt in der Liste der wasserführenden Systeme für das Notstandgebäude das Feuerlöschsystem als ein überflutungsverursachendes System nach der Definition der Richtlinie ENSI-A01, siehe Forderung 6-8 Bst. b.

Forderung 6-8 (Interne Überflutung)

a) Das KKG hat die technische Sicherheitsanalyse «interne Überflutung» für den Ringraum gemäss Richtlinie ENSI-A01 durchzuführen.

b) Das KKG hat für alle betroffenen Raumbereiche aufzuzeigen, dass bei Fehlauslösung oder Bruch der Leitungen des Feuerlöschsystems ausreichende Zeitfenster für die Erkennung und Isolation zur Verfügung stehen. Hierbei sind gemäss Richtlinie ENSI-A01 auch Versagen von technischen Einrichtungen wie Leckageerkennung, Sumpfpumpen oder Absperrarmaturen explizit in die Einzelfehlerbetrachtung einzubeziehen.

Termin: 31.12.2025.

6.2.7.2 Anlageninterne Brände

Angaben des KKG

Brände und Explosionen innerhalb sicherheitsrelevanter Gebäude können gleichzeitig zum Ausfall von Betriebssystemen (mit der Notwendigkeit, die Anlage abzufahren) und zum Ausfall von Sicherheitssystemen (zum sicheren Abfahren der Anlage benötigt) führen. Eine unzulässige Beeinträchtigung der Systemfunktionen, die zum Abfahren der Anlage benötigt werden, ist durch Vorsorgemassnahmen zu verhindern.

Die Vorsorgemassnahmen des KKG, um anlageninterne Brände zu verhindern oder auf einen sicherheitstechnisch beherrschbaren Umfang einzugrenzen, umfassen vor allem:

- räumliche Trennung redundanter Stränge von Sicherheitssystemen;
- Minimierung von Brandlasten oder sicheres Einschliessen, soweit möglich;
- Minimierung von Zündquellen und räumliche Trennung von Brandlasten;
- Einrichtungen zum automatischen Erkennen und Melden von Bränden;
- ein Spektrum von Löscheinrichtungen (zum Teil automatisch auslösend) und speziell für die Brandbekämpfung ausgebildetes Personal;
- Rauch- und Wärmeabzüge;
- Unterteilung von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden in Brandzonen und Brandabschnitte sowie weitere brandschutztechnische Trennung von Raumbereichen in diesen Gebäuden.

Insbesondere alle sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke sind durch ausreichende Abstände oder durch Abtrennung mit Brandwänden als eigene Brandabschnitte oder Brandzonen ausgeführt. Mit Ausnahme des Reaktorgebäudes sind diese in weitere Brandabschnitte und feuerwiderstandsfähig abgetrennte Bereiche unterteilt. Begrenzende Bauelemente sind feuerwiderstandsfähig oder feuerhemmend ausgeführt. Verbindende Kabelkanäle sind durch eine feuerwiderstandsfähige Kabelschottung abgetrennt. Weiterhin kommen in horizontalen Kabelkanälen Sprinkleranlagen zum Einsatz. Aufgrund dieser Massnahmen ist entsprechend der maschinen-, elektro- und leittechnischen Redundanztrennung gewährleistet, dass lokale Brände maximal eine Redundanz von Sicherheitssystemen betreffen können, was die Gewährleistung der erforderlichen Sicherheitsfunktionen nicht in Frage stellt.

Im Reaktorgebäude, das als ein Brandabschnitt zu betrachten ist, ist eine Redundanztrennung nur eingeschränkt möglich. Daher sind für Bereiche mit höheren Brandlasten (Hauptkühlmittelpumpen mit Ölversorgung, HD-Förderpumpen mit Ölversorgung, Kabeltrassen) besondere Abschnitte zur Brandbekämpfung eingerichtet. Darüber hinaus sind einzelne Stränge der redundanten Systembereiche grundsätzlich räumlich weit voneinander entfernt angeordnet und zum Teil durch massive Strahlenschutzwände getrennt. In Bereichen, in denen eine räumliche Trennung nicht vollständig gegeben ist (z. B. übereinanderliegende Kabeltrassen), wird durch rechtzeitig selbständig ansprechende Sprinkleranlagen vermieden, dass es zu einem unzulässigen redundanzübergreifenden Versagen kommt.

Neben den getätigten Vorsorgemassnahmen hat das KKG in der Vergangenheit umfangreiche Analysen zu internen Bränden durchgeführt und eine Branddatenbank angelegt. Die erfassten Informationen fanden Eingang in die Brand-PSA des KKG. Durch die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-A01 ergeben sich jedoch erweiterte Anforderungen an deterministische Brandanalysen. Zu deren Erfüllung hat das KKG ein mehrstufiges Konzept erarbeitet, das u. a. die Identifikation möglicher Transienten, die Störfallkategorisierung, einen unabhängigen Einzelfehler sowie mögliche Aktivitätsfreisetzungen berücksichtigt.

Beurteilung des ENSI

Nach Wertung des ENSI sind die vom KKG getroffenen Vorsorgemassnahmen dazu geeignet, die Häufigkeit und Auswirkungen von internen Bränden zu reduzieren und ein Abfahren der Anlage sicherzustellen. Jedoch erfüllen die vom KKG durchgeführten deterministischen Analysen – wie das KKG selbst feststellt – nicht vollumfänglich die Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01. So fehlt die Bestimmung der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse und eine darauf basierende Störfallkategorisierung. Ferner sind die Auswirkungen eines möglichen Einzelfehlers als auch die Auswirkungen auf Komponenten, die radioaktive Stoffe in einer nicht vernachlässigbaren Menge enthalten oder enthalten können, aus den Angaben des KKG nicht ersichtlich.

Forderung 6-9 (Interner Brand)

Das KKG hat die technische Sicherheitsanalyse «interner Brand» für alle sicherheitsrelevanten Gebäude gemäss Richtlinie ENSI-A01 durchzuführen. Termin: 31.12.2025.

6.2.8 Ausgewählte Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb – Ausfall der Nachkühlung beim Mitte-Loop-Betrieb

Angaben des KKG

Der Mitte-Loop-Betrieb ist ein Betriebszustand im Nichtleistungsbetrieb im drucklosen Zustand bei abgesenktem Füllstand im Reaktorkühlkreislauf (RKL). In diesem Zustand ist das Reaktorschutzsystem bis auf die Funktionen zur Notstromversorgung unscharf geschaltet, da in diesem Anlagenzustand sonst unerwünschte Schutzfunktionen ausgelöst würden. Sollten Schalthandlungen erforderlich werden, werden diese von Hand ausgeführt. Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung des Mitte-Loop-Betriebs ist dieser sowie entsprechende Massnahmen zur Beherrschung von Ausfällen der Kühlung, in diesem Zustand bereits seit langem im KKG-Betriebshandbuch (BHB) berücksichtigt. Diese Prozeduren sind ereignisorientiert formuliert, um bei verschiedenen Störungen oder vollständigem Ausfall der Nachwärmeabfuhr eine Stabilisierung der Anlage zu erreichen.

Aufgrund des geringen Wasserinventars im Reaktorkühlkreislauf während des Mitte-Loop-Betriebs bei abgehobenem RDB-Deckel kann es nach Ausfall der Kühlung bereits nach ca. 30 min zum Sieden kommen. Um ein hohes Mass an Sicherheit in diesem Zustand gewährleisten zu können, werden daher zwei Nachkühlstränge auf Primärkreiskühlung durchgeschaltet. Der dritte Strang der Nachkühlkette kann bei Bedarf in Betrieb genommen werden. Zusätzlich werden die verkürzten Nachkühlketten vorbereitet und stehen zur Verfügung. Während der Dauer des Mitte-Loop-Betriebs wird die Notsteuerstelle mit Personal besetzt, sodass nach einem Ausfall beider Nachkühlketten umgehend eine Ersatzkühlung in Betrieb genommen werden kann.

Beurteilung des ENSI

Für das ENSI ist es nachvollziehbar, dass geeignete Massnahmen zur Beherrschung von Ausfällen der Kühlung im Mitte-Loop-Betrieb im BHB des KKG berücksichtigt sind. Zur detaillierten Bewertung von Störfällen in diesem Betriebszustand gemäss Richtlinie ENSI-A01 ist es nach Wertung des ENSI jedoch erforderlich, dass mögliche Störfallszenarien identifiziert und die Einhaltung der technischen Kriterien, basierend auf der Störfallhäufigkeit, nachgewiesen werden.

Forderung 6-10 (Mitte-Loop-Betrieb)

Das KKG hat mögliche Störfallszenarien im Mitte-Loop-Betrieb zu identifizieren, deren Eintrittshäufigkeiten zu bestimmen und die Beherrschung basierend auf der entsprechenden Störfallkategorie und den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 darzulegen. Termin: 31.12.2025.

6.2.9 Ausgewählte SE4a-Störfälle

6.2.9.1 Turbinenschnellschluss ohne Frischdampf-Umleitstation

Angaben des KKG

Turbinenschnellschluss mit Ausfall der Frischdampf-Umleitstation und anderen druckbegrenzenden Einrichtungen (alle DH-SIV verfügbar)

Der Störfall wird mit Verfügbarkeit aller Druckhaltersicherheitsventile untersucht. Zusätzlich wird der Ausfall von Regelungen und Begrenzungen (keine Druckhaltersprühung, Kühlmitteltemperatur-, Kühlmitteldruckregelung und Stabeinwurf) unterstellt. Der Störfall ist massgebend für die Bemessung der Druckhaltersicherheitsventile bezüglich Ansprechdruck und Abblasekapazität. Die Kapazität der Sicherheitsventile wird in den Analysen zusätzlich um 5 % reduziert.

Ausgehend von 102 % Nominalleistung steigt der sekundärseitige Druck nach einer Turbinenschnellabschaltung und Nichtverfügbarkeit der Frischdampfumleitstation sowie dem zusätzlichen Ausfall druckbegrenzender Massnahmen stark an. Um eine Druckbegrenzung durch eine RESA zu vermeiden, werden die beiden ersten RESA-Signale «Kühlmitteldruck hoch» und «Druck Speisewasserleitung hoch», welche vor dem Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile ausgelöst würden, nicht berücksichtigt. Das erste Druckhaltersicherheitsventil öffnet 7,7 s nach der TUSA. Mit dem Erreichen des dritten Grenzwertes «Druckhalterfüllstand hoch» wird nach ungefähr 12 s die RESA ausgelöst. Der Kühlmitteldruck erreicht nach dem Ansprechen des zweiten Druckhaltersicherheitsventils einen Maximalwert von 191,3 bar. Die Integrität des Primärkreislaufes wird nicht beeinträchtigt, da die Druckwerte unterhalb des 1,3-fachen Auslegungsdruckes verbleiben.

Der abgeblasene Massenstrom über die Druckhaltersicherheitsventile steigt auf ca. 90 kg/s und der Anstieg der mittleren Kühlmitteltemperatur wird damit auf unter 320 °C begrenz; 17 s nach TUSA schliessen die Druckhaltersicherheitsventile wieder. Die über die Druckhaltersicherheitsventile abgeblasene Kühlmittelmenge beträgt ca. 557 kg. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr wird in den ersten 30 min über die FD-Sicherheitsventile sichergestellt. Nach dieser automatischen Phase des Störfallablaufs befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». Dreissig Minuten nach der RESA wird die Frischdampfabblaseregelung in Betrieb genommen und das Teilabfahren mit 100 K/h ausgelöst.

Eine Heisskanalanalyse zeigt, dass der DNBR während des Störfalls nicht unter den Anfangswert von 1,31 abfällt und damit immer über dem zulässigen Grenzwert von 1,15 liegt. Filmsieden kann damit ausgeschlossen werden.

Ohne zusätzliche Fehlerannahmen ist der Störfall «Turbinenschnellabschaltung ohne Frischdampfumleitstation» durch den Störfall «Fehlschliessen aller Frischdampfisolationsventile» abgedeckt.

Turbinenschnellschluss mit Ausfall der Frischdampf-Umleitstation und anderen druckbegrenzenden Einrichtungen (nicht alle DH-SIV verfügbar)

Der Störfall wird unter der Annahme untersucht, dass nicht alle Druckhaltersicherheitsventile verfügbar sind. Dabei wird zwischen einem Ausfall des ersten und einem Ausfall des ersten und des dritten Druckhaltersicherheitsventils unterschieden. Zusätzlich wird der Ausfall von Regelungen und Begrenzungen (keine Druckhaltersprühung, Kühlmitteltemperatur-, Kühlmitteldruckregelung und Stabeinwurf) unterstellt. Hintergrund für diese Störfallanalysen ist die Auslegung der Druckhaltersicherheitsventile und die Staffelung ihrer Ansprechwerte.

In den Analysen werden Nominalwerte für die Anfangs- und Randbedingungen (z. B. Volllast bei 100 % Leistung) angesetzt. Um die Wirksamkeit der Druckhaltersicherheitsventile nachzuweisen, wurde deren Kapazität

auf 83,4 % reduziert. Der Ereignisablauf ist fast identisch zum Szenario mit Verfügbarkeit aller DH-SIV unter Berücksichtigung der geänderten Anfangs- und Randbedingungen. Das minimale DNB-Verhältnis während des Störfalls beträgt 1,31. Dieser Wert liegt über dem zulässigen Grenzwert von 1,15. Der maximale Druck im Primärkreislauf wird durch Öffnen des zweiten Druckhaltersicherheitsventils auf 195 bar begrenzt. Die Integrität des Primärkreislaufes wird nicht beeinträchtigt, da die Druckwerte unterhalb des 1,3-fachen Auslegungsdrucks verbleiben. Der Frischdampfdruck wird durch Öffnen der Frischdampfsicherheitsventile begrenzt.

Beurteilung des ENSI

Turbinenschnellschluss mit Ausfall der Frischdampf-Umleitstation und anderen druckbegrenzenden Einrichtungen (alle DH-SIV verfügbar)

Der Störfall «Turbinenschnellabschaltung ohne Frischdampfumleitstation» dient der Bemessung der Druckhaltersicherheitsventile. Um ein Ansprechen des zweiten Druckhaltersicherheitsventils zu erreichen, müssen sehr konservative Randbedingungen angenommen werden. Die gewählten Randbedingungen zur Maximierung des primärseitigen Drucks sind nachvollziehbar. Die zeitlichen Verläufe von Frischdampfdruck, Kühlmitteltemperatur und -druck sind plausibel. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden erbracht. Der Druck im Primärkreis wird sicher durch die Druckhaltersicherheitsventile und deren Druckstaffelung begrenzt. Nach Wertung des ENSI werden alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 eingehalten. Ferner ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass der Turbinenschnellschluss ohne zusätzliche Fehlerannahmen durch den Störfall «Fehlschliessen aller Frischdampfisolationsventile» abgedeckt ist.

Turbinenschnellschluss mit Ausfall der Frischdampf-Umleitstation und anderen druckbegrenzenden Einrichtungen (nicht alle DH-SIV verfügbar)

Analog zum Szenario mit Verfügbarkeit aller DH-SIV dient der Störfall «Turbinenschnellabschaltung ohne Frischdampfumleitstation» mit der zusätzlichen Annahme, dass nicht alle Druckhaltersicherheitsventile verfügbar sind, der Bemessung der übrigen Druckhaltersicherheitsventile. Die zeitlichen Verläufe von Frischdampfdruck, Kühlmitteltemperatur und -druck sind plausibel. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstabhüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden erbracht. Der Druck im Primärkreis wird sicher durch die DH-Sicherheitsventile begrenzt. Nach Wertung des ENSI werden alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 eingehalten.

6.2.9.2 ATWS

Angaben des KKG

Der Störfall PEG-S-389 wird durch einen Turbinenschnellschluss ausgelöst. Es wird per Definition angenommen, dass die Frischdampfumleitstation (FDU) nicht zur Verfügung steht und die Steuerelemente nicht bewegt werden können (mechanisches Klemmen aller Stäbe). Alle anderen Systeme stehen zur Verfügung. Infolge des Turbinenschnellschlusses und des Versagens der FDU steigt der FD-Druck und damit der Primärkühlmitteldruck und die Primärkühlmitteltemperatur an. Aufgrund des angenommenen Klemmens der Steuerelemente erfolgt durch den hohen Druck jedoch keine Leistungsreduktion und keine RESA. Es werden realistische Anfangs- und Randbedingungen ohne Berücksichtigung von Unsicherheiten in den Analysen für die Anlagenzustände «Volllastbetrieb», «Teillastbetrieb», «2-Loop-Betrieb» und «Streckbetrieb» angenommen. Für die Reaktivitätsrückwirkungen werden jedoch konservativ abdeckende Werte angenommen, die zu einer geringeren Leistungsreduktion führen und damit hinsichtlich Wärmeabfuhr erhöhte Anforderungen an die Störfallbeherrschung stellen.

Die Sensitivitätsstudien für die Anlagenzustände zeigen, dass eine Reaktorleistung von 100 % bei BOC zu den höchsten Anforderungen an die Anlage führt. In den ersten 30 min werden keine Operateureingriffe, sondern nur die dafür vorgesehenen Begrenzungsfunktionen für ATWS berücksichtigt. Dies führt bereits nach ca. 14 s zur Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpen und zum Starten einer TA-Pumpe mit Boreinspeisung in den

RDB. Nach ungefähr 76 s werden die Hauptspeisewasserpumpen aufgrund des anstehenden Not- und Notstandspeisepumpen-Signals abgesperrt.

Bereits nach ca. 13 s kommt es zum Ansprechen des ersten DH-Sicherheitsventils (DH-SiV). Aufgrund der zu geringen Wärmeabfuhr und der nuklearen Leistung steigt der Druck weiter, sodass es nach 22 s zum Ansprechen des zweiten DH-SiV kommt. Dieses vermag den Primärkreisdruck auf 192 bar zu begrenzen und schliesst nach 29,5 s wieder (Schliessen des ersten DH-SiV erfolgt nach 31,5 s). Im Verlauf des Ereignisses kommt es nochmals zum mehrmaligen Ansprechen des ersten DH-SiV und zum Versagen der Berstscheiben im DH-Abblasetank. Aufgrund des Signals «Containmentdruck hoch» wird der Containmentabschluss ausgelöst. Es wird jedoch kein Notkühlkriterium erreicht, sodass die Sicherheitseinspeisung nicht aktiviert wird. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr erfolgt über das zyklische Öffnen der DE-Sicherheitsventile und die Bespeisung mit Not- und Notstandspeisewasser.

Mit sinkendem Kühlmitteldurchsatz steigt die Kühlmitteltemperatur an, wodurch sich gleichzeitig dessen Dichte reduziert. Durch die negative Reaktivitätsrückwirkung der Kühlmitteldichte nimmt die nukleare Leistung ab. Nach 800 s ist die Reaktorleistung so weit reduziert, dass diese durch Öffnen der DE-Sicherheitsventile und durch das zugeführte Speisewasser abgeführt werden kann. Die DE-Füllstände fallen nicht mehr und beginnen sich bei ca. 1,8 m einzupendeln. Primär- und Sekundärleistung pendeln sich bei zirka 13 % ein. Dreissig Minuten nach Störfallbeginn beginnen die Operateure gemäss BHB die Anlage zusätzlich über das betriebliche Boriersystem TB aufzuborieren und über die FD-Abblaseregelventile abzufahren. Nach knapp 14 000 s ist die Reaktoraustrittstemperatur unter 180 °C gefallen, womit alle Bedingungen zur Einleitung des Nachkühlbetriebes erfüllt sind. Bis zu diesem Zeitpunkt wurden über die Frischdampfventile 624 t Frischdampf an die Umgebung und über die DH-SIV knapp 29 t Primärkühlmittel ins Containment abgegeben.

Im Zuge des Störfalls sinkt das DNB-Verhältnis ab und unterschreitet 17 s nach Störfallbeginn den Grenzwert von 1,15, sodass Filmsieden anzunehmen ist. Durch das Filmsieden steigt die Hüllrohraussentemperatur in kurzer Zeit bis auf das Maximum von 648 °C an. Danach sinkt diese durch die Leistungsreduktion aufgrund der Temperaturrückwirkungen wieder ab, bis nach ca. 180 s das Wiederbenetzen vollständig vollzogen ist. Mit dem Wiederbenetzen ist das Filmsieden beendet. Die Hüllrohroxidation bleibt während der Transiente unter 0,03 %.

Ferner hat das KKG die ATWS-Szenarien mit Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung [ALD-D-38664] und mit Turbinenschnellabschaltung [ALD-D-38664] mit verfügbarerer FDU untersucht. Beide Analysen zeigen ein vergleichbares Anlagenverhalten. Durch die Reaktivitätsrückwirkung wird die Reaktorleistung so weit reduziert, dass die Leistung durch Öffnen der DE-Sicherheitsventile und durch das zugeführte Notspeisewasser abgeführt werden kann. Der maximal erreichte Kühlmitteldruck beträgt in beiden Fällen ca. 188 bar und liegt damit deutlich unter dem 1,3-fachen Auslegungsdruck. Auch hier kommt es kurzfristig zum Filmsieden, wobei die maximalen Hüllrohrtemperaturen nicht über 650 °C steigen, womit keine Brennstabschäden zu erwarten sind. Durch Handmassnahmen nach den ersten 30 min kann die Anlage in den kalt abgestellten Zustand überführt werden.

Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A01] für SE4a-Ereignisse. Der Umfang der untersuchten ATWS-Szenarien entspricht aber nicht mehr vollständig der im Jahre 2018 revidierten Richtlinie [ENSI-A01], was bei der Erfüllung der Forderung 6-1 (Ereignisspektrum und Störfallliste) zu berücksichtigen ist. So fordert die Richtlinie [ENSI-A01] beispielsweise auch die Analyse von ATWS-Szenarien ausgelöst durch Unterkühlungstransienten oder Notstrombedingungen.

Die Analyseergebnisse sind nach Wertung des ENSI für die untersuchten auslösenden Ereignisse mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung plausibel. Die berechneten Maximaldrücke zeigen die Einhaltung des Akzeptanzkriteriums für die Integrität des Primärkreises (kleiner 1,3-facher Auslegungsdruck). Ferner wird gezeigt, dass die Anlage langfristig in den kalt abgestellten Zustand überführt und dort gehalten werden kann.

Kurzzeitiges Filmsieden ist für SE4a-Störfälle zulässig. Zudem bleiben in allen untersuchten Fällen die maximale Hüllrohrtemperatur und -oxidation begrenzt, jedoch stellt das ENSI fest, dass die Nachweise auf Methoden basieren, welche noch nicht vom ENSI begutachtet und freigegen wurden. Das KKG hat einen entsprechenden Freigabeantrag beim ENSI einzureichen, siehe Forderung 6-3.

6.2.9.3 Total Station Blackout

Angaben des KKG

Als Total Station Blackout wird ein Störfall mit einem kompletten Ausfall der Wechselstromversorgung bezeichnet (dies bedeutet den Ausfall des externen Stromnetzes, der Eigenbedarfsversorgung sowie der Versorgung durch die Notstromdiesel und die Notstanddiesel). Das KKG hat dieses Szenario hinsichtlich der Kernkühlbarkeit und der sich ergebenden Karenzzeiten für die manuelle Bespeisung der Dampferzeuger mittels mobiler Pumpen analysiert [ALD-D-38664]. Dabei werden Handmassnahmen gemäss den Vorgaben des Notfallhandbuchs berücksichtigt, welche die sekundärseitige Druckentlastung eines Dampferzeugers vorsehen.

In der Analyse wird mit der Einleitung der sekundärseitigen Massnahmen begonnen, sobald die Dampferzeuger nahezu ausgedampft sind. Die Entlastung eines Dampferzeugers führt zu einem schnellen Abfall des Sekundärdrucks. Fällt der Druck unter den Druck der Speisewasserleitung (SPWL) von ca. 22 bar, öffnet die Rückschlagklappe, sodass ein Teil des Speisewassers in der SPWL verdampft und Wasser in den Dampferzeuger geschoben wird.

Sobald das gesamte Speisewasser verdampft ist, steigen Druck und Temperatur im Primärkreis wieder an und es kommt zum Ansprechen der DH-Sicherheitsventile bis schliesslich eine Kernaustrittstemperatur von 500 °C erreicht wird. Bis zu diesem Punkt ist die Kernkühlung durch die passive Einspeisung sichergestellt und es ergibt sich eine Karenzzeit von 3,5 h bei der alleinigen Berücksichtigung des Inventars der Speisewasserleitung. Wird auch das Inventar des Speisewasserbehälters berücksichtigt, so verlängert sich die Karenzzeit auf ca. 5,5 h. Spätestens nach dieser Zeit muss die Bespeisung mit einer mobilen Pumpe über den Einspeisestutzen des entlasteten Dampferzeugers erfolgen, um die langfristige Kernkühlbarkeit zu gewährleisten. In der Folge wird die Kühlmittelergänzung im Primärkreis durch die Einspeisung der Druckspeicher bei Unterschreitung eines Primärkreisdrucks von 26 bar erreicht.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse des Störfalls wurde konform zur Richtlinie [ENSI-A01] unter der Annahme realistischer Randbedingungen durchgeführt. Die berechneten Karenzzeiten sind nach Wertung des ENSI ausreichend gross, um die sekundärseitige Druckentlastung durchzuführen und die Kernkühlung mittels mobiler Pumpen sicherzustellen. Insgesamt konnte mit der Analyse gezeigt werden, dass die Anlage mit den vorgesehenen Massnahmen in einen langfristig sicheren Zustand überführt werden kann.

6.2.9.4 Mehrfache Dampferzeugerheizrohrbrüche

Angaben des KKG

Das KKG hat den kompletten Abriss von fünf Dampferzeugerheizrohren (10F-Bruch) in einem Dampferzeuger unter realistischen Randbedingungen analysiert [ALD-D-38664]. Aufgrund des Abrisses der Heizrohre kommt es zu einem grossen Übertrag von Primärkühlmittel auf die Sekundärseite. Infolgedessen wird nach 15 s das N16-Signal aufgrund der hohen Aktivität in der Frischdampfleitung ausgelöst. Dieses löst die RESA, das Druckhaltersprühen sowie mit 10 s Verzögerung die TUSA aus. Durch diese Massnahmen sinken der Kühlmitteldruck und die Leckrate schnell ab. Durch den Abfall des Druckhalterfüllstandes kommt es 28 s nach Störfalleintritt zum Primärkreisabschluss und wenige Sekunden später stehen die Notkühlkriterien an. Fünf Minuten nach Störfalleintritt wird das Abfahren mit 100 K/h gemäss Betriebshandbuch (BHB), aufgrund der anstehenden Notkühlkriterien, eingeleitet. Siebzehn Minuten nach Störfallbeginn wird der defekte Dampferzeuger durch die Operateure isoliert. Zu diesem Zeitpunkt befindet sich noch Dampf im Dampfdom, sodass nicht vom Versagen der Frischdampfleitung auszugehen ist. Im weiteren Störfallverlauf wird der Primärkreisdruck gemäss BHB an den Druck des defekten DE angeglichen, um die Leckage zu stoppen. Für diesen Fall wird gezeigt, dass mit

den vorgegebenen Massnahmen ein Wassereintritt in die FD-Leitung gerade noch vermieden werden und die Kernkühlung sichergestellt werden kann.

Beurteilung des ENSI

Die gewählten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 für SE4a-Ereignisse. Die dazugehörigen Analysenergebnisse sind für das ENSI plausibel und zeigen die sichere Kernkühlung im Analysezeitraum. Die vorgesehenen Operateurhandlungen sind grundsätzlich dazu geeignet, die Anlage in einen langfristig sicheren Zustand zu überführen. Bei weniger als fünf Dampferzeugerheizrohrbrüchen verlängern sich entsprechend die Karenzzeiten für die ersten Operateureingriffe, um ein Überfüllen des Dampferzeugers zu verhindern.

6.3 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen

6.3.1 Nachweisführung

Mithilfe radiologischer Analysen wird nachgewiesen, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und für alle nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störfälle die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für Mensch und Umwelt unzulässigen radiologischen Auswirkungen auftreten.

Die diesbezügliche Nachweisführung ist Pflicht des Betreibers (Art. 8 Abs. 4 KEV). Generell umfasst die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen folgende Analysen:

- den Aufbau des Aktivitätsinventars im Brennstab und im Reaktorkühlmittel;
- den Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung (Bestimmung des Quellterms);
- die Ausbreitung der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden;
- die Strahlenbelastung der Bevölkerung (für eine fiktive, konservativ festgelegte Personengruppe).

Es entspricht der internationalen Praxis, für den Nachweis der Einhaltung von Dosiswerten konservative Vorgehensweisen zu verlangen. Damit wird sichergestellt, dass die errechneten Dosiswerte einen oberen Wert der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen. Die Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 enthalten u. a. detaillierte Festlegungen für die Analyse des Störfalls und für die Bestimmung des aus der Anlage freigesetzten, luftgetragenen Quellterms. Die Richtlinie ENSI-G14 regelt die Berechnungsannahmen für die Ausbreitung des Quellterms in der Umgebung bis zur Ermittlung der effektiven Dosis für eine fiktive, konservativ festgelegte kritische Personengruppe der Bevölkerung. Für die kritische Bevölkerungsgruppe werden Kleinkinder, 10-jährige Kinder und Erwachsene betrachtet. Die in den jeweiligen Störfallkategorien geltenden Nachweisziele sind in der Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G definiert. Die Beurteilung der radiologischen Störfallauswirkungen erfolgt anhand von nachweislich einzuhaltenden Dosiswerten nach Art. 123 der Strahlenschutzverordnung StSV. Diese Nachweisziele stellen keine Grenzwerte im Sinne der StSV dar.

Das KKG hat im Rahmen der Nachweise der ausreichenden Vorsorge gegen Störfälle radiologische Störfallanalysen durchgeführt, welche auf den technischen Störfallanalysen sowie auf den Vorgaben in den Richtlinien ENSI-A08 und ENSI-G14 basieren, und die Auswirkungen von repräsentativen Auslegungsstörfällen im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung neu beurteilt.

Vom KKG wurden die nachfolgenden Auslegungsstörfälle hinsichtlich ihrer radiologischen Konsequenzen für die Umgebung untersucht:

1. Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) mit betrieblichen Dampferzeugerleckagen
2. Fehlöffnen oder fehlerhaftes Offenbleiben eines Frischdampfabblase- oder Frischdampfsicherheitsventils
3. Fehlschliessen aller Frischdampfisolationsventile

4. Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch innerhalb und ausserhalb des Containments
5. Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch innerhalb und ausserhalb des Containments
6. Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung
7. Steuerelementauswurf
8. Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf
9. Bruch einer reaktorkühlmittelführenden Messleitung ausserhalb des Containments
10. Bruch der TA-Entnahmeleitung im Reaktorgebäuderingraum
11. Bruch einer TA-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude
12. Doppelendiger Bruch eines Dampferzeugerheizrohres
13. Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils
14. Langandauernder Notstandfall nach extremen externen Einwirkungen
15. Brennelementhandhabungsstörfall
16. Leck in einer Leitung des Abgassystems

Das ENSI hat die vom KKG eingereichten Rechenmodelle sowie deren Annahmen und Eingabeparameter für diese Störfälle anhand eigener Betrachtungen und ggf. eigener Modelle überprüft. Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung wurden vom ENSI gemäss der Richtlinie ENSI-G14 berechnet und mit den entsprechenden Ergebnissen des KKG verglichen.

Dabei konnte im Rahmen der Überprüfung der KKG-Berechnungen die Dynamik der thermohydraulischen Parameter im Modell nicht immer vollständig nachgebildet werden, weil diese zunächst nur in Form von Abbildungen (häufig aus S-RELAP5-Rechnungen) vorlagen. Die angeforderten detaillierten Daten wurden im November 2019 dem ENSI eingereicht BRI-S-92589. Für eine bessere Nachvollziehbarkeit der Berechnungen eines Betreibers erwartet das ENSI gemäss Richtlinie ENSI-A08, dass die verwendeten Parameter nicht allein in Form von Abbildungen, sondern auch in tabellarischer Form dokumentiert und verfügbar gemacht werden, wenn sie für radiologische Analysen verwendet werden. Entsprechend hat die Dokumentation der Quelltermanalysen gemäss Richtlinie ENSI-A08 so zu erfolgen, dass die Nachvollziehbarkeit der vom KKG ermittelten Quellterme im Detail gewährleistet ist. Die Richtlinie ENSI-A08 wird diesbezüglich präzisiert werden, dass die verwendeten Modelle detailliert (auch mathematisch) zu beschreiben und aufzuführen sowie die eingeflossenen Modellparameter und Randbedingungen zu dokumentieren sind, wie sie für die Berechnungen verwendet wurden.

6.3.2 Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzverordnung StSV

Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G

Richtlinien ENSI-A01, ENSI-A08, ENSI-G14 und ENSI-G15

US NRC Regulatory Guide RG-1.183

6.3.3 Aktivitätsinventare

Angaben des KKG

Aktivitätsinventar im Kern

Als Basis für die Generierung von anlagenspezifischen Aktivitätsquellltermen zur Ermittlung der radiologischen Störfallfolgen bei Auslegungsstörfällen werden die Aktivitätsinventare im Brennstoff bei 100 % und 102 % thermischer Reaktorleistung berechnet. Das Gesamtaktivitätsinventar wurde entsprechend der Vorgaben der Richtlinie ENSI-A08 für die definierten Uran- und ERU-Gleichgewichtskerne bei den verschiedenen Abklingzeitpunkten zusammengestellt.

Aktivitätskonzentration im Primär- und Sekundärkühlmittel

Als Basis für die Durchführung von radiologischen Störfallanalysen wurden die in Routineanalysen gemessenen nuklidspezifischen Aktivitätskonzentrationen im Primärkühlmittel der letzten zehn Betriebsjahre (2003 bis 2013) statistisch ausgewertet. Es wurden die Aktivitätskonzentrationen ermittelt, die in 95 % der Betriebszeit

nicht überschritten wurden. Unter Berücksichtigung des Brennstabverhaltens während der gesamten Betriebszeit des KKG, kann bei Verwendung der aus den letzten zehn Betriebsjahren ermittelten 95%-Werte als Basis für einen realistischen Quellterm zur Berechnung von radiologischen Störfallfolgen ein deutlicher Bezug zur Anlage abgeleitet werden.

Die Aktivitätskonzentration im Dampferzeugerwasser errechnet sich aus der postulierten betrieblichen Leckage vom Primär- zum Sekundärkreislauf. Die Höhe der Leckagen ergibt sich konservativ aus den nach Technischen Spezifikationen postulierten betrieblichen Leckagen vom Primär- zum Sekundärkreislauf. Der Aktivitätsaustrag setzt sich aus dem radioaktiven Zerfall und der Sekundärkühlmittelreinigung durch das Abschlämmungssystem zusammen. Der Aktivitätsaustrag durch die Feuchte des im Dampferzeuger erzeugten Frischdampfs wird konservativ vernachlässigt. Für die Edelgase wird unterstellt, dass diese vollständig in die Dampfphase des Dampferzeugers übergehen.

Gemäss BHB gibt es für das KKG einen Grenzwert für die Primärkühlmittelaktivität von I-131 von $> 2E + 06$ Bq/kg (Abfahren der Anlage innerhalb von 14 Tagen) beziehungsweise $> 2E + 07$ Bq/kg (Abfahren der Anlage innerhalb von 3 Tagen). Entsprechend wird der Quellterm für das Primärkühlmittel skaliert und anschliessend der Quellterm für das Sekundärkühlmittel neu berechnet. Die Skalierung des Quellterms für das Primärkühlmittel und damit auch der resultierenden Dosen in der Umgebung hat ferner einen Einfluss auf die Störfallkategorisierung, da ein entsprechender Anlagenzustand, in dem der skalierte Quellterm auftreten kann, nur für maximal 2 Wochen pro Jahr auftreten kann und die Anlage nach dieser Zeit abgefahren werden muss. Aus diesem Grund lässt sich die Eintrittshäufigkeit für den jeweiligen Störfall um einen Faktor 26 reduzieren und die entsprechende Störfallkategorie anpassen.

Beurteilung des ENSI

Aktivitätsinventar im Kern

Die bei den Berechnungen verwendeten Randbedingungen gehen von der Kernbeladestrategie mit fünf Regionen aus und stellen konservative und abdeckende Aktivitätsinventare für ein hochbelastetes Brennelement und für einen dem Überprüfungszeitraum entsprechend repräsentativen Kern sicher. Für die Ermittlung der Aktivitätsinventare wurde das Programm KORIGEN verwendet, das dem Stand der Wissenschaft und Technik entspricht. Der Vergleich der Ergebnisse mit den ENSI-Nachrechnungen für den Fünf-Regionen-Kern von 2010 zeigt eine gute Übereinstimmung.

Aktivitätskonzentration im Primär- und Sekundärkühlmittel

Das KKG rechnet in seinen vorgelegten radiologischen Analysen durchwegs mit Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen, welche nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entsprechen. Nach der Richtlinie sind die nach Technischer Spezifikation maximal zulässigen Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen für den unbefristeten Betrieb zu verwenden. Das KKG benutzt jedoch Aktivitätskonzentrationen aus Routineanalysen, die in 95 % der Betriebszeit nicht überschritten wurden. Die Konzentrationen nach Technischer Spezifikation liegen beim dosisrelevanten Nuklid Iod-131 um einen Faktor 3,6 höher als die vom Betreiber verwendeten Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen. Im Rahmen des Geschäftes 17/12/055 ging das ENSI bereits auf diesen Sachverhalt ein. Entsprechend fordert das ENSI (vgl. Forderung 6-11) für zukünftig einzureichende radiologische Störfallanalysen, dass die Nachweisführung anhand der nach Technischen Spezifikationen für den zeitlich uneingeschränkten Betrieb zulässigen Aktivitätskonzentration im Primärkreislauf zu erfolgen hat. Die beschriebene Vorgehensweise zur Ermittlung der Aktivitätskonzentration im Dampferzeugerwasser ist grundsätzlich akzeptabel.

Für den bezüglich Primärkühlmittelaktivitätskonzentration skalierten Quellterm reduziert sich zudem nach Auffassung des KKG die Störfallhäufigkeit für den jeweiligen Störfall um einen Faktor 26, da ein entsprechender zeitlich begrenzter Anlagenzustand nur für maximal 2 Wochen pro Jahr auftreten kann, bevor die Anlage nach dieser Zeit abgefahren werden muss. Das ENSI teilt diese Auffassung nicht, da die Technischen Spezifikationen einen Betrieb ohne zeitliche Beschränkung bis zu Werten der Primärkühlmittelaktivitätskonzentration von $2E + 06$ Bq/kg zulassen. Eine Inanspruchnahme der Regelungen nach Richtlinie ENSI-A01 Abs. 4.3 Bst. d ist nur

auf die Situation des zweiten Grenzwerts für eine Primärkühlmittelaktivitätskonzentration von 2E + 07 Bq/kg anwendbar.

In diesem Zusammenhang beantragte das KKG Ende 2019 die Streichung des zweiten Grenzwerts für die Primärkühlmittelaktivitätskonzentration aus der Technischen Spezifikation, welche aufgrund der Verschärfung der für den Betrieb zulässigen Randbedingungen, die einer sicherheitsgerichteten Verschiebung des zweiten Grenzwerts auf das Niveau des ersten gleichkommt, vom ENSI freigegeben wurde [ENSI 2020-06-11]. Im Fall eines sich entwickelnden Brennstoffschadens mit Überschreitung des Wertes von 2,0E + 06 Bq/kg ist die Anlage gemäss BHB jetzt innerhalb von 3 Tagen abzufahren. Nach Auffassung des ENSI ist für die Erbringung des Nachweises der ausreichenden Vorsorge der Leistungsbetrieb nach Überschreitung von 2E + 06 Bq/kg I-131-Aktivitätskonzentration im Primärkreislauf unverzüglich zu beenden; d. h. die Anlage ist dann unverzüglich betrieblich abzufahren, siehe ENSI-Schreiben [ENSI 2020-06-11]. Die Qualifizierung von «unverzüglich» ist vom KKG geeignet und werksspezifisch im BHB festzulegen. Darüber hinaus stellte das ENSI fest, dass im BHB 2.3.3-1.1 Seite 1v5, Index 3/19 weder die Betriebsarten spezifiziert sind, in denen die begrenzende Betriebsbedingung (I-131-Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel) einzuhalten ist, noch präzisiert wurde, in welche Betriebsart und mit welcher Frist die Anlage nach Überschreitung der begrenzenden Betriebsbedingung zu bringen ist. Dies entspricht nicht den Anforderungen der Richtlinie [ENSI-G09].

Forderung 6-11 (Technische Spezifikation zur I-131-Primärkühlmittelaktivitätskonzentration)

Das KKG hat dem ENSI einen Freigabeantrag zur Technischen Spezifikation betreffend BHB 2.3.3-1.1, Seite 1, v5, Index 3/19, einzureichen. Das KKG hat darin anzugeben, für welche Betriebsarten die begrenzende Betriebsbedingung (I-131-Primärkühlmittelaktivitätskonzentration) gilt. Es ist zu präzisieren, in welche Betriebsart und mit welcher Frist die Anlage nach Überschreitung der begrenzenden Betriebsbedingung zu bringen ist. Termin: 31.12.2025.

Im Folgenden werden die relevanten Befunde der Überprüfung durch das ENSI in den nachfolgenden Abschnitten zusammenfassend dargestellt. Die Umsetzung von Verbesserungspunkten, die bei verschiedenen Störfällen wiederholt identifiziert wurden, wie z. B. betreffend Dokumentation und PKM-TS-Werte, erfolgt mittels der in einer Aktionsliste [ENSI 17/3066] festgehaltenen Verbesserungspunkten und ist Gegenstand der Forderung 6-12, auf die an entsprechender Stelle in den nachfolgenden Abschnitten von Kap. 6.3.5 verwiesen wird. Dieses Vorgehen soll Wiederholungen identifizierter Verbesserungspunkte und damit gleich oder ähnlich lautende Forderungstexte vermeiden und dennoch für das KKG die Verbesserungspunkte störfallspezifisch vollständig beinhalten. Die in der Aktionsliste gelisteten Forderungen erachtet das ENSI aufgrund vorhandener Margen zum nachweislich einzuhaltenden Dosiswert auch als von nachgeordneter Dringlichkeit.

Forderung 6-12 (Aktionsliste zu den radiologischen Analysen des KKG)

Es sind sämtliche in der «Aktionsliste der radiologischen Analysen» aufgeführten Verbesserungspunkte umzusetzen und die betroffenen radiologischen Analysen erneut dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2027.

6.3.4 Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnung

Angaben des KKG

Die Berechnung der Folgedosis aufgrund von Aktivitätsabgaben in die Umgebung erfolgte konform zur Richtlinie [ENSI-G14] unter Verwendung des Rechenprogramms EXPO-G14. Als Expositionspfade wurden Immersion, Bodenstrahlung, Inhalation, Ingestion und Resuspension berücksichtigt. Topographische Daten der Umgebung des Kraftwerks wurden bis zu einem Radius von 10 000 m berücksichtigt. Bei allen Berechnungen wurde eine minimale Abwinddistanz von 200 m angesetzt. Die Emissionshöhe ist vom jeweiligen Störfall abhängig: Bei Freisetzungen über die Frischdampfsicherheitsventile und Abblaseregelventile wurde von einer Emissionshöhe von 34 m ausgegangen, bei Kaminabgaben von 99 m. Bei einer Freisetzungshöhe von 34 m wurden der Einfluss des Reaktorgebäudes und des Kühlturms in den Berechnungen berücksichtigt; bei Abgaben über den Kamin wurde nur der Kühlturm berücksichtigt. Erfolgt die Freisetzung in einer Höhe von 34 m, wurden die

effektiven Freisetzungshöhen aufgrund der thermischen Überhöhung störfallspezifisch ermittelt. Bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde jeweils die tatsächliche Freisetzungshöhe von 99 m angesetzt.

Zur Bestimmung der Inhalations- und Ingestionsdosen wurden die Dosisfaktoren aus der schweizerischen Strahlenschutzverordnung [StSV] oder aus den ICRP-Originalpublikationen verwendet.

Beurteilung des ENSI

Bei der Bestimmung des Ortes mit dem grössten Gesamtdosisbeitrag in der Umgebung werden vom KKG Abwinddistanzen kleiner als 200 m zum Abgabeort richtlinienkonform nicht berücksichtigt. Die Berücksichtigung einer thermischen Überhöhung bei Freisetzungen aus Anlagenräumen ist nach Richtlinie [ENSI-A08] zulässig. Das ENSI hat in seinen Ausbreitungsrechnungen diesbezüglich etwas konservativer (ohne eine solche gerechnet) und eine Abgabehöhe von 30 m verwendet. Die Berücksichtigung des Einflusses des Reaktorgebäudes führt zu etwas höheren Ergebnissen bei den resultierenden Dosiswerten des KKG.

Aufgrund der am 1. Januar 2018 in Kraft getretenen Revision der Strahlenschutzverordnung hat das ENSI seine Rechnungen mit Revisionsstand der Strahlenschutzverordnung von Januar 2019 durchgeführt. Die damit verbundenen punktuellen Änderungen betreffend geänderter Dosisfaktoren sind in den radiologischen Analysen des KKG aufgrund ihres früheren Erstellungsdatums noch nicht berücksichtigt.

Das ENSI hat für eine Stichprobe Ausbreitungs- und Dosisberechnungen mit den vom KKG angegebenen Quelltermen durchgeführt und für diese mit den KKG-Ergebnissen vergleichbare Werte erhalten; die erwähnten Dosisberechnungen des KKG mit dem verwendeten Programm EXPO-G14 erfüllen die Anforderungen der Richtlinie [ENSI-G14].

6.3.5 Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

6.3.5.1 Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) mit betrieblichen Dampferzeugerleckagen

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 1 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 2 zugeordnet.

Die Anlage befindet sich im Volllastbetrieb. Aufgrund des Notstromfalls kommt es zu einer RESA. Als Einzelfehler wird das fehlerhafte Offenbleiben eines Frischdampfsicherheitsventils nach dem ersten Ansprechen postuliert. Bis zum Übergang auf die primärseitige Kühlung nach 4,5 h, werden insgesamt 350 t Frischdampf über die Frischdampfsicherheitsventile und Abblaseregelventile auf einer Emissionshöhe von 34 m freigesetzt.

Die höchste Gesamtdosis ergibt sich für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,006 mSv. Im Rahmen einer Nachforderung hat das KKG eine Dosisabschätzung mit dem gleichen Quellterm wie in der Analyse für den «Notstromfall mit Einzelfehler», unter den Randbedingungen für die Störfallkategorie 1, durchgeführt. Die höchste Gesamtdosis ergibt sich für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,03 mSv. Somit deckt der radiologische Nachweis für das Ereignis mit Einzelfehler aufgrund der sehr grossen Sicherheitsmarge auch das Ereignis ohne Einzelfehler ab.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall ist ohne Einzelfehler gemäss Kap. 6.1 der Störfallkategorie 1 zugeordnet und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 2.

Das ENSI hat die nachgeforderten Analysen geprüft und festgestellt, dass als Basis des vom KKG verwendeten Quellterms nicht die nach Technischer Spezifikation maximal zulässige Primärkühlmittelaktivitätskonzentration verwendet wurde, sondern, wie im Abschnitt 6.3.3 bereits angesprochen, ein davon abweichender, tieferer Wert. Der Quellterm und die Folgedosen werden entsprechend unterschätzt.

Beim Austrocknen des Dampferzeugers wird vom KKG des Weiteren angegeben, dass die im austretenden Primärkühlmittel enthaltenen Nuklide ohne Rückhaltung in die Umgebung gelangen. Diese Anforderung der Richtline ENSI-A08 hat das KKG korrekt umgesetzt. Nach dem Ausdampfen des Dampferzeugers berücksichtigt das KKG in seinen Berechnungen trotz des offenbleibenden Frischdampfsicherheitsventils keine weiteren Aktivitätsabgaben über diesen Pfad. Aus Sicht des ENSI sind jedoch aufgrund der postulierten Dampferzeugerleckage weiterhin ungefilterte Abgaben aus diesem Dampferzeuger zu unterstellen, bis der Dampferzeuger thermisch isoliert ist bzw. das Frischdampfsicherheitsventil geschlossen bleibt. Die Betrachtungsdauer der radiologischen Analyse des KKG reicht somit nicht schlüssig bis zur Beendigung der Freisetzungen über diesen Pfad.

Das ENSI hat daher eigene Quellterm- und Dosisberechnungen mit veränderten Randbedingungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 1 mSv für den Störfall mit Einzelfehler, trotz deutlich höherem Quellterm, nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht der Einhaltung des quellenbezogenen Dosisrichtwertes für den Störfall ohne Einzelfehler (Störfallkategorie 1) unter Berücksichtigung der o. g. Punkte obliegt dem KKG (vgl. auch Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den Werten der Technischen Spezifikation für das Primärkühlmittel (PKM-TS)).

Forderung 6-13 (Notstromfall)

Die radiologische Analyse zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) ist in folgenden Punkten für einen abdeckenden PKM-TS-Wert zu überarbeiten (unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation):

a) Die radiologische Analyse ist zusätzlich ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers durchzuführen, da aufgrund der Unterstellung eines Einzelfehlers ein Wechsel der Störfallkategorie erfolgt.

b) Bei freigelegter Leckstelle ist anzunehmen, dass die im austretenden Primärkühlmittel enthaltenen Nuklide ohne Rückhaltung in die Umgebung gelangen.

c) Der Störfall ist bis zur Beendigung der Freisetzungen zu untersuchen, d. h. bis der Dampferzeuger thermisch isoliert ist bzw. das Frischdampfsicherheitsventil geschlossen bleibt.

Termin: 31.12.2025.

6.3.5.2 Fehlöffnen oder fehlerhaftes Offenbleiben eines Frischdampfabblase- oder Frischdampfsicherheitsventils

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 2 zugeordnet. Als Einzelfehler wird das Versagen der Anregung oder der Absperrung der Notbespeisung im betroffenen Dampferzeuger postuliert.

Es wird das Fehlöffnen des Frischdampfsicherheitsventils am Dampferzeuger 1 unterstellt, infolgedessen es nach kurzer Zeit zum Austrocknen des Dampferzeugers kommt. Am Ende der automatischen Phase des Störfallablaufs befindet sich die Anlage im Zustand «unterkritisch heiss». In diesem Zustand verbleibt die Anlage für eine weitere Stunde. Danach wird das Abfahren über die Dampferzeuger mit ca. 45 K/h gestartet. Die Frischdampfabgabe über Dach erfolgt nun geregelt entsprechend der Funktionalität der Frischdampfabblaseregelventile.

Der nach Richtlinie ENSI-G14 berechnete höchste Dosiswert für den Störfallablauf ohne Einzelfehler liegt für die Gruppe Kleinkind bei 5,5E-03 mSv. Für den Fall mit Einzelfehler wurde die höchste Dosis für die Gruppe der Kleinkinder ermittelt; sie beträgt 5,6E-03 mSv.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat festgestellt, dass die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung eingereichten Berichte PEG-X-53257 und PEG-X-53320 widersprüchliche Aussagen zur Störfallkategorisierung aufweisen. Das ENSI beurteilt die Einteilung des Störfalls ohne und mit Einzelfehler in Störfallkategorie 2 als zutreffend (vgl. Kap. 6.1).

Die für die Quellltermberechnung verwendeten Eingangsgrössen resultieren zum Grossteil aus RELAP5-Rechnungen, die zum Teil nur in Form von Grafiken vorlagen (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation). Für die Phase des Austrocknens des Dampferzeugers wird vom KKG angegeben, dass die im austretenden Primärkühlmittel enthaltenen Nuklide ohne Rückhaltung in die Umgebung gelangen. Diese Anforderung der Richtlinie ENSI-A08 hat das KKG korrekt umgesetzt. Nach dem Ausdampfen des Dampferzeugers berücksichtigt das KKG in seinen Berechnungen trotz des offenbleibenden Frischdampfsicherheitsventils keine weiteren Aktivitätsabgaben über diesen Pfad. Aus Sicht des ENSI sind jedoch aufgrund der postulierten Dampferzeugerleckage weiterhin ungefilterte Abgaben aus diesem Dampferzeuger zu unterstellen, bis das Sicherheitsventil geschlossen beziehungsweise der Dampferzeuger thermisch isoliert ist und die störfallbedingten Freisetzungen enden (vgl. Kap. 6.3.5.1 zur Freisetzungsdauer). Zudem rechnet das KKG mit Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen, welche nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entsprechen (vgl. Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten).

Das ENSI hat deshalb eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 1 mSv nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.3 Fehlschliessen aller Frischdampfisolationsventile

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 1 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 2 zugeordnet. Als Einzelfehler wird das Versagen eines Frischdampfsicherheitsventils des Dampferzeugers 1 beim Öffnen postuliert. Es wird radiologisch der abdeckende Fall mit Einzelfehler beschrieben. Radiologisch deckt die Betrachtung des Ereignisses mit Einzelfehler das Ereignis ohne Einzelfehler ab. Die höchste Gesamtdosis ergibt sich für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,009 mSv.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall ist ohne Einzelfehler gemäss Kap. 6.1 der Störfallkategorie 1 zugeordnet und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 2.

Das ENSI überprüfte anhand von nachgeforderten Datensätzen die Quellterme des Betreibers. Die Angaben für die Iod- und Edelgasabgaben waren alle nachvollziehbar, die Abweichungen bei den Aerosolen akzeptabel, wobei die Werte des KKG für Ru-106 im Vergleich jedoch deutlich kleiner ausfielen. In den im Dampferzeuger aufsteigenden Blasen wird konservativ zunächst das gesamte Iod zu 100 % in elementarer Form unterstellt und für die Dosisberechnungen anschliessend, wie in Kap. 1.3 Anhang 3 Richtlinie ENSI-A08, zu 97 % als elementares und zu 3 % als organisches Iod berücksichtigt. Ebenfalls wird ein Spiking für alle Nuklide unterstellt, was als konservativ zu bewerten ist. Jedoch hat das KKG auch hier mit Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen gerechnet, welche nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entsprechen (vgl. Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten).

Nach Richtlinie ENSI-A01 ist der Nachweis für die tiefere Störfallkategorie zu führen, falls ein Störfall aufgrund der Unterstellung eines Einzelfehlers einer höheren Störfallkategorie zugeordnet wird (vgl. auch Kap. 6.1.5). Das ENSI teilt zudem die Auffassung des KKG nicht, wonach die radiologische Analyse mit Einzelfehler hier den abdeckenden Fall darstellt. Ein Vergleich der ausgewiesenen Quellterme des KKG vom Störfall mit und ohne Einzelfehler durch das ENSI zeigt, dass die Iod- bzw. Aerosolquellterme vom Ereignis ohne Einzelfehler höher ausfallen als bei der Analyse mit Einzelfehler. Lediglich der Edelgasquellterm ist beim Störfall mit Einzelfehler gegenüber dem Szenario ohne Einzelfehler um 5 % erhöht; die Edelgase tragen jedoch zur Gesamtdosis in diesem Fall nur unwesentlich bei. Somit ist die Aussage des KKG im Bericht BER-S-92738, dass die Störfallanalyse des Fehlschliessens aller Frischdampfisolationsventile mit Einzelfehler zu höheren Aktivitätsabgaben führt, nicht nachvollziehbar. Gleiches gilt für den direkten Vergleich der ausgewiesenen Folgedosen in Referenz PEG-X-53315 für den Störfall mit und ohne Einzelfehler.

Das ENSI hat entsprechend eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass der Dosiswert von 0,3 mSv für den Störfall ohne Einzelfehler eingehalten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.4 Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch innerhalb und ausserhalb des Containments

Angaben des KKG

Der Störfall «Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Containments» liegt mit und ohne Einzelfehler in der Störfallkategorie 3, während der Störfall «Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments» ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet wird. Der Störfall «Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Containments mit Einzelfehler» deckt die anderen Fälle bezüglich der Aktivitätsfreisetzung ab. Beim radiologisch abdeckenden Fall werden bis zum Übergang auf die primärseitige Nachkühlung nach 4,5 h 339 t Frischdampf über die Frischdampfsicherheitsventile und Abblaseregelventile auf einer Emissionshöhe von 34 m abgegeben. Die Freisetzung von Aktivität in die Sicherheitsbehälteratmosphäre wird zu den Abgaben auf der Sekundärseite addiert. Damit wird die Rückhaltung im Sicherheitsbehälter konservativ vernachlässigt.

Die berechnete Strahlendosis für den Störfall der Kategorie 3 liegt für die Gruppe «Kleinkind» bei 6,9E-03 mSv und somit deutlich unterhalb des Dosiswertes für Kategorie-2-Störfälle von 1 mSv nach StSV.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die vom KKG vorgenommene Zuordnung der Störfälle in die Störfallkategorien als korrekt (vgl. Kap. 6.1).

Aufgrund der strengeren radiologischen Randbedingungen erfolgte für den doppelendigen Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments die Überprüfung des Störfalls ohne Einzelfehler (Störfallkategorie 2) und für den doppelendigen Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Containments die des Störfalls mit Einzelfehler (Störfallkategorie 3, Einzelfehler, Versagen der automatischen Absperrung der Notbespeisung). Die Prüfung der Quellterme des Betreibers erfolgte anhand von nachgeforderten Datensätzen. Generell waren die Iod- und Edelgasquellterme des Betreibers gut nachrechenbar. Die Aerosolquellterme des Betreibers fielen dagegen kleiner bzw. vereinzelt (Ru-106) deutlich kleiner aus, als die Werte aus der Nachrechnung des ENSI. Für die im Dampferzeuger aufsteigenden Dampfblasen wird konservativ zunächst das gesamte Iod zu 100 % in elementarer Form unterstellt und für die Dosisberechnungen anschliessend, wie in Kap. 1.3 Anhang 3 Richtlinie ENSI-A08, als zu 97 % elementares und zu 3 % organisches Iod berücksichtigt. Ebenfalls wird ein Spiking für alle Nuklide unterstellt, was als konservativ zu bewerten ist. Das KKG machte jedoch keine Angaben darüber, warum nach einem Ausdampfen des Dampferzeugers 1, trotz unterstellter Dampferzeugerleckage, keine weiteren Aktivitätsabgaben über diesen Pfad berücksichtigt werden. Aus Sicht des ENSI sind jedoch aufgrund der postulierten Dampferzeugerleckage weiterhin ungefilterte Abgaben aus dem betroffenen Dampferzeuger zumindest denkbar, bis der Dampferzeuger thermisch isoliert ist. Zudem hat das KKG auch hier mit Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen gerechnet, welche nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entsprechen (vgl. Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten).

Das ENSI hat entsprechend eigene Quellterm- und Dosisberechnungen mit veränderten Randbedingungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass der Dosishöchstwert von 100 mSv für den Störfall «Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Containments» mit Einzelfehler und von 1 mSv für den Störfall «Doppelendiger Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments» ohne Einzelfehler eingehalten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.5 Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch innerhalb und ausserhalb des Containments

Angaben des KKG

Der Störfall «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch innerhalb des Containments» liegt mit und ohne Einzelfehler in der Störfallkategorie 3, während der Störfall «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments» ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet wird.

Der Störfall «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments mit Einzelfehler» ist bezüglich der grössten Aktivitätsfreisetzung führend und deckt die beiden anderen Fälle ab. Es wird ein 2F-Bruch einer Speisewasserleitung im Ringraum vor der letzten Rückschlagklappe vor dem Dampferzeuger 1 unterstellt.

Beim Kategorie-2-Störfall «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments ohne Einzelfehler» strömt das gesamte Wasser, das von den Speisewasserpumpen gefördert wird, zur Bruchstelle und die Rückschlagklappen der drei Dampferzeuger schliessen. Bis zum Übergang auf die primärseitige Nachkühlung ca. 4,4 h nach Störfallbeginn, werden 306,7 t Frischdampf über die Frischdampfsicherheitsventile und Abblaseregelventile und 93 kg Speisewasser auf einer Emissionshöhe von 34 m abgegeben.

Für den Störfall «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch innerhalb des Containments» mit Einzelfehler (Kat. 3) wird der 2F-Bruch einer Speisewasserleitung hinter der letzten Rückschlagklappe vor dem Dampferzeuger 1 unterstellt. Das gesamte Wasser, das von den Speisewasserpumpen gefördert wird, strömt zur Bruchstelle und die Rückschlagklappen vor den Dampferzeugern 2 und 3 schliessen. Aufgrund eines Einzelfehlers steht eine Notspeisepumpe nicht zur Verfügung. Zirka 4,5 h nach Störfallbeginn, wenn auf die primärseitige Nachkühlung übergegangen werden kann, wurden 314,6 t Frischdampf und 53,9 t Speisewasser aus der gebrochenen Leitung von der Dampferzeugerseite freigesetzt.

Die Auswertung des Falls «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments» ohne Einzelfehler zeigt, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert für Kategorie-2-Störfälle von 1 mSv eingehalten wird. Der nach der Richtlinie ENSI-G14 berechnete maximale effektive Gesamtdosiswert liegt für die Gruppe «Kleinkind» bei 1,2E-03 mSv.

Die Auswertung für den zu den grössten Freisetzungen führenden Kategorie-3-Fall «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments» mit Einzelfehler zeigt, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert für Kategorie-3-Störfälle von 100 mSv eingehalten wird. Die berechnete effektive Gesamtdosis liegt für die Gruppe «Kleinkind» bei 1,9E-03 mSv.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die vom KKG vorgenommene Zuordnung der Störfälle in die Störfallkategorien als korrekt (vgl. Kap. 6.1).

Das ENSI hat den «Doppelendigen Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments» ohne Einzelfehler eingehender geprüft, weil dieser zur Störfallkategorie 2 gehörende Störfall hinsichtlich des einzuhaltenden Dosiswertes von 1 mSv den radiologisch kritischen Fall darstellt. Die entsprechenden Angaben des KKG für die Edelgas- und Iodabgaben waren alle gut nachvollziehbar. Die nachgerechneten Aerosolquellterme des ENSI waren etwas grösser; beim Ru-106 deutlich grösser. Wie in Kap. 6.3.5.4, wurde auch hier beim Speisewasserleitungsbruch die Iodzusammensetzung und das Spiking auf gleiche Weise modelliert. Zudem hat das KKG hier auch mit Primärkühlmittelaktivitätskonzentrationen gerechnet, welche nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entsprechen (vgl. Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten).

Für die Fälle «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch innerhalb des Containments» mit und ohne Einzelfehler und «Doppelendiger Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments» mit Einzelfehler (führender Fall) fehlen Angaben darüber, warum nach einem Ausdampfen des Dampferzeugers 1 trotz unterstellter Dampferzeugerleckage keine weiteren Aktivitätsabgaben über diesen Pfad berücksichtigt werden. Aus Sicht des ENSI sind aufgrund der postulierten Dampferzeugerleckage weiterhin Abgaben aus diesem Dampferzeuger zumindest denkbar.

Das ENSI hat sich davon überzeugt, dass die Einhaltung von 100 mSv für diese Fälle der Störfallkategorie 3 und die Einhaltung von 1 mSv für den Fall der Störfallkategorie 2 gewährleistet ist. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.6 Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Es wird ein Bruch in der kaltseitigen Rohrleitung zwischen Reaktorkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter unterstellt. Es wird angenommen, dass der Bruch augenblicklich auftritt, wobei eine schnelle Druckentlastung des gesamten Primärkühlkreises erfolgt. Der Kühlmittelverluststörfall resultiert in einem Abfall des Primärkreisdrucks und des Druckhalterfüllstands, und der Reaktorkern im Reaktordruckbehälter wird im fortschreitenden Störfallverlauf vom Kühlmittel nicht mehr bedeckt. Infolge des Leitungsbruches kommt es zu einer Primärkühlmittelfreisetzung in den Sicherheitsbehälter. Es wird eine vollständige Nuklidfreisetzung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre unterstellt. Die Durchmischung beschränkt sich dabei auf die grossen Anlagenräume. Die Abgaben erfolgen in den ersten 8 s ungefiltert über die betriebliche Lüftung. Acht Sekunden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses erfolgt der Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters. Es wird eine konstante Leckrate des Sicherheitsbehälters von 0,25 Vol.-%/d verwendet, die nach 24 h auf einen Wert von 0,125 Vol.-%/d abfällt. Es kommt zu einer Aktivitätsfreisetzung aus 10 % defekten Brennstäben, wobei eine vollständige Nuklidfreisetzung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre angenommen wird. Es wird eine inhomogene Durchmischung im Ringraum berücksichtigt. Die Abgaben erfolgen ab diesem Zeitpunkt gefiltert über die Ringraumabsaugung. Für den Zeitraum bis 22,2 h nach Eintritt des Ereignisses werden Ablagerungen von Aerosolpartikeln im Sicherheitsbehälter kreditiert.

Die maximal resultierende Gesamtdosis beträgt 0,22 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder. Es wird damit gezeigt, dass die berechnete Dosis in der Anlagenumgebung unterhalb des nachweislich einzuhaltenden Dosiswertes von 100 mSv für die Kategorie 3 nach StSV liegt.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall ist ohne Einzelfehler gemäss Kap. 6.1 der Störfallkategorie 3 zugeordnet und mit Einzelfehler auslegungsüberschreitend.

Es wird vereinfacht abdeckend die vollständige Nuklidfreisetzung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre modelliert. Dies wird als sehr konservativ beurteilt. Das KKG unterstellt für die radiologische Analyse, dass als Folge des Störfalls 10 % defekte Brennstäbe auftreten. Diese Annahme entspricht der Richtlinie ENSI-A08. Die verwendeten Freisetzungsanteile für die einzelnen Nuklidgruppen entsprechen ebenfalls den Vorgaben aus der Richtlinie ENSI-A08. Dies wird ebenfalls als abdeckend beurteilt. Die Modellierung der Aerosolablagerung ist akzeptabel. Angaben zu den verwendeten Modellen und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme fehlten jedoch im Bericht (vgl. 6.3.1 zur Dokumentation). Die vom KKG ausgewiesenen Quellterme waren mit deren Angaben bis auf eine Ausnahme nachrechenbar: für die erste Phase von 8 s wurde für Iod, Cäsium und Korrosionsprodukte Spiking mit einem Faktor von 25 berücksichtigt. Dies geht aus der Dokumentation der Eingangsdaten jedoch nicht hervor. Die abgeleiteten Angaben zur chemischen Speziation der freigesetzten Iodisotope beurteilt das ENSI als akzeptabel. Das ENSI hält die verwendeten Transportmodelle für zweckmässig, um die Quellterme zu ermitteln. Jedoch sind einige in der Quelltermberechnung verwendete Randbedingungen nicht ausreichend konservativ gewählt worden: Für die in der Analyse angenommene Schliesszeit von 8 s für den lüftungstechnischen Abschluss des SHB, fehlt eine belastbare Referenz. Eine maximal erlaubte Schliesszeit für die Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle ist nach Kenntnis des ENSI nicht definiert. Zu der mit Abschluss der SHB-Isolation angesetzten gefilterten Abgabe über die Ringraumabsaugung liegen widersprüchliche Angaben vor, auf die das ENSI Ende 2015 im Zusammenhang mit der Störfallanalyse zum 2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung hingewiesen hatte ENSI 17/1871. Das KKG legte hierzu einen Bericht PEG-X-61337 vor, in dem die vom ENSI erwähnte Verzögerungszeit von 5 min bei der Abschaltung der betrieblichen Abluft und das Schliessen der Absperrklappen via YZ32 GBA-Signal, nach dieser

Verzögerungszeit bei KKG nicht vorliege und daher mit deutschen Anlagen nicht verglichen werden könne. Der Widerspruch zu anderen werksinternen Dokumenten (vgl. Berichte ALD-S-89991, S. 601/602; PEG-E-32225, PEG-X-62199, S. 108) wurde nach Auffassung des ENSI damit aber nicht aufgehoben und ist deshalb belegbar abzuklären. Dazu sind die jeweiligen Volumenströme der Ringraumabluft nach erfolgter SHB-Isolation vor und nach dem Schliessen der GBA-Ringraumklappen 4TL30S104 und1TL30S105 belegbar auszuweisen und in der radiologischen Analyse zu berücksichtigen (siehe auch Forderung 6-14).

Im Weiteren stellte das ENSI fest, dass der vom KKG für die Rückhaltung der Aerosole angesetzte Abscheidegrad von 99,97 % nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entspricht, wonach bei einem Störfallfilter die Festlegungen in der Technischen Spezifikation zu verwenden sind.

Das ENSI hat eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt. Insgesamt konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 100 mSv nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.7 Steuerelementauswurf

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Durch den Bruch eines Antriebstutzens entsteht ein Leck im Reaktordruckbehälter. Es wird angenommen, dass das Steuerelement durch den hohen Druckunterschied zwischen Containment und Primärkreis in 0,1 s vollständig ausgeworfen wird. Aufgrund des entstandenen Lecks fliessen insgesamt 816 t Wasser in den Sicherheitsbehälter, wovon 194 t Primärkühlmittel sind. In den ersten 30 s erfolgen die Abgaben ungefiltert über die betriebliche Lüftung. Anschliessend erfolgt nach insgesamt 30 s, wovon 5,4 s auf die angenommene Schliesszeit der Schnellschlusslüftungsklappen entfallen, die SHB-Isolation. Die Abgaben erfolgen daraufhin gefiltert über die Ringraumabsaugung. Das KKG modelliert eine Erhöhung der Primärkühlmittelaktivität für alle Nuklide mit einem Spikingfaktor von 25 für die gesamte Zeitdauer. Für den Zeitraum bis 22,2 h nach Eintritt des Ereignisses werden Ablagerungen von Aerosolpartikeln kreditiert.

Die höchste Gesamtdosis ergibt sich für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,013 mSv. Es wird damit gezeigt, dass selbst für die Kategorie 3 die berechnete Dosis in der Anlagenumgebung unterhalb des nachweislich einzuhaltenden Dosiswertes von 1 mSv für die Kategorie 2 nach StSV liegt.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall ist ohne und mit Einzelfehler gemäss Kap. 6.1 der Störfallkategorie 3 zuzuordnen.

Die technische Analyse und Grundlage für die radiologische Analyse berücksichtigt einen Einzelfehler (vgl. Kap. 6.2.3.2). Die Quellterme des Betreibers waren mit den beschriebenen Randbedingungen bis auf Iod nachrechenbar. Die ausgewiesenen Iodquellterme lagen etwas höher als die vom ENSI, unter Verwendung der Betreiberangaben, ermittelten Werte. Angaben zu den verwendeten Modellen und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme fehlten im Bericht (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation).

Es wird vom KKG vereinfachend und abdeckend eine vollständige Nuklidfreisetzung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre angenommen. Ebenfalls rechnet das KKG von Beginn des Störfalls an mit einem Spikingfaktor von 25 für alle Nuklide. Dies wird als abdeckend beurteilt. Die Modellierung der Aerosolablagerung ist akzeptabel. Das ENSI hält die verwendeten Transportmodelle für zweckmässig, um die Quellterme zu ermitteln. Nach Auffassung des ENSI sind einige in der Quelltermberechnung verwendete Randbedingungen jedoch nicht ausreichend konservativ gewählt worden:

Für die in der Analyse angenommene Schliesszeit von 5,4 s für den lüftungstechnischen Abschluss des SHB fehlt eine belastbare Referenz. Gemäss Prüfvorschrift VOR-M-21 zur wiederkehrenden Prüfung der Schliesszeiten von Schnellschlusslüftungsklappen, wird die Einhaltung eines Mittelwertes aus fünf Schliesszeiten mit Akzeptanzwert kleiner 3 s verlangt. Aufgrund der Mittelwertbildung sind demzufolge auch längere Zeiten bei ein-

zelnen Messungen möglich. Eine maximal erlaubte Schliesszeit für die Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle ist nach Kenntnis des ENSI nicht definiert, wie oben bereits erläutert (vgl. Kap. 6.3.5.6 und Forderung 6-12). Nach Richtlinie ENSI-A01 sind die Randbedingungen für eine deterministische Störfallanalyse jedoch konservativ zu wählen. Im Weiteren stellte das ENSI fest, dass der vom KKG für die Rückhaltung der Aerosole angesetzte Abscheidegrad von 99,97 % nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 entspricht, wonach bei einem Störfallfilter die Festlegungen in der Technischen Spezifikation zu verwenden sind. Betreffend die mit Abschluss der SHB-Isolation angesetzten gefilterten Abgabe über die Ringraumabsaugung wird auf Kap. 6.3.5.6 verwiesen.

Ferner stellte das ENSI fest, dass die Iodquellterme des KKG etwas grösser ausfallen als die vom ENSI, unter Verwendung der Betreiberangaben, ermittelten Werte. Die davon abgeleiteten Angaben zur chemischen Speziation der freigesetzten Iodisotope beurteilt das ENSI als nicht nachvollziehbar, da sie nicht im Einklang mit den beschriebenen Randbedingungen sind. Eine plausible Erklärung liegt nicht vor. In Bezug auf die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter vertritt das ENSI die Auffassung (vgl. RG-1.183 und C-1), dass für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Primärkreis freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sogenannten grossen Anlagenräume vorzunehmen ist, wie auch beim Störfall «Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung» unterstellt.

Das ENSI hat daraufhin eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 100 mSv nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.8 Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf

Angaben des KKG

Der Störfall «Kleine Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» liegt ohne Einzelfehler in der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler in der Störfallkategorie 3. Der Störfall «Mittlere Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» wird unabhängig vom Einzelfehler in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Es wird jeweils das grösste Leck der «Kleinen Kühlmittelverluststörfälle» (75 cm^2) und der «Mittleren Kühlmittelverluststörfälle» (380 cm^2) betrachtet, da in diesen Fällen der Beitrag zur Aktivität und folglich auch zur Dosis am höchsten ist.

Die höchste Gesamtdosis ergibt sich für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt für kleine Kühlmittelverluststörfälle 0,013 mSv und bei mittleren Kühlmittelverluststörfällen 0,017 mSv. Die berechneten Werte für die Strahlendosis der verschiedenen Personengruppen für kleine Brüche und Lecks und mittlere Brüche und Lecks liegen unterhalb des Dosiswertes für Kategorie-1-Störfälle von 0,3 mSv nach StSV.

Beurteilung des ENSI

Die Einteilung des KKG in die Störfallkategorien beurteilt das ENSI gemäss Kap. 6.1 als zutreffend.

Die Quellterme des Betreibers waren mit den beschriebenen Randbedingungen bis auf Iod nachrechenbar. Die ausgewiesenen Iodquellterme lagen etwas höher als die vom ENSI, unter Verwendung der Betreiberangaben, ermittelten Werte. Angaben zu den verwendeten Modellen und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme fehlten im Bericht des KKG (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation).

Vom KKG wird vereinfachend und abdeckend eine vollständige Nuklidfreisetzung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre angenommen. Ebenfalls rechnet das KKG von Beginn des Störfalls an mit einem Spikingfaktor von 25 für alle Nuklide. Dies wird als abdeckend beurteilt. Die Modellierung der Aerosolablagerung ist akzeptabel. Das ENSI hält die verwendeten Transportmodelle für zweckmässig, um die Quellterme zu ermitteln. Jedoch sind einige in der Quelltermberechnung verwendete Randbedingungen nicht ausreichend konservativ gewählt worden: Für die in der Analyse angenommene Schliesszeit von 5,4 s für den lüftungstechnischen Abschluss des SHB fehlt eine belastbare Referenz. Eine maximal erlaubte Schliesszeit für die Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle ist nach Kenntnis des ENSI im KKG nicht definiert, wie oben bereits erläutert (vgl.

Kap. 6.3.5.6 und Forderung 6-12). Betreffend die mit Abschluss der SHB-Isolation angesetzten gefilterten Abgaben über die Ringraumabsaugung wird auf Kap. 6.3.5.6 verwiesen. Im Weiteren fallen die Iodquellterme des KKG etwas grösser aus als die vom ENSI, unter Verwendung der Betreiberangaben, ermittelten Werte. Die davon abgeleiteten Angaben zur chemischen Speziation der freigesetzten Iodisotope beurteilt das ENSI als nicht nachvollziehbar, da sie nicht im Einklang mit den beschriebenen Randbedingungen sind. Eine plausible Erklärung liegt nicht vor. Der vom KKG für die Rückhaltung der Aerosole angesetzte Abscheidegrad von 99,97 % entspricht zudem nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08, wonach bei einem Störfallfilter die Festlegungen in der Technischen Spezifikation zu verwenden sind. Das KKG unterstellt ferner für die radiologische Analyse eine homogene Durchmischung der Aktivität im SHB. In Bezug auf die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter vertritt das ENSI die Auffassung (vgl. RG-1.183 und C-1), dass für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Primärkreis freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sogenannten grossen Anlagenräume vorzunehmen ist, wie dies auch beim Störfall «Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung» unterstellt wurde. Nach Auffassung des ENSI führen die zu verwendenden Randbedingungen zu höheren Dosiswerten als die vom KKG ausgewiesenen. Die Analysen sind durch das KKG entsprechend zu überarbeiten, insbesondere für den Störfall «Kleine/mittlere Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» ohne Einzelfehler.

Das ENSI hat daraufhin für die Fälle mit Einzelfehler Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt. Insgesamt konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 100 mSv unterschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG.

Forderung 6-14 (LOCA)

Die radiologische Analyse zu «Kleine/mittlere Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» und «Mittlere Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten, zu überarbeiten:

a) Die in der Analyse verwendete Schliesszeit für die Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle des Sicherheitsbehälters ist belegbar konservativ anzusetzen. Belegbar konservativ sind die nach Technischer Spezifikation maximal zulässigen Schliesszeiten. Sind keine spezifiziert, so sind sie festzulegen und in die Technische Spezifikation aufzunehmen.

b) Das Verhalten der Ringraumlüftung bei LOCA-Ereignissen hinsichtlich des Schliessens der Klappen 4TL30S104 und1TL30S105 ist abzuklären und zu belegen. Dazu sind insbesondere die jeweiligen Volumenströme der Ringraumabluft nach erfolgter SHB-Isolation vor und nach dem Schliessen der GBA-Ringraumklappen 4TL30S104 und1TL30S105 belegbar auszuweisen und in der radiologischen Analyse zu berücksichtigen.

c) Für den Filterabscheidegrad für die Aerosole der Ringraumabsaugung sind die Festlegungen in der Technischen Spezifikation zu verwenden. Sind keine spezifiziert, so sind sie festzulegen und in die Technische Spezifikation aufzunehmen.

d) Die Angaben zur Iodspeziation sind zu überarbeiten.

e) Für die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter ist für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Primärkreis freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sog. grossen Anlagenräume vorzunehmen (wie beim doppelendigen Kühlmittelleitungsbruch, Kap. 6.3.5.6).

Termin: 31.12.2025.

6.3.5.9 Bruch einer reaktorkühlmittelführenden Messleitung ausserhalb des Containments

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Berücksichtigung der Einzelfehlerwahrscheinlichkeit der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Für die Betrachtung des Störfalls mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 wird der Einzelfehler bei der Operateurhandlung angesetzt.

Es wird der Bruch der Messleitung an der Wasserphase des Druckhalters postuliert. Es fliessen insgesamt 6,3 t bzw. 12,6 t (bei unterstelltem Einzelfehler) Primärkühlmittel in den Ringraum. Die Abgaben erfolgen ungefiltert über die betriebliche Lüftung. Nach einer halben bzw. (bei unterstelltem Einzelfehler) einer Stunde wird die betroffene Messleitung im Containment lokal an der jeweiligen Absperrarmatur isoliert.

Die höchste Gesamtdosis ergibt sich bei der Analyse für die Störfallkategorie 2 für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,097 mSv. Für den Bruch einer Messleitung im Ringraum mit Einzelfehler weist das KKG die höchste Gesamtdosis mit 0,51 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder aus. Das KKG kommt zu dem Ergebnis, dass die Dosen unterhalb des Dosiswertes von 1 mSv für die Störfallkategorie 2 liegen.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall ist ohne Einzelfehler gemäss Kap. 6.1 der Störfallkategorie 2 zugeordnet und mit Einzelfehler in Störfallkategorie 3.

Die Quellterme des Betreibers waren mit den beschriebenen Randbedingungen unter Vernachlässigung des radioaktiven Zerfalls nachrechenbar. Angaben zum verwendeten Modell und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme fehlten jedoch im Bericht des KKG (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation). Das ENSI hält die verwendete Modellierung für zweckmässig, um die Quellterme zu ermitteln. Jedoch sind einige in der Quelltermberechnung verwendete Randbedingungen nicht ausreichend konservativ gewählt worden: Das KKG setzt entsprechend der Richtlinie [ENSI-A08] korrekt eine vollständige Freisetzung der Edelgase aus dem auslaufenden Primärkühlmittel an. Bei den sonstigen Nukliden wurden als Freisetzungsanteil nur 10 % der Konzentration des ausgeströmten nicht verdampften Kühlmittels angesetzt. Da jedoch 53 % des in den Ringraum freigesetzten Reaktorwassers augenblickblich verdampfen, ist nach Richtlinie [ENSI-A08] bzw. [RG-1.183] der Freisetzungsanteil für Aerosole, insbesondere auch für Iod in Aerosolform, identisch mit dem Flashinganteil. Somit unterschätzt das KKG den Nichtedelgasquellterm. Infolge der Spontanverdampfung ergibt sich somit auch eine andere Zusammensetzung des luftgetragenen Iods. Das ENSI hält es dabei für angebracht zu unterstellen, dass das volatile organische und elementare Iod, die im Reaktorwasser zu 0,15 % bzw. 4,85 % vorliegen, vollständig in die Raumatmosphäre freigesetzt werden und darüber hinaus für Iod in Aerosolform den Verdampfungsanteil als Freisetzungsanteil anzusetzen. Das KKG unterstellt im Weiteren für die radiologische Analyse eine homogene Durchmischung der Aktivität im Ringraum. Nach Ansicht des ENSI ist eine homogene Durchmischung allenfalls bis zu 50 % des freien Ringraumvolumens akzeptabel (vgl. [RG-1.183] und [C-1]). Das ENSI vertritt ferner die Auffassung, dass allein die Isolation des Lecks, d. h. das Ende des Austritts von Primärkühlmittel in den Ringraum, nicht zwangsläufig mit dem Ende des Betrachtungszeitraums in der radiologischen Analyse gleichzusetzen ist.

Das ENSI hat daraufhin eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt. Insgesamt konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 1 mSv respektive 100 mSv nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG.

Forderung 6-15 (Bruch Messleitung im Ringraum)

Die radiologische Analyse zum Bruch einer Messleitung im Ringraum ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten, zu überarbeiten:

a) Als Freisetzungsanteil für Radionuklide in Aerosolform ist bei einem Verdampfungsanteil von grösser als 10 % der berechnete Verdampfungsanteil anzusetzen. Es ist zu unterstellen, dass bei der Entspannungsverdampfung organisches und elementares Iod vollständig freigesetzt werden.

b) Die chemische Zusammensetzung des luftgetragenen Iodgemisches ist zu korrigieren und die Quellterme für die unterschiedlichen chemischen Formen des Iods sind aufzuführen.

c) Es ist eine inhomogene Durchmischung im Ringraum zu berücksichtigen.

d) Das KKG hat die veranschlagte Dauer für die Abgaben radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu begründen.

Termin: 31.12.2025.

6.3.5.10 Bruch der TA-Entnahmeleitung im Reaktorgebäuderingraum

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Berücksichtigung der Einzelfehlerwahrscheinlichkeit der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

In beiden Fällen wird der Notstromfall unterstellt. Infolge des Leitungsbruches fliessen bis zum Beenden der Ausströmung nach 30 min insgesamt 25 t Primärkühlmittel in den Ringraum. Die Abgaben erfolgen ungefiltert über die betriebliche Lüftung. Die Isolation des Ringraums wird 30 min nach Störfalleintritt durch Personalhandlungen angesetzt.

Die höchste Gesamtdosis ergibt sich bei der Analyse für die Störfallkategorie 2 für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,149 mSv. Für den TA-Leitungsbruch im Ringraum mit Einzelfehler beträgt die höchste Gesamtdosis 0,187 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder. Es wurde gezeigt, dass die Dosiswerte von 1 mSv sowohl für die Berechnung der Störfälle der Kategorien 2 und 3 eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Die Einteilung in die Störfallkategorie 2 ohne Einzelfehler und in die Störfallkategorie 3 mit Einzelfehler wurde in Kap. 6.1.5 beurteilt und ist demnach neu zu bestimmen (vgl. Forderung 6-2).

Die Quellterme des Betreibers waren mit den beschriebenen Randbedingungen und unter Vernachlässigung des radioaktiven Zerfalls nachrechenbar (bis auf die Werte für die Aerosole für den Fall der Störfallkategorie 3). Angaben zum verwendeten Modell und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme fehlten jedoch im Bericht des KKG (vgl. 6.3.1 zur Dokumentation).

Das KKG setzt entsprechend der Richtlinie ENSI-A08 korrekt eine vollständige Freisetzung der Edelgase aus dem auslaufenden Primärkühlmittel an. Die verwendeten Freisetzungsanteile für die Nuklide im ausgelaufenen Primärkühlmittel mit einer Temperatur kleiner als 100 °C sind für das ENSI akzeptabel. Bei Verdampfungsvorgängen setzt das KKG für Iod korrekt den Verdampfungsanteil als Freisetzungsanteil an. Bei den sonstigen Nukliden wurde als Freisetzungsanteil jedoch nur 10 % der Konzentration des ausgeströmten, nicht verdampften Kühlmittels unterstellt. Da jedoch 26 % bzw. 39 % des in den Ringraum freigesetzten Wassers augenblicklich verdampfen, ist nach Richtlinie ENSI-A08 bzw. RG-1.183 der Freisetzungsanteil für Aerosole, insbesondere auch für Iod in Aerosolform, identisch mit dem Flashinganteil. Somit unterschätzt das KKG den Aerosolquellterm. Infolge der Spontanverdampfung ergibt sich somit auch eine andere Zusammensetzung des luftgetragenen Iods. Das ENSI hält es für angebracht zu unterstellen, dass das volatile organische und elementare Iod, die im Reaktorwasser zu 0,15 % bzw. 4,85 % vorliegen, vollständig in die Raumatmosphäre freigesetzt werden und darüber hinaus für Iod in Aerosolform den Verdampfungsanteil als Freisetzungsanteil anzusetzen ist. Der verwendete Spikingfaktor über die betrachtete Zeitdauer von 30 min deckt die Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 konservativ ab. Die Annahme einer homogenen Durchmischung im Ringraum wird dagegen als nicht

konservativ beurteilt. Nach Ansicht des ENSI ist eine homogene Durchmischung allenfalls bis zu 50 % des freien Ringraumvolumens akzeptabel (vgl. RG-1.183 und C-1). Das ENSI ist ferner der Auffassung, dass allein die Isolation des Lecks, d. h. das Ende des Austritts von Primärkühlmittel in den Ringraum, nicht zwangsläufig mit dem Ende des Betrachtungszeitraums der radiologischen Analyse gleichgesetzt werden kann.

Das ENSI hat daraufhin eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass die jeweiligen nachweislich einzuhaltenden Dosiswerte (vorbehaltlich der Ergebnisse aus Forderung 6-2) von 1 mSv für die Störfallkategorie 2 und 100 mSv für die Störfallkategorie 3 nicht überschritten werden. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.11 Bruch einer TA-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Berücksichtigung der Einzelfehlerwahrscheinlichkeit der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Für die radiologische Analyse der Störfallkategorie 2 wird konservativ angenommen, dass 25 t ungereinigtes Primärkühlmittel austreten. Des Weiteren wird das vollständige Auslaufen des Volumenausgleichsbehälters unterstellt. Dabei entweichen 15 t gereinigtes, nicht entgastes Primärkühlmittel. Zudem werden aufgrund der Leckageergänzung aus dem Chemikalieneinspeisesystem 34,2 t gereinigtes entgastes Primärkühlmittel in das Reaktorhilfsanlagengebäude freigesetzt. Für die Störfallkategorie 3 verwendet das KKG als einhüllende Eingangsdaten die Annahmen für die Störfallkategorie 2 zuzüglich einer Leckage von Primärkühlmittel mit Temperaturen über 100 °C. Zudem wird angenommen, dass 229 kg Wasser aus den Systemvolumina vor dem Hochdruckkühler auslaufen. Es werden Handmassnahmen nach 30 min angenommen. Das KKG modelliert in beiden Fällen eine Erhöhung der Primärkühlmittelaktivität für alle Nuklide mit einem Spikingfaktor für die gesamte Zeitdauer von 30 min. Die Abgaben erfolgen ungefiltert über die betriebliche Lüftung im Hilfsanlagengebäude.

Die höchste Gesamtdosis ergibt sich bei der Analyse für die Störfallkategorie 2 für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder und beträgt 0,547 mSv. Für die Analyse mit Einzelfehler weist das KKG die höchste Gesamtdosis mit 0,602 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder aus. Das KKG kommt zu dem Ergebnis, dass die Dosen unterhalb des Dosiswertes von 1 mSv für die Störfallkategorie 2 liegen.

Beurteilung des ENSI

Die Störfallhäufigkeit ist ohne Einzelfehler und mit Einzelfehler gemäss Kap. 6.1.5 (Forderung 6-2) neu zu bestimmen.

Die Quellterme des Betreibers für die Störfallkategorie 2 waren mit den beschriebenen Randbedingungen und unter Vernachlässigung des radioaktiven Zerfalls nachrechenbar. Für die Quellterme des Betreibers der Störfallkategorie 3 gilt dies nur für Iod und Edelgase. Das ENSI ermittelte für die Aerosole höhere Werte. Angaben zu den verwendeten Modellen und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme wurden nicht dokumentiert (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation).

Das KKG setzt entsprechend der Richtlinie ENSI-A08 korrekt eine vollständige Freisetzung der Edelgase aus dem auslaufenden Primärkühlmittel an. Die verwendeten Freisetzungsanteile beim Primärkühlmittel mit einer Temperatur kleiner als 100 °C für Halogene und die sonstigen Nuklide, bewertet das ENSI als akzeptabel. Beim austretenden Primärkühlmittel mit Spontanverdampfung setzt das KKG bei den sonstigen Nukliden als Freisetzungsanteil jedoch nur 10 % der Konzentration des ausgeströmten, nicht verdampften Kühlmittels an. Aufgrund der augenblicklich verdampfenden Anteile des freigesetzten Reaktorwassers ist nach Richtlinie ENSI-A08 bzw. RG-1.183 der Freisetzungsanteil für Aerosole, insbesondere auch für Iod in Aerosolform, als identisch mit dem Flashinganteil anzusetzen. Für Iod wurde die Freisetzungsanteile korrekt verwendet; für die sonstigen Nuklide unterschätzt das KKG jedoch den Quellterm. Infolge der Spontanverdampfung ergibt sich auch eine andere Zusammensetzung des luftgetragenen Iods. Das ENSI hält es für angebracht zu unterstellen, dass das volatile organische und elementare Iod, die im Reaktorwasser zu 0,15 % bzw. 4,85 % vorliegen, zu 100 %

in die Raumatmosphäre freigesetzt werden und darüber hinaus für Iod in Aerosolform den Verdampfungsanteil als Freisetzungsanteil anzusetzen. Der verwendete Spikingfaktor über die betrachtete Zeitdauer von 30 min deckt die Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 konservativ ab. Die Annahme einer homogenen Durchmischung im Reaktorhilfsanlagengebäude beurteilt das ENSI jedoch als nicht konservativ (vgl. Kap. 6.3.5.6). Nach Ansicht des ENSI ist eine homogene Durchmischung allenfalls bis zu 50 % des freien Raumvolumens akzeptabel (siehe RG-1.183 und C-1). Das ENSI ist ferner der Auffassung, dass allein die Isolation des Lecks, d. h. das Ende des Austritts von Primärkühlmittel in das Reaktorhilfsanlagengebäude, nicht zwangsläufig auch das Ende des Betrachtungszeitraums in der radiologischen Analyse darstellt. Im Rahmen des Geschäftes 17/12/059 ging das ENSI in seiner Stellungnahme ENSI 17/1973 bereits auf diesen Sachverhalt ein.

Das ENSI hat daraufhin eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt und konnte sich davon überzeugen, dass die jeweiligen nachweislich einzuhaltenden Dosiswerte von 1 mSv für die Störfallkategorie 2 und 100 mSv für die Störfallkategorie 3 (vorbehaltlich der Ergebnisse aus Forderung 6-2) nicht überschritten werden. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG.

Forderung 6-16 (Bruch TA-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude)

Die radiologische Analyse zum Bruch einer Leitung des Volumenregelsystems im Hilfsanlagengebäude ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten, zu überarbeiten:

a) Als Freisetzungsanteil für Radionuklide in Aerosolform ist bei einem Verdampfungsanteil von grösser als 10 % der ermittelte Verdampfungsanteil anzusetzen.

b) Die chemische Zusammensetzung des luftgetragenen Iodgemisches ist zu korrigieren und die Quellterme für die unterschiedlichen chemischen Formen des Iods sind aufzuführen.

c) Es ist eine inhomogene Durchmischung im Reaktorhilfsanlagengebäude zu berücksichtigen.

d) Das KKG hat die veranschlagte Dauer für die Abgaben radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu begründen.

Termin: 31.12.2025.

6.3.5.12 Doppelendiger Bruch eines Dampferzeugerheizrohres

Angaben des KKG

Der Störfall «Dampferzeugerheizrohrbruch» liegt ohne Einzelfehler in der Störfallkategorie 2 und mit Einzelfehler in der Störfallkategorie 3.

Beim Dampferzeugerheizrohrbruch strömt radioaktives Kühlmittel aus dem Primärkreislauf über die Bruchstelle im Dampferzeugerheizrohr in den Sekundärkreislauf. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch das zweite RESA-Kriterium «Speisewasserdruck hoch». Aufgrund des Notstromfalls ist die Frischdampfumleitstation nicht verfügbar, deshalb muss die Nachwärme über die Sicherheitsventile der Dampferzeuger in die Umgebung abgeblasen werden. Dabei wird gleichzeitig ein Teil des übertretenden Primärkühlmittels verdampft und an die Umgebung der Anlage abgegeben. Als Einzelfehler wird postuliert, dass das Frischdampfsicherheitsventil am vom Heizrohrbruch betroffenen Dampferzeuger nach dem erstmaligen Öffnen nicht mehr schliesst. Dabei wird berücksichtigt, dass es bei einer Reaktorschnellabschaltung zu einer signifikanten Erhöhung der Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte der Nuklidgruppen der Halogene, Alkalimetalle und der Edelgase aus undichten Brennstäben kommen kann. Bei Abschaltung kann auch eine Erhöhung der Konzentration aktivierter Korrosionsprodukte im Kühlwasser auftreten, welche ebenfalls berücksichtigt wird. Der Austritt von Reaktorkühlmittel ist erst unterbunden, wenn ein Druckausgleich zwischen Primärseite und dem defekten Dampferzeuger vorhanden ist. Nach der Isolation des Dampferzeugers mit Heizrohrbruch wird kein weiteres Reaktorkühlmittel über Dach an die Umgebung freigegeben.

Für den Dampferzeugerheizrohrbruch ohne und mit Einzelfehler wurden jeweils verschiedene Störfallvarianten untersucht: einerseits mit einer Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung (Fall 1, siehe Berichte PEG-X-51712 und PEG-X-51731) und andererseits ohne solche (Fall 2, siehe Berichte PEG-X-51732 und PEG-X-51733).

Die Auswertung der Fälle «Dampferzeugerheizrohrbruch ohne Einzelfehler» zeigt, dass der Dosiswert für Kategorie-2-Störfälle von 1 mSv eingehalten wird. Für die Fälle 1 und 2 ergeben sich nach der Richtlinie ENSI-G14 berechnete effektive Gesamtdosiswerte (siehe Tabelle 24 in PEG-X-53417) für die Gruppe «Erwachsener» von 0,079 mSv respektive 0,093 mSv, für die Gruppe «10-jähriges Kind» von 0,084 mSv respektive 0,097 mSv und für die Gruppe «Kleinkind» von 0,121 mSv respektive 0,139 mSv, jeweils im ungünstigsten Aufpunkt in einer Entfernung von 200 m von der Emissionsquelle.

Die Gesamtdosiswerte ALD-D-38664 für den Störfall «Dampferzeugerheizrohrbruch» mit Einzelfehler der Kategorie 3 (Fall 2) liegen für die Gruppe «Erwachsener» bei 3,83 mSv, für die Gruppe «10-jähriges Kind» bei 3,87 mSv und für die Gruppe «Kleinkind» bei 5,11 mSv, jeweils am ungünstigsten Aufpunkt in einer Entfernung von 200 m von der Emissionsquelle.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall ist ohne Einzelfehler gemäss Kap. 6.1 der Störfallkategorie 2 zugeordnet und mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3.

Das ENSI hat Nachrechnungen der radiologischen Analysen mit den Annahmen des KKG erstellt. Zudem wurden eigene Modellierungen der betrachteten Störfälle angelegt, um die Ergebnisse des KKG nachzuvollziehen.

Im Rahmen der Überprüfung der KKG-Berechnungen zum Dampferzeugerheizrohrbruch ohne Einzelfehler konnte die Dynamik der thermohydraulischen Parameter im Modell nicht vollständig nachgebildet werden. Für eine bessere Nachvollziehbarkeit der Berechnung sind die verwendeten Parameter vom KKG nicht nur in Form von Abbildungen, sondern auch in tabellarischer Form zu dokumentieren (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation). Gleichfalls konnten die Aktivitätsabgaben von Edelgasen für den Zeitbereich grösser als 8 h im Zuge der Nachrechnungen nicht nachvollzogen werden. Für die Gruppe der Halogene wurden höhere Werte als die vom KKG ermittelt. Für die Gruppen der Alkalimetalle, Übergangs- und Edelmetalle, Lanthanide, Erdalkalimetalle und die Gruppe der Korrosionsprodukte im Reaktorkühlkreislauf stimmen die Werte der Aktivitätsabgaben gut überein. Eine Anpassung der Aktivitätskonzentrationen im Primärkühlmittel an die maximal nach Technischer Spezifikation zulässigen Kühlmittelaktivität wurde vom KKG nicht umgesetzt (vgl. Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten).

Das ENSI hat eigene Berechnungen der Aktivitätsabgaben in die Umgebung unter Verwendung der maximalen, nach den Technischen Spezifikationen zulässigen, Kühlmittelaktivitäten durchgeführt. Die Dosisberechnungen auf Basis der resultierenden ENSI-Quellterme ergaben höhere Dosiswerte gegenüber den Werten aus den Berechnungen mit dem nachgerechneten Quellterm des KKG.

Die Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung für Störfälle der Kategorie 2 werden dennoch eingehalten. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG.

Bei der Überprüfung des Störfalls «Dampferzeugerheizrohrbruch mit Einzelfehler» ermittelte das ENSI für die Gruppe der Halogene eine höhere Aktivitätsabgabe als das KKG. Das ENSI stellte ferner fest, dass der Zeitbereich nach Erreichen der Nachkühlkriterien vom KKG nicht betrachtet wurde. Die Freisetzung wird nicht durch das Einsetzen der Nachkühlkriterien beendet, sondern endet mit dem Druckausgleich zwischen Primärkreis und Sekundärkreis oder bei Erreichen einer Kühlmitteltemperatur von unter 100 °C. Entsprechend den Berichten PEG-X-51732 und PEG-X-51733 müssten jeweils 107 632 kg bzw. 115 190 kg Primärkühlmittel, welche von der Primärseite auf die Sekundärseite übertreten und dann anteilig freigesetzt werden, zusätzlich betrachtet werden. Das ENSI hat aus diesem Grund eigene konservative Annahmen zur Aktivitätsabgabe bis zum Druckausgleich zwischen Primärkreis und Sekundärkreis und bis die Temperatur des Primärkreises 100 °C unterschreitet, angesetzt.

Eine Anpassung der Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel an die maximalen, nach Technischen Spezifikationen zulässigen, Kühlmittelaktivitäten für die Kategorie 3 Störfälle wurde in PEG-X-53417 nicht beschrieben. Die Nachrechnung der KKG-Angaben und der Vergleich mit früheren Ergebnissen (Revision B des Berichtes PEG-X-53417 zum Dampferzeugerheizrohrbruch vom 8. August 2014) legt jedoch nahe, dass eine Anpassung der Aktivitätskonzentrationen für alle Nuklidgruppen ausser den Halogenen durchgeführt wurde.

Die Dosisberechnungen auf Basis der ENSI-Quellterme ergeben etwas höhere Dosiswerte gegenüber den Werten aus den Berechnungen mit dem nachgerechneten Quellterm des KKG. Dieser Unterschied beruht vorwiegend auf der verwendeten höheren Kühlmittelaktivität für die Halogene, für die das ENSI korrigierte Werte nach den Technischen Spezifikationen in den Quelltermberechnungen angesetzt hat. Der Faktor schlägt nicht vollständig auf die Dosis in der Umgebung durch, da einerseits eine teilweise Berücksichtigung der Aktivitätskonzentrationen an die Technischen Spezifikationen für alle Nuklidgruppen, ausser den Halogenen, seitens KKG bereits in die Quelltermberechnungen eingeflossen ist und andererseits die Halogene einen je nach betrachteter Bevölkerungsgruppe unterschiedlich hohen Anteil an der Gesamtdosis ausmachen.

Die Dosiswerte gemäss Strahlenschutzverordnung für Störfälle der Kategorie 3 werden jedoch eingehalten. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG.

Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.13 Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils

Angaben des KKG

Der Störfall wird ohne Berücksichtigung der Einzelfehlerwahrscheinlichkeit der Störfallkategorie 3 zugeordnet, mit Einzelfehler ist er auslegungsüberschreitend.

Aufgrund des Fehlöffnens des ersten Druckhaltersicherheitsventils kommt es zum Öffnen der Berstscheiben am Druckhalterabblasetank und somit zum Verlust von Primärkühlmittel in den Sicherheitsbehälter. Dabei fliessen innerhalb von 2,8 h insgesamt 513,4 t Wasser in den Sicherheitsbehälter, wovon 194 t Primärkühlmittel sind. Die Abgaben erfolgen zunächst ungefiltert über die betriebliche Lüftung, nach erfolgter SHB-Isolation gefiltert über die Ringraumabsaugung. Es wird eine Erhöhung der Primärkühlmittelaktivität für alle Nuklide für die gesamte Zeitdauer modelliert.

Die maximal resultierende Gesamtdosis beträgt 0,06 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder. Es wird damit gezeigt, dass selbst für die Kategorie 3 die berechnete Dosis in der Anlagenumgebung unterhalb des Dosiswertes von 1 mSv für die Kategorie 2 nach ^{StSV} liegt.

Beurteilung des ENSI

Die Störfallhäufigkeit ist ohne Einzelfehler und mit Einzelfehler gemäss Kap. 6.1.5 (Forderung 6-2) neu zu bestimmen.

Die Quellterme des Betreibers waren mit den beschriebenen Randbedingungen bis auf Iod nachrechenbar. Die ausgewiesenen Iodquellterme lagen etwa um den Faktor 1,4 höher als die vom ENSI, unter Verwendung der Betreiberangaben, ermittelten Werte. Angaben zu den verwendeten Modellen und die benutzten Gleichungen für die Berechnungen der Quellterme fehlten jedoch im Bericht des KKG (vgl. Kap. 6.3.1 zur Dokumentation).

Es wird vereinfachend und abdeckend eine vollständige Nuklidfreisetzung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre angenommen. Ebenfalls rechnet das KKG von Beginn des Störfalls an mit einem Spikingfaktor von 25 für alle Nuklide. Dies wird als abdeckend beurteilt. Die Modellierung der Aerosolablagerung ist akzeptabel. Das ENSI hält die verwendeten Transportmodelle für zweckmässig, um die Quellterme zu ermitteln. Jedoch sind einige in der Quelltermberechnung verwendete Randbedingungen nicht ausreichend konservativ gewählt worden: Für die in der Analyse angenommene Schliesszeit von 5,4 s für den lüftungstechnischen Abschluss des SHB fehlt eine belastbare Referenz. Das KKG gibt an, dass das Erfolgskriterium für die Prüfung das Schliessen $<$ 3 s sei. Eine maximal erlaubte Schliesszeit für die Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle ist nach Kenntnis des ENSI jedoch nicht definiert (vgl. Kap. 6.3.5.6). Betreffend die mit Abschluss der SHB-Isolation angesetzten gefilterten Abgabe über die Ringraumabsaugung wird auf Kap. 6.3.5.6 verwiesen. Die Iodquellterme des KKG fielen ferner etwas grösser aus als die vom ENSI, unter Verwendung der Betreiberangaben, ermittelten Werte. Die davon abgeleiteten Angaben zur chemischen Speziation der freigesetzten Io-

disotope beurteilt das ENSI als nicht nachvollziehbar, da sie nicht im Einklang mit den beschriebenen Randbedingungen sind. Der vom KKG für die Rückhaltung der Aerosole angesetzte Abscheidegrad von 99,97 % entspricht des Weiteren nicht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08, wonach bei einem Störfallfilter die Festlegungen in der Technischen Spezifikation zu verwenden sind. Das KKG unterstellt für die radiologische Analyse eine homogene Durchmischung der Aktivität im SHB. In Bezug auf die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter vertritt das ENSI die Auffassung, dass für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Primärkreis freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sog. grossen Anlagenräume vorzunehmen ist (wie beim doppelendigen Kühlmittelleitungsbruch, vgl. Kap. 6.3.5.6).

Das ENSI hat eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt. Insgesamt konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 100 mSv (vorbehaltlich der Ergebnisse aus Forderung 6-2) nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG. Daher verlangt das ENSI die Bereinigung der identifizierten Punkte und die neue Einreichung der radiologischen Störfallanalyse per Forderung 6-12.

6.3.5.14 Langandauernder Notstandfall nach extremen externen Einwirkungen

Angaben des KKG

Der langandauernde «Notstandfall» (station blackout) bildet die abdeckende Ereigniskategorie für alle externen Einwirkungen, die zu einem Notstromfall mit Nichtverfügbarkeit der Notstromversorgung führen. Dazu gehören u. a. starke Erdbeben und extreme Hochwasserereignisse.

Es werden unterschiedliche radiologische Analysen unter Annahme der Verfügbarkeit eines einzelnen Strangs des Notstandsystems (Einzelfehler an einem Notstanddiesel) mit einer betrieblichen Leckage an einem Dampferzeugerheizrohr betrachtet, wobei zwischen einem Leck an einem nicht bespeisten Dampferzeuger und einem Leck am bespeisten Dampferzeuger unterschieden wird. Zudem wird zwischen den Fällen ohne aktives Abfahren der Reaktoranlage (Anlagenzustand «heiss abgestellt») und mit Abfahren der Anlage 30 min nach Störfalleintritt unterschieden. Bezüglich des Störfallablaufs wird unterstellt, dass der Reaktor durch eine RESA abgeschaltet wird (Notstromfall) und die Nachwärmeabfuhr autark über einen Strang des Notstandsystems erfolgt.

Die maximale Individualdosis beträgt 0,289 mSv für die Personengruppe «Kleinkind» im Falle des Lecks im nicht bespeisten Dampferzeugers ohne aktives Abfahren. Die berechneten Werte für die Strahlendosis der verschiedenen Personengruppen für den Störfall «Langandauernder Notstandfall» liegen alle unterhalb des Dosiswertes für Kategorie-2-Störfälle von 1 mSv nach StSV.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall langandauernde «Notstandfall» (station blackout) wurde vom KKG im Rahmen der Verfügung ENSI 2011-04-1 durchgeführten technischen und radiologischen Analysen für das Abfahren der Anlage allein mit den Notstandsystemen untersucht. Die zugehörigen Analysen STEAG-1, BER-D-57675, BER-D-57007 wurden vom ENSI mit ENSI 17/1370 seinerzeit bewertet und erneut mit ENSI 17/2577 im Rahmen der Forderung 2.B) aus Verfügung ENSI 2016-05-26. Aufgrund aktualisierter Dosisfaktoren in der Strahlenschutzverordnung hat das ENSI die Ausbreitungs- und Dosisberechnung des KKG für den Fall mit den höchsten Dosiswerten in der Umgebung (Halten der Anlage im Zustand «unterkritisch heiss» in Kombination mit einem Leck in einem unbespeisten Dampferzeuger) nachgerechnet und einen vergleichbaren Wert ermittelt. Der Dosishöchstwert von 100 mSv wird für den dargelegten Störfallablauf eingehalten.

6.3.5.15 Brennelementhandhabungsstörfall

Angaben des KKG

Der Störfall innerhalb und ausserhalb des Containments wird der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Der frühestmögliche Handhabungszeitpunkt für Brennelemente ist 72 h nach der Reaktorabschaltung. Basierend auf dem Aktivitätsinventar der Brennelemente mit einer Abklingzeit von 3 Tagen wird die Freisetzung von

Edelgasen und Iod berechnet. Edelgase gelangen unverzögert und vollständig aus dem Wasser in die Raumluft. Die aus dem Brennelement freigesetzten Iodisotope werden zunächst als Iodid in das Beckenwasser abgegeben, wo sie spontan in elementares Iod umgewandelt werden. Weiterhin wird angenommen, dass ein Anteil von 0,15 % des in das Beckenwasser freigesetzten Iods organisches Iod ist.

Fall Lagerbecken im Sicherheitsbehälter

Innerhalb der ersten 30 min wird angenommen, dass sich die freigesetzte Aktivität über dem Lagerbecken und in den grossen Anlagenräumen ausbreitet. Die von der Lüftung entnommene Luftmenge wird zunächst ungefiltert über den Kamin in die Umgebung abgegeben. Nach 30 min wird ein Lüftungsabschluss für den SHB unterstellt. Die maximal resultierende Gesamtdosis beträgt 0,09 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder.

Fall Ladebecken (Handhabungsbecken) im Ringraum

Für die ersten 30 min wird angenommen, dass sich bis zu diesem Zeitpunkt die Aktivität im gesamten Raumvolumen über dem Becken ausbreitet. Das gesamte von der Lüftung angesaugte Volumen wird bis zu diesem Zeitpunkt ungefiltert über den Kamin abgegeben. Nach Ablauf der ersten halben Stunde wird angenommen, dass das gesamte Ringraumvolumen über einen Zeitraum von 7 Tagen mit einer kontinuierlichen Fortluftrate über die Störfallfilter zum Kamin geleitet wird. Die maximal resultierende Gesamtdosis beträgt 0,87 mSv für die Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder.

Zur Modellierung des Iodtransports aus dem Beckenwasser in die Atmosphäre wird ein Zweifilmmodell zur Vergleichsanalyse der Strahlenexposition in der Anlagenumgebung verwendet. Diese Vergleichsanalyse hat den Zweck einer unabhängigen Verifizierung der Anwendbarkeit des auf den POSEIDON-Daten beruhenden Partitionsgleichgewichtsmodells.

Beurteilung des ENSI

Der BE-Handhabungsstörfall innerhalb und ausserhalb des Containments ist gemäss Kap. 6.1.4 Tabelle 6-2 der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Das zugrunde liegende Kerninventar berücksichtigt einen Leistungsfaktor von 1,6 und ist akzeptabel. In Bezug auf die Freisetzungsanteile aus den defekten Brennstäben für die verschiedenen Nuklidgruppen verfährt das KKG in korrekter Weise nach den Vorgaben der Tabelle 2 aus der Richtlinie [ENSI-A08]. Die Freisetzung von 99,85 % elementarem Iod und 0,15 % organischem Iod aus den beschädigten Brennstäben ist im Einklang mit den Anforderungen der Richtlinie [ENSI-A08].

Das KKG geht bei der Modellierung der Iodfreisetzung aus dem Beckenwasser von einem sich instantan einstellenden Partitionsgleichgewicht aus. Es setzt die Gleichgewichtskonstante dabei derart an, dass sie einem Dekontaminationsfaktor von 15 000 entspricht und verweist dazu lediglich auf eine Quelle aus dem Jahr 1990 und auf eine Vergleichsanalyse aus dem Jahr 2016, ohne weitere Abwägung oder Diskussion. Breit abgestützte Erkenntnisse zum Freisetzungsverhalten von Iod, wie sie in die behördliche Praxis eingeflossen sind und z. B. im RegGuide [RG-1.183] bzw. im NRC Regulatory Issue Summary [NRC-1] dokumentiert sind, weisen nach Auffassung des ENSI darauf hin, dass der vom KKG verwendete Dekontaminationsfaktor weder nachweislich konservativ ist, noch dem breit anerkannten Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Bereits in seiner Stellungnahme zur PSÜ 2008 sowie in der Stellungnahme zur revidierten radiologischen Analyse zum Brennelementhandhabungsstörfall 2016 [ENSI 17/1914], wies das ENSI darauf hin, dass es sich bei seinen Berechnungen für die Rückhaltung von Iod in einer Wasservorlage an [NRC-1] orientiert, wonach für elementares Iod ein Dekontaminationsfaktor von 285 (bei einer Wasserüberdeckung von ca. 7 m) zu verwenden ist.

Für organisches Iod und Edelgase wird konform zur Richtlinie [ENSI-A08] in den Rechenannahmen keine Rückhaltung im Beckenwasser angenommen, jedoch stellte das ENSI bei der Überprüfung der Berechnungen fest, dass das KKG für organisches Iod eine Rückhaltung von 50 % im Beckenwasser berücksichtigte. Das KKG unterstellt für die radiologische Analyse eine inhomogene Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter (SHB) bzw. im Ringraum. In Bezug auf diese Durchmischung der Aktivität vertritt das ENSI die Auffassung, dass für die Abgabe bis zum Umschalten der Lüftung eine inhomogene Verteilung der freigesetzten Aktivität

zu berücksichtigen ist (siehe RG-1.183 und C-1). Für den Störfall im Ringraum wurde diese konservativ berücksichtigt. Für den Störfall im SHB wurde allerdings ein doppelt so grosses Volumen angesetzt wie beim doppelendigen Kühlmittelleitungsbruch. Für die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter ist für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Beckenwasser freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sog. grossen Anlagenräume akzeptabel (vgl. Kap. 6.3.5.6).

Das ENSI hat eigene Quellterm- und Dosisberechnungen durchgeführt. Insgesamt konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass der nachweislich einzuhaltende Dosiswert von 100 mSv auch für den ungünstigsten Fall in Bezug auf das Schadensbild nicht überschritten wird. Die Nachweispflicht obliegt dem KKG.

Forderung 6-17 (Brennelementhandhabungsstörfall, radiologische Analyse)

Die radiologische Analyse zum Brennelementhandhabungsstörfall ist unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und nach Bearbeitung der Forderung 6-7 zum Schadensbild in Kap. 6.2.6.2 zu überarbeiten. Es ist als Dekontfaktor für organisches Iod der Faktor 1 zu verwenden. Der Verbleib von organischem Iod im Beckenwasser ist nicht zu unterstellen. Die übrigen Iodspezies sind konservativ zu modellieren. Für die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter (Fall «Lagerbecken im Sicherheitsbehälter») ist für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Beckenwasser freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sog. grossen Anlagenräume vorzunehmen. Termin: 30.09.2026.

6.3.5.16 Leck in einer Leitung des Abgassystems

Angaben des KKG

Das KKG stuft das «Leck in einer Leitung des Abgassystems» gemäss Tab. 3-1 in ALD-D-38664 als den radiologisch repräsentativen Störfall im Hilfsanlagengebäude ein. In Kap. 6.17 ALD-D-38664 wird der Störfall als radiologisch abgedeckt durch die anderen Analysen in Kap. 6 des gleichen Berichts beschrieben. Plausibilitätsbetrachtungen im Jahr 2003 haben aber ergeben, dass dieses Ereignis durch die Betrachtung des Bruchs der Entnahmeleitung (TA) im Hilfsanlagengebäude radiologisch abgedeckt ist .

Beurteilung des ENSI

Die Bewertung des KKG, wonach Plausibilitätsbetrachtungen ergeben haben, dass dieses Ereignis durch die Betrachtung des Bruchs der TA-Entnahmeleitung im Hilfsanlagengebäude radiologisch abgedeckt ist, kann anhand der vorliegenden Berichte nicht nachvollzogen werden. Einerseits werden gemäss Bericht PEG-X-29709 die radiologischen Auswirkungen aufgrund des Freisetzungspotenzials seitens KKG als nicht relevant beurteilt, andererseits wird der Störfall vom KKG als radiologisch repräsentativ für Störfälle im Hilfsanlagengebäude dargestellt, dessen Auswirkungen durch andere abgedeckt seien.

Insbesondere liegen keine belastbaren Analysen für das Aktivitätsinventar im Abgassystem vor, welche eine radiologische Irrelevanz für die Störfallkategorie 2 oder auch nur die Abdeckung eines möglichen Quellterms durch andere Störfallereignisse nachweisen. Zwar hat die HSK im Gutachten HSK 17/400 den Sachverhalt der bereits damals fehlenden Analyse des Ereignisses «Leck einer Rohrleitung in der Abgasanlage» überprüft und damals festgestellt, dass keine unzulässig hohen Abgaben zu erwarten sind. Jedoch basierte die Beurteilung der HSK vor dem Hintergrund eines einzuhaltenden Dosiswertes von 100 mSv. Gemäss ALD-S-89991 wird der Störfall «Störungen in der Abgasanlage» in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Damit ist die damalige Einschätzung der HSK, dass keine unzulässig hohen Abgaben – also keine Abgaben, welche den dazumal nachzuweisenden Dosiswert von 100 mSv überschreiten könnten – zu erwarten sind, nicht mehr relevant.

Das KKG hat daher in einer radiologischen Analyse des Störfalls zum Leck einer Leitung und Brand eines Aktivkohlefilters des Abgassystems zu zeigen, dass basierend auf der Störfallhäufigkeit und einer aktuellen technischen Analyse der Dosiswert der entsprechenden Störfallkategorie eingehalten wird.

Forderung 6-18 (Leck Leitung des Abgassystems)

Das KKG hat eine technische und radiologische Analyse zum Leck einer Leitung und zum Brand eines Aktivkohlefilters des Abgassystems zu erstellen. Termin: 31.12.2024.

6.3.6 Radiologische Auswirkungen für das Betriebspersonal der Anlage

Die radiologischen Auswirkungen der in den vorhergehenden Kapiteln untersuchten Störfälle sind für das Betriebspersonal von untergeordneter Bedeutung, da es sich in der Regel nicht im unmittelbaren Einflussbereich einer störfallbedingten Freisetzung befindet. Eine Ausnahme bildet der Handhabungsstörfall eines Brennelements, dessen Auswirkungen für das betroffene Personal am folgenschwersten sind. Darüber hinaus kommt der Bewertung der radiologischen Auswirkung von Störfällen innerhalb der Anlage dann eine wesentliche Bedeutung zu, wenn das Personal Vor-Ort-Massnahmen zur Störfallbeherrschung ergreifen muss. Dies setzt allerdings voraus, dass die auslegungsgemäss vorgesehenen automatischen Schutzmassnahmen versagt haben. In einem solchen Fall handelt es sich um sehr seltene, auslegungsüberschreitende Störfallszenarien.

Angaben des KKG

Es wird postuliert, dass sich ein Brennelement am Greifer beim Aushub aus dem Aufsteller verkeilt und beschädigt wird. Als maximaler Schadensumfang wird die Beschädigung von 15 Brennstäben (äussere Reihe) unterstellt.

Der frühestmögliche Handhabungszeitpunkt für Brennelemente ist 72 h nach der Reaktorabschaltung. Basierend auf dem Aktivitätsinventar der BE mit einer Abklingzeit von 3 Tagen wird die Freisetzung von Edelgasen und Iod berechnet. Edelgase gelangen unverzögert und vollständig aus dem Wasser in die Raumluft. Die aus dem Brennelement freigesetzten Iodisotope werden zunächst als Iodid in das Beckenwasser abgegeben, wo sie spontan in elementares Iod umgewandelt werden. Weiterhin wird angenommen, dass ein Anteil von 0,15 % des in das Beckenwasser freigesetzten Iods organisches Iod ist.

Zur Modellierung des Iodtransports aus dem Beckenwasser in die Atmosphäre wird ein Zweifilmmodell zur Vergleichsanalyse der Strahlenexposition in der Anlagenumgebung verwendet. Diese Vergleichsanalyse hat den Zweck einer unabhängigen Verifizierung der Anwendbarkeit des auf den POSEIDON-Daten beruhenden Partitionsgleichgewichtsmodells.

Für das Betriebspersonal wird eine Atemrate von 3,5E-4 m^3/s zugrunde gelegt. Für die Berechnung der effektiven Dosis werden für elementares Iod die Dosisfaktoren für den operationellen Betrieb gemäss StSV und für organisches Iod diejenigen aus der ICRP 68 (sind gleich zu Richtlinie ENSI-G14) verwendet.

Die effektive Gesamtdosis aus Immersion und Inhalation beträgt im Falle von 15 beschädigten Brennstäben 10 mSv.

Beurteilung des ENSI

Es gelten die gleichen Beurteilungen zum Schadensbild in Kap. 6.2.6.2 und zum Iodtransport wie oben in Kap. 6.3.5.15.

Das KKG geht bei der Analyse der Dosis für das Betriebspersonal in konservativer Weise davon aus, dass sich die betroffene Person während der gesamten Zeit, welche sie für das Verlassen des Gefahrenbereichs (Ladebeckenbereich im Ringraum) benötigt, im Zentrum der radioaktiven Wolke aufhält. Die Fluchtzeit von 1 min wird nicht weiter belegt.

Das KKG setzt für das von der freigesetzten Aktivität beaufschlagte Raumvolumen eine Ausdehnung an, welche bezogen auf das gesamte Luftvolumen des Bereichs des Ladebeckens einem Mischungsverhältnis von 0,045 entspricht. Diesen Wert erachtet das ENSI als ausreichend konservativ für die Berücksichtigung einer nicht idealen Durchmischung.

Der Betreiber verwendet für elementares Iod Dosisfaktoren aus der StSV Anhang 3, die jedoch für einen AMAD-Wert von 5 µm gelten und damit für Iod in Aerosolform. Da es sich aber um elementares Iod handelt, sind die Inhalationsdosisfaktoren für elementares Iod aus z. B. ICRP 119 Table B.1. zu benutzen. Dies wurde vom ENSI in ENSI 17/1914 übersehen. Die verwendeten Dosisfaktoren für organisches Iod sind korrekt.

Das ENSI hat daher eigene Dosisberechnungen durchgeführt. Unter Verwendung des Dekontaminationsfaktors nach NRC-1, eines Faktors für die nicht ideale Durchmischung und der korrekten Inhalationsdosisfaktoren

für elementares Iod ergibt sich jedoch eine deutlich höhere Dosis für das Betriebspersonal als die vom KKG ausgewiesene.

Forderung 6-19 (Strahlenexposition des Betriebspersonals beim Brennelementhandhabungsstörfall)

Die Analyse zur Strahlenexposition des Betriebspersonals beim Brennelementhandhabungsstörfall ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und der Forderung 6-17 (siehe Kap. 6.3.5.15), zu überarbeiten:

a) Das KKG hat darzulegen, dass die in der Analyse verwendeten Randbedingungen konservativ sind (Fluchtzeit, Dekontfaktor für elementares Iod). Zudem ist als Dekontfaktor für organisches Iod der Faktor 1 zu verwenden. Der Verbleib von organischem Iod im Beckenwasser ist nicht zu unterstellen.

b) Für Iod sind die nuklidspezifischen Dosisfaktoren e_{inh} für die Inhalation entsprechend der chemischen Form (organisch, elementar) zu verwenden. Diese können bspw. der ICRP Publication No. 119 oder dem Anhang 5 der StSV entnommen werden.

Termin: 31.12.2026.

Die Zugänglichkeit wichtiger Anlagenbereiche und -räume unter strahlenschutztechnischen Gesichtspunkten bei auslegungsüberschreitenden Störfallbedingungen wurde vom KKG in einer sogenannten Post-LOCA-Studie letztmalig 2013 untersucht, nachdem die Aktualisierung der Studie in der PSÜ 2008 vom ENSI gefordert wurde. Nach Prüfung der vom KKG eingereichten Unterlagen PEG-X-51782 und PEG-X-51783 kam das ENSI zu dem Ergebnis, dass die neue Post-LOCA-Studie des KKG PEG-X-51782 und PEG-X-51783 von der bisher etablierten Praxis in der Schweiz für die Erstellung von solchen Studien abweichte. Die resultierenden Schadensbilder (Freisetzungsanteile) der unterstellten Szenarien waren nach eigener groben Einschätzung des ENSI mit jenen in der Aktennotiz HSK-AN-2028 zwar vergleichbar, jedoch stellten die angesetzten Zeitabläufe den abdeckenden Charakter der eingereichten Studie in Frage. Eine Auseinandersetzung mit den verfolgten Zielen und dem Zweck einer Post-LOCA-Studie und eine darauf aufbauende Systematik fehlten aus Sicht des ENSI. Mit Blick auf die vom ENSI geplante Aufnahme und Darlegung der Anforderungen an eine Post-LOCA-Studie in einer Richtlinie, sah das ENSI von einer Forderung im Zusammenhang mit den vom KKG eingereichten Unterlagen bis zu deren Verabschiedung ab.

Mit der Revision der Richtlinie ENSI-B12 (August 2019) wurden für die Vorsorge zum radiologischen Schutz des Personals bei schweren Unfällen in KKW in Kap. 9 der Richtlinie neue Anforderungen formuliert, die es umzusetzen gilt. Das KKG hat daher die Erfüllung der neuen Anforderungen aus Kap. 9 der Richtlinie ENSI-B12 darzulegen.

Forderung 6-20 (Radiologische Auswirkungen)

Das KKG hat im Rahmen der Notfallvorsorge für eine Beurteilung von Interventionsmöglichkeiten bei schweren Unfällen die zu erwartenden radiologischen Bedingungen für das Personal bei der Durchführung von Notfallmassnahmen abzuschätzen und in einem Bericht darzulegen, wie die Anforderungen aus Kap. 9 der Richtlinie ENSI-B12 erfüllt werden. Termin: 31.12.2026.

6.4 Sicherheitsanalyse für Lager

6.4.1 Externes Nasslager

Angaben des KKG

Das externe Nasslagergebäude für abgebrannte Brennelemente besteht aus dem Brennelement-Lagergebäude, dem angebauten Systemtrakt mit Passerelle sowie zwei räumlich getrennten Trockenkühltürmen. Um dem langfristigen Anstieg der Wärmeleistung Rechnung zu tragen, wurde das Beckenkühlsystem in einer ersten Ausbaustufe mit einer Wärmeabfuhrkapazität von 0,5 MW versehen und in der zweiten Ausbaustufe auf eine Kapazität von 1,25 MW erweitert.

Das Beckenkühlsystem besteht aus vier symmetrisch aufgebauten unabhängigen Strängen, wobei jeweils zwei Stränge einem Kühlturm zugeordnet sind. Über einen Zwischenkühlkreislauf, der betrieblich als auch nach Störfällen im Naturumlauf arbeitet, wird die Wärme an die Umgebung abgegeben. Nur bei fast vollem Lagerbecken und bei sehr hohen Umgebungstemperaturen wird die Luftzirkulation im Kühlturm mittels Ventilatoren unterstützt. Durch die natürliche Konvektion im Lagerbecken werden die Lagergestelle von unten mit Deionat durchströmt und die Brennelemente gekühlt. Die Brennelemente sind in den Lagergestellen so angeordnet, dass aufgrund des gegenseitigen Abstands der Brennelemente und der neutronenabsorbierenden Absorberschächte in den Lagergestellen die Unterkritikalität immer gewährleistet ist.

Aufgrund der passiven Funktionsweise des Beckenkühlsystems bei Störfällen ist eine Notstromversorgung ausschliesslich für die sicherheitstechnisch wichtige Instrumentierung (Druck im Beckenkühlsystem, Füllstand und Temperatur im Lagerbecken) erforderlich. Diese wird über eine unterbrechungsfreie Stromversorgung bestehend aus Batterien gewährleistet.

Im Rahmen der Sicherheitsanalysen hat das KKG das folgende Störfallspektrum mit entsprechenden Störfallkategorien ausgewiesen (siehe Tabelle 6-4):

Tabelle 6-4: Abdeckendes Ereignisspektrum für externes Lager

Ereignis	Störfallkategorie		Bemerkung
	Ohne EF	Mit EF	
Ausfall Beckenkühlstrang oder Ausfall Kühlturmventilator	1	2	
Notstromfall	1	2	
Sicherheitserdbeben (SSE)	3	3	
Flugzeugabsturz	Aü	Aü	Vollschutz gemäss HSK-R-102
Brennelementhandhabungsstörfall	3	Aü	
Wasserleckage am Lagerbecken	2	3	
Totalausfall der BE-Beckenkühlung	Aü	Aü	

Die Beherrschung externer Einwirkungen (EVA) wurde bei der Gebäudeauslegung berücksichtigt. So ist das Nasslager gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwelle und andere standortbedingte Einwirkungen (externer Brand, meteorologische Einflüsse wie Wind, Eisbildung und Schnee) ausgelegt. Darüber hinaus ist die Dachfläche des Nasslagergebäudes und des Systemtraktes gegen Blitzeinwirkung geschützt. Bei Bränden auf dem Gelände können aufgrund der Aussenstruktur des Nasslagergebäudes aus Stahlbeton und massiven Stahltüren sowie Brandschutzklappen in verbindenden Lüftungskanälen sowohl eine Brandübertragung in die Gebäude als auch ein unzulässiges Eindringen heisser Rauchgase ausgeschlossen werden.

Die Auslegung gegen das Sicherheitserdbeben erfolgte gemäss den KKG-2002-Spektren inkl. einem Sicherheitsfaktor, welche die damaligen Erkenntnisse hinsichtlich PEGASOS sowie die neuen Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 abdecken. Die Lagerbeckenstruktur ist auf Federdämpferelementen gelagert. Zur Kühlung der Brennelemente ist eine ausreichende Wasserüberdeckung vorhanden, die durch die Integrität des Lagerbeckens sichergestellt wird. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt über das passive Beckenkühlsystem. Der Aktivitätseinschluss und die Kritikalitätssicherheit werden durch die Standsicherheit der Lagergestelle und die Integrität der Brennelemente sowie des Beckens gewährleistet.

Die Aussenstrukturen des Gebäudes besitzen einen Vollschutz gegen Flugzeugabsturz. Zur Reduzierung der induzierten Erschütterungen bei Erdbeben und Flugzugabsturz sind die inneren Gebäudestrukturen von den Aussenwänden getrennt. Erschütterungen sind somit nur über die Fundamentplatte übertragbar, werden jedoch über ein Feder-Dämpfer-System vermindert. Schäden an Brennelementen können daher ausgeschlossen werden. Das Schutzkonzept bei FLA gewährleistet den Schutz des Nasslagergebäudes und seiner Einrichtungen, die zur Sicherstellung der Schutzziele erforderlich sind.

Die Lasten aus Erdbeben und Flugzeugabsturz decken auch die Lasten aus einer zu unterstellenden externen Explosionsdruckwelle ab. Ebenfalls abgedeckt sind zu unterstellende Trümmerlasten bspw. aus dem Versagen hochenergetischer Behälter oder Turbinenversagen.

Hinsichtlich einer externen Überflutung ist das Nasslagergebäude durch seine äussere druckwasserfeste Gebäudeabdichtung ausreichend geschützt. Durch diese Wannenkonstruktion wird zudem verhindert, dass Grundwasser in das Gebäude eindringen kann.

Hinsichtlich interner Brände legt das KKG dar, dass innerhalb des Nasslagergebäudes insbesondere im Bereich des Lagerbeckens nur sehr geringe Brandlasten vorhanden sind. Darüber hinaus kann ein Brand nicht zum Versagen der Brennelementbeckenkühler führen. Ein Ausfall der Rohrleitungen des Beckenkühlsystems kann aufgrund der geringen Brandlasten ebenso ausgeschlossen werden. Durch die räumliche Anordnung der Kabeltrassen ist zudem davon auszugehen, dass immer nur eine Redundanz der sicherheitsrelevanten Instrumentierung von einem Brand betroffen sein kann.

Im oberen Bereich der Kühltürme sind ebenfalls nur geringe Brandlasten vorhanden. Bei einem Brand, bspw. an einem Ventilator, bleiben die Auswirkungen derart begrenzt, dass die passive Kühlfunktion nicht beeinträchtigt ist. Im unteren Bereich der Kühltürme können in den dort vorhandenen Anlagenbereichen Brände ebenfalls nicht ausgeschlossen werden. Sie werden durch die Brandmeldeanlage frühzeitig erkannt und können mit den lokal angeordneten Feuerlöschern sowie mit den Überflurhydranten im Freien gelöscht werden. Bei einem angenommenen Brand im Raum der sicherheitstechnisch relevanten Elektro- und Leittechnik kann der Ausfall von zwei Redundanzen der sicherheitsrelevanten Messungen nicht ausgeschlossen werden. Grundsätzlich ist jedoch ein Brand in einem der Kühltürme oder den dazugehörigen Anlagenräumen sicherheitstechnisch unkritisch, da die entsprechenden SSK zweifach redundant im anderen Kühlturm bzw. den dazugehörigen Anlagenräumen vorhanden sind.

Im BE-Nasslagergebäude gibt es nur ein geringes Überflutungspotenzial, da die wasserführenden Systeme nur kleine Rohrleitungsnennweiten bzw. begrenzte Systeminhalte besitzen. Die gegen Überflutung zu schützenden Messumformer (Beckenwassertemperatur und -niveau) sind mehrfach und räumlich getrennt an den gegenüberliegenden Seiten des BE-Nasslagerbeckens angeordnet. Die wasserführenden Systeme sind bis auf die Deionatversorgung und das Beckenkühlsystem auf den unteren Gebäudeebenen angeordnet, sodass aufgrund der Anordnung keine Gefährdung für diese Messumformer gegeben ist. Bei unterstellter Leckage am Beckenkühlsystem oder am Deionatsystem kann das freigesetzte Wasser in die tieferen Gebäudeebenen abfliessen, ohne die vorgenannten Messungen zu gefährden. Ferner wird der Füllstand im Lagerbecken kontinuierlich überwacht. Eine Überflutung im Nasslagergebäude vom Systemtrakt aus wäre nur über die Verbindungstüren möglich. Aufgrund der Dichtheit dieser Türen ist ein Eindringen von Wasser in das BE-Nasslagergebäude nicht möglich.

In den beiden Kühltürmen befinden sich ausser dem Beckenkühlsystem keine wasserführenden Systeme. Das Beckenkühlsystem ist niederenergetisch und hat einen begrenzten Systeminhalt pro Strang. Somit sind nur

kleine Leckagen mit einem entsprechend geringen Überflutungspotenzial möglich. Bei den sicherheitsrelevanten Anlagenteilen, die gegen Überflutung zu schützen sind, handelt es sich um die Druckmessungen in den Ausgleichsbehältern des Beckenkühlsystems und die sicherheitsrelevante E- und Leittechnik für die Instrumentierung. Die Messumformer für die Druckmessungen und die sicherheitsrelevante E- und Leittechnik sind räumlich so angeordnet, dass sich keine Gefährdung aus einer Überflutung ergibt.

Eine Wasserleckage aus dem Lagerbecken kann nur bei Beschädigung der Beckenauskleidung auftreten, da aufgrund der konstruktiven Ausführung der an das Becken anschliessenden Leitungen eine Saug-Hebewirkung ausgeschlossen werden kann. Das Lagerbecken ist zudem mit einem Leckageerkennungssystem ausgerüstet. Mit diesem können Leckagen aufgrund einer Beschädigung der Auskleidung lokalisiert und erfasst werden. Durch dessen Dimensionierung und Absperrbarkeit ist sichergestellt, dass nur geringe Mengen abgeführt werden und der Wasserverlust gering ist. Dieser kann über die Einspeisung zeitlich unbegrenzt ersetzt werden.

Darüber hinaus bestehen für eine langfristige Beherrschung von Störfällen Ersatzmassnahmen (Notfallmassnahmen) zur Sicherstellung der geforderten Sicherheitsfunktion «BE-Beckenkühlung». Die langfristige Nachwärmeabfuhr kann auch über das Accident-Management-System (Kühlung von zwei Beckenkühlkreisläufen mit mobilen Mitteln) gewährleistet werden, wenn es zu einem Ausfall beider Kühltürme kommt. Die Karenzzeiten um Ersatzmassnahmen umzusetzen sind ausreichend, bspw. wird bei einer maximal abzuführenden Wärmelast von 1000 kW nach Ausfall der Kühlung erst nach ca. 5 Tagen die Siedetemperatur im Becken erreicht.

Für die Handhabung des Transportbehälters und der Brennelemente werden die beiden Hubwerke für 150 t bzw. 12,5 t Traglast des Gebäudekrans eingesetzt. Für die gesamte Lastkette inklusive der Lastanschlagpunkte sind die erhöhten Anforderungen der KTA-Regeln KTA 3902 bzw. der KTA 3905 erfüllt. Ein Lastabsturz ist daher praktisch ausgeschlossen. Unabhängig hiervon wird durch administrative Vorgaben ein unbeabsichtigtes Überfahren des Lagerbeckens verhindert. Mit dem Hilfshub des Gebäudekrans werden verschiedene Anlagenteile, wie z. B. das Dekonthemd oder Werkzeuge, gehandhabt. Durch administrative Vorgaben ist sichergestellt, dass mit diesem Hilfshub kein Transport von Lasten über dem Lagerbecken oder anderen Bereichen mit sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr erfolgt. Hierdurch sind eine unzulässige unmittelbare Gefährdung von sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen sowie eine radioaktive Freisetzung ausgeschlossen.

Für die Analyse des Brennelementhandhabungsstörfalls wird hinsichtlich der Freisetzungsraten unterstellt, dass bei der Handhabung eines Brennelements alle 15 Brennstäbe einer äusseren Reihe beschädigt werden. Ein gleichzeitiger Notstromfall wird nicht unterstellt. Für die Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung wird zusätzlich unterstellt, dass es keinen Lüftungsabschluss des Beckenraums gibt. Die radioaktiven Stoffe werden mit der Abluft ungefiltert über den Kamin in die Umgebung abgeleitet.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A01

KTA-Regel KTA 3303

Beurteilung des ENSI

Nach Wertung des ENSI ist das vom KKG analysierte Störfallspektrum für das Nasslager vollständig und die Störfallkategorisierung plausibel. Darüber hinaus können bei Einwirkungen von aussen (inkl. Erdbeben und Überflutung) die Brennelemente sicher gelagert und die entsprechenden Nachweisziele eingehalten werden. Die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken wird passiv sichergestellt. Die gemäss KTA-Regel KTA 3303 zulässige Beckenwassertemperatur wird auch bei extrem hohen Aussenlufttemperaturen sicher eingehalten.

Mit der Festlegung der neuen Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 und der neuen Überflutungsgefährdung EXAR wurde das KKG aufgefordert, den Nachweis der ausreichenden Sicherheit zu erbringen. Das

ENSI wird diese Nachweise auch hinsichtlich der Auswirkungen auf das Nasslager in den beiden entsprechenden Projekten prüfen und separat Stellung nehmen.

Darüber hinaus kann der Störfall «Leckage des Lagerbeckens» durch das Leckageerkennungssystem erkannt und der Verlust durch Deionat ergänzt werden. Auch ein vollständiger Ausfall der Kühlung kann durch Nachspeisung beherrscht werden und ist aufgrund des grossen Wasserinventars erst langfristig erforderlich. Aufgrund der geringen Brandlasten und des begrenzten Überflutungspotenzials der wasserführenden Systeme ist es für das ENSI plausibel, dass interne Brände und Überflutungen nicht zu einem Verlust der Schutzziele «Nachwärmeabfuhr» und «Unterkritikalität» sowie zu einer unzulässigen Aktivitätsfreisetzung führen können.

Der Absturz schwerer Lasten kann nach Wertung des ENSI gemäss Richtlinie ENSI-A01 jedoch nicht nur aufgrund der Auslegung der Hebezeuge und dem Verweis auf administrative Vorgaben aus den Sicherheitsbetrachtungen ausgeklammert werden. Die entsprechenden Handhabungseinrichtungen sind bei der Erfüllung der Forderung 6-6 (siehe Kap. 6.2.6, Absturz schwerer Lasten) ebenfalls zu berücksichtigen.

Hinsichtlich des anzunehmenden Schadenbildes bei einem Brennelementhandhabungsstörfall verweist das ENSI auf seine Bewertung in Kap. 6.2.6.2 (Forderung 6-7). Zur Erfüllung der Forderung 6-7 ist ebenfalls der BE-Handhabungsstörfall im Externen Nasslager zu berücksichtigen.

6.4.2 Trockenlager

Angaben des KKG

Das Trockenlager befindet sich im Ringraum des Reaktorgebäudes und dient zur Aufnahme von maximal 66 frischen Brennelementen. Das Lager wird mit dem 5-t-Hub des Konsolladekranes angefahren. Zum Einlagern der BE und zum Transport vom Lager zum Aufsteller der BE-Schleuse im BE-Ladebecken dient ein Handgreifer. Folgende auslösende Ereignisse sind für das Trockenlager im KKG relevant:

- Sicherheitserdbeben;
- Flugzeugabsturz;
- Überflutung;
- BE-Handhabungsstörfall.

Die Unterkritikalität der Brennelemente im Trockenlager ist durch das Umschliessen der BE mit festen Neutronenabsorbern und die Einhaltung eines Mindestabstands zwischen den BE durch die Lagergestelle selbst unter folgenden Annahmen sichergestellt:

- vollständige Belegung des Lagers mit frischen BE der maximal zulässigen Anreicherung;
- Vernachlässigung von evtl. eingesetzten Steuerelementen;
- Eindringen von Wasser in das Trockenlager;
- fehlerhaftes Absetzen oder Absturz eines BE.

Hinsichtlich Erdbeben wurde vom KKG dargelegt, dass eine trockene Konfiguration vom KKG-Brennstoff aufgrund der Anreicherung nicht kritisch werden kann. Dies gilt auch im Falle einer durch Erdbeben veränderten Geometrie der Trockenlageranordnung.

Da das Reaktorgebäude des KKG gegen einen Flugzeugabsturz geschützt ist, stellt ein Flugzeugabsturz keine Gefährdung für das Trockenlager dar.

Eine Überflutung im Trockenlager ist nicht zu unterstellen, da diese durch Abläufe (Schlitze in den Türen) verhindert wird, und wird daher als auslegungsüberschreitend eingestuft. Die Unterkritikalität der gelagerten BE ist somit auch bei Zwischenfällen oder Unfällen bereits durch passive Massnahmen gewährleistet.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A01

Beurteilung des ENSI

Für das ENSI ist es nachvollziehbar, dass das Trockenlager aufgrund seiner Lage im Reaktorgebäude ausreichend gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz geschützt ist.

Zudem konnte sich das ENSI im Rahmen einer Inspektion vergewissern, dass aufgrund konstruktiver Gegebenheiten und administrativer Massnahmen eine Überflutung des Trockenlagers praktisch ausgeschlossen werden kann. Die Einstufung in die Störfallkategorie 4a ist nachvollziehbar. Die Freigabe der neuen Kritikalitätsnachweise wurde im Rahmen des Tagesgeschäfts erteilt [ENSI 2022-01-20].

Nach Wertung des ENSI fehlen für das Trockenlager Angaben bezüglich der Gefährdungen «Absturz schwerer Lasten» und «interner Brand». Diese sind daher bei der Erfüllung der entsprechenden Forderung 6-6 (siehe Kap. 6.2.6, Absturz schwerer Lasten) und Forderung 6-9 (siehe Kap. 6.2.7.2, Anlageninterne Brände) zu berücksichtigen.

6.4.3 Kompaktlagerbecken im Containment und Ladebecken im Ringraum

Angaben des KKG

Das Kompaktlager- und das Ladebecken befinden sich innerhalb des Reaktorgebäudes. Das Kompaktlagerbecken verfügt über insgesamt 656 BE-Lagerplätze. Die Kühlung des Kompaktlagerbeckens erfolgt über drei Kühlkreise mit insgesamt fünf zugeordneten Pumpen. Die Beckenkühlkreise sind als Sicherheitssysteme klassiert und gegen Erdbeben ausgelegt. Mithilfe der verkürzten Nachkühlkette kann die Wärmeabfuhr auch aus dem Kompaktlagerbecken über das Notstandsystem sichergestellt werden. Die seismische Robustheit der Lagergestelle im Kompaktlager wurde unter Berücksichtigung der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 gezeigt.

Das KKG hat zudem für das Ladebecken gezeigt, dass es den Lasten eines Erdbebens standhält. Da sich bei Servicearbeiten nicht mehr als zwei Brennelemente im Ladebecken befinden, ist innerhalb der ersten 72 h nach einem Erdbeben aufgrund der geringen Nachzerfallsleistung keine Kühlung notwendig.

Die Unterkritikalität der Brennelemente im Kompaktlagerbecken ist durch die Umschliessung der BE mit festen Neutronenabsorbern und durch die Einhaltung eines Mindestabstands zwischen den BE durch die Lagergestelle selbst unter folgenden Annahmen sichergestellt:

- vollständige Belegung des Lagers mit frischen BE der maximal zulässigen Anreicherung;
- Vernachlässigung von evtl. eingesetzten Steuerelementen;
- Vernachlässigung des neutronenabsorbierenden Bors im Beckenwasser;
- fehlerhaftes Absetzen oder Absturz eines BE.

Im BE-Ladebecken wird die Unterkritikalität ebenfalls durch passive Massnahmen sichergestellt.

Auf dem Transportschlitten befindet sich während des Schleusvorgangs immer nur ein BE. Durch die Anreicherungsbegrenzung ist ein einzelnes BE selbst in borfreiem Wasser immer unterkritisch. Weiterhin können sich im Ladebecken noch maximal zwei BE in der Reparatureinrichtung sowie einzelne Brennstäbe in einem Köcher befinden. Die Unterkritikalität ist für diese Einrichtungen immer gewährleistet.

Eine ausreichende Bedeckung der BE im Kompaktlager oder Ladebecken mit boriertem Wasser wird durch folgende Massnahmen gewährleistet:

- Das Kompaktlagerbecken und das Ladebecken bestehen aus einer massiven, auch gegen äussere Einwirkungen ausgelegten Stahlbetonschale, die mit Edelstahlblechen ausgekleidet ist, die auf im Beton verankerte Stege aufgeschweisst sind. Der Zwischenraum zwischen Beton und Auskleidung wird auf Leckagen überwacht, sodass Undichtigkeiten frühzeitig erkannt werden. Störfallbedingte gleichzeitige Leckagen in beiden wassereinschliessenden Barrieren sind praktisch ausgeschlossen.
- Die Anschlusspunkte von an das Lagerbecken und das Ladebecken anbindenden Rohrleitungen liegen jeweils oberhalb der BE-Lagerzone, sodass bei einem Rohrleitungsleck nur ein begrenzter Füllstandsabfall möglich ist.

- Die Entleerungsleitungen von Kompaktlager und Ladebecken führen von oben in das jeweilige Becken und besitzen im oberen Bereich eine Bohrung, sodass bereits bei geringem Füllstandsabfall im Becken die Rohrleitungen belüftet werden und damit ein Wasserverlust durch Saug-Hebewirkung beendet wird.
- Das Schleusrohr ist so verlegt, dass bei einem hypothetischen Schleusrohrbruch noch genügend Wasser oberhalb der BE im Lagerbecken verbleibt. Würde sich beim Bruch ein BE auf dem Transportschlitten befinden, so könnte dieses in das verbleibende Ladebeckenwasser abgesenkt werden.
- Die Wasservolumina der Becken sind so gross, dass selbst bei Berücksichtigung der maximal zu unterstellenden Nachzerfallsleistung der gelagerten BE, bzw. der im BE-Ladebecken befindlichen BE, eine nennenswerte Abnahme des Wasserinventars durch Verdunstung oder Verdampfung in den ersten 72 h nicht möglich ist.

Zur Verbesserung der Nachwärmeabfuhr aus dem Kompaktlagerbecken hat das KKG einen dritten, unabhängigen Beckenkühlstrang nachgerüstet. Im Rahmen der Notfallplanung sind Massnahmen zur Wiederherstellung der Spannungsversorgung und der Beckenkühlung vorbereitet. Weiterhin wurde die Möglichkeit zur Einspeisung von Feuerlöschwasser (oder aus einer anderen externen Wasserquelle) in den dritten Beckenkühlstrang geschaffen. Die entsprechenden Massnahmen sind im Notfallhandbuch beschrieben.

Eine Fehleinspeisung von Deionat in das Kompaktlager kann durch abnormales Füllstandsverhalten resp. durch Anregung des Grenzwertes «Niveau hoch» durch die Operateure gestoppt werden. Wird angenommen, dass ein Deionateintrag in das Kompaktlager über längere Zeit unentdeckt bleibt, so ist durch die Auslegung der Kompaktlagergestelle (Mindestabstände und Absorberschächte aus Borstahl) die Unterkritikalität immer sichergestellt.

Eine betriebliche unbeabsichtigte Borverdünnung im Ladebecken ist ausgeschlossen, da die Niveauergänzung nur mit boriertem Wasser aus den Flutbehältern erfolgt.

Interne Brände, die den Einsatz einer grösseren Menge an Löschwasser erfordern, können im Bereich des Kompaktlagers ausgeschlossen werden, da nur geringe Brandlasten vorhanden sind. Die Menge an Löschwasser, die theoretisch in den Bereichen anfallen könnte, würde zu keiner signifikanten Änderung der Borkonzentration des Beckenwassers führen.

Eine interne Überflutung mit einem signifikanten Wassereintrag in die Kompaktlagerbecken im Sicherheitsbehälter kann ebenfalls ausgeschlossen werden, da keine relevanten wasserführenden Systeme in diesem Bereich vorhanden sind.

Ein Absturz schwerer Lasten auf das Kompaktlager kann ebenfalls praktisch ausgeschlossen werden, da grundsätzlich keine schweren Lasten über dem Kompaktlager bewegt werden. Durch administrative Vorkehrungen wird gewährleistet, dass das Kompaktlager nicht überfahren wird. Die Häufigkeit für einen Absturz über dem Lagerbecken nach einem fälschlichen Überfahren wird aufgrund der begrenzten jährlichen Einsatzdauer zu 2,5E-7/a bestimmt und ist damit dem auslegungsüberschreitenden Bereich zuzuordnen.

Im Rahmen der Freigabe der neuen Kritikalitätssicherheitsnachweise hat das KKG zudem für das Kompaktlagerbecken den BE-Absturz sowie die BE-Fehlpositionierung neu analysiert und aufgezeigt, dass die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G20 hinsichtlich Unterkritikalität eingehalten werden.

Der Absturz schwerer Lasten ist für das Ladebecken ebenfalls praktisch ausgeschlossen, insofern während BE-Servicearbeiten keine Kranbewegungen über dem Becken erfolgen. Ein Behälterabsturz im Zuge einer internen Transportkampagne hat keine Auswirkungen auf das Ladebecken, da entsprechend der Handhabungsvorschrift das Ladebecken frei von Brennstoff sein muss, wenn der Transportbehälter eingesetzt oder entnommen wird.

Das Fehlfahren eines BE im Ladebecken, eine Fehlplatzierung oder ein Absturz eines BE ist mit der Situation im Kompaktlager vergleichbar. Eine Kritikalität kann aufgrund der geringen Anzahl an BE im Ladebecken und der damit möglichen geometrischen Konfigurationen immer sicher ausgeschlossen werden. Somit werden die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G20 für BE-Inspektionen und -Änderungen im Ladebecken eingehalten.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A01

Beurteilung des ENSI

Das betrachtete Spektrum auslösender Ereignisse für das Kompaktlager- und das Ladebecken ist nach Wertung des ENSI vollständig. Darüber hinaus ist es nachvollziehbar, dass die beiden Becken aufgrund ihrer Lage im Reaktorgebäude ausreichend gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz geschützt sind und die Nachwärmeabfuhr mit den drei Beckenkühlkreisen einzelfehlersicher gewährleistet ist. Eine detaillierte Bewertung der Erdbebenfestigkeit der Becken sowie der neuen dynamischen Robustheitsanalysen der Lagergestelle erfolgt im Rahmen des Erdbebenprojekts SEG15 (17/20/027). Aus Sicht des ENSI ist es zudem nachvollziehbar, dass ein Ausfall der Kühlung bzw. eine Leckage in beiden Becken von den Operateuren rechtzeitig erkannt wird und aufgrund des grossen Wasserinventars ausreichend Zeit für Massnahmen zur Verfügung steht. Weitere Bewertungen bezüglich der aufdatierten Kritikalitätssicherheitsnachweise verfolgt das ENSI im Rahmen des Tagesgeschäftes.

Hinsichtlich der Gefährdung durch interne Brände fehlen nach Wertung des ENSI Aussagen zum Ladebecken. Eine entsprechende Brandanalyse hat im Rahmen der Forderung 6-9 (siehe Kap. 6.2.8.2) zu erfolgen. Weiterhin verweist das ENSI auf die Forderung 6-6 (siehe Kap. 6.2.6.1) bei deren Erfüllung sich ggf. neue Erkenntnisse auch bzgl. des Absturzes schwerer Lasten über dem Kompaktlager ergeben können.

6.4.4 Abfalllager LAA/MAA

Angaben des KKG

Das interne Abfalllager für radioaktive Abfälle ist unterirdisch im untersten Stockwerk des Reaktorhilfsanlagengebäudes angeordnet. Das Hilfsanlagengebäude ist gegen Erdbeben ausgelegt. Die Lager sind gegen Aktivitätsfreisetzung durch Brände mit Rauchmeldern, Sprinkleranlagen und einer gefilterten Lüftung versehen. Die Aktivität ist in den verfestigten Packungen gebunden. Aus diesen Gründen führen interne Störfälle zu keinen relevanten Aktivitätsabgaben an die Umgebung.

Bei einem Erdbeben bleiben die Gebinde im MAA-Lager unbeeinträchtigt, da sie in Lagerrohren mit Abschirmdeckel verbracht sind. Eine Analyse hat ergeben, dass bei einem Erdbeben der Häufigkeit von 10^{-2} pro Jahr im Lager für LAA ein Stapel von bis zu drei Fässern oder Betoncontainern nicht umkippt. Aus diesem Grund wird eine Lagerbucht nach dem vollständigen Befüllen mit einer Reihe Beton-Container abgeschlossen. Dies fixiert die untersten beiden Fasslagen und es kann angenommen werden, dass die obersten drei Lagen nicht kippen. Sollte es bei einer teilgefüllten Bucht zu einem Herunterfallen von Fässern kommen, so resultiert daraus keine Freisetzung von Radioaktivität, da die Integrität der Fässer erhalten bleibt.

Das Hilfsanlagengebäude ist vollständig gegen Flugzeugtrümmer geschützt. Zudem besitzt das Abfalllager eine armierte Betondecke, welche einen Vollschutz gegen das Durchstanzen von Triebwerken oder anderen Flugzeugtrümmerteilen darstellt. Im Rahmen der Analyse des auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes auf das Abfalllager hat das KKG im Sinne einer «Cliff Edge»-Betrachtung konservativ postuliert, dass es zu einer Öffnung in der Decke kommt, wodurch brennendes Kerosin ins Lager eindringt. Die zulässige Dosis beträgt für das Lager auch für den auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturz 100 mSv. Die Analysen zeigen, dass die resultierende Dosis jedoch deutlich unterhalb der Kurzzeitabgabelimite von 0,3 mSv liegt.

Laut KKG werden mit dem Deckenkran im Abfalllager Behälter mit radioaktiven Abfällen transportiert. Im Transportbereich befinden sich keine sicherheitstechnischen Einrichtungen, sodass keine relevanten Beschädigungen durch Lastabsturz auftreten können.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A01 und HSK-R-102

Beurteilung des ENSI

Eine detaillierte Bewertung der Gefährdung durch Erdbeben erfolgt im Rahmen des Erdbebenprojekts SEG15 (17/20/027).

Die Studie des KKG zum auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturz zeichnet nach Wertung des ENSI ein abdeckendes Schadensbild, welches auf den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-102 beruht. Die ausgewiesenen Dosen liegen unter dem maximal zulässigen Dosiswert.

Hinsichtlich des Absturzes schwerer Lasten verweist das ENSI auf die Forderung 6-6. Da die mit dem Deckenkran transportierten Fässer radioaktives Material enthalten, ist ein Absturz detailliert zu untersuchen bzw. ist anzugeben, durch welche technische oder radiologische Sicherheitsanalysen das Ereignis abgedeckt ist.

Aus Sicht des ENSI fehlt für das Abfalllager eine Analyse der Gefährdung durch interne Brände gemäss Richtlinie ENSI-A01. Eine entsprechende Brandanalyse hat im Rahmen der Forderung 6-9 (siehe Kap. 6.2.7.2) zu erfolgen.

7 Probabilistische Sicherheitsanalysen

Für die der Auslegung zugrunde liegenden Störfälle wird nachgewiesen, dass die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung gering ist und keine Gefährdung für die Umgebung und für die Bevölkerung darstellt.

Auslegungsüberschreitende Störfälle sind Störfälle, welche in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbrechen. Dabei kann nicht ausgeschlossen werden, dass radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden. Es ist die Aufgabe der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Die PSA-Methodik erlaubt eine quantitative Risikobewertung unter Berücksichtigung verschiedenartigster Unfallursachen wie beispielsweise Systemausfälle, menschliches Versagen oder Naturkatastrophen. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse auf mögliche Schwachstellen der Anlage beziehungsweise auf sinnvolle Anlagenverbesserungen ziehen, die das Risiko weiter reduzieren können. Die Quantifizierung von Risiken, die sich aus Sabotage, Terroranschlägen oder Kriegshandlungen ergeben, ist üblicherweise nicht Gegenstand einer PSA und wird dementsprechend auch in den schweizerischen PSA nicht durchgeführt.

Die Bestimmung des Kernschadens- und Freisetzungsrisikos erfolgt in zwei Schritten, welche als PSA der Stufen 1 und 2 bezeichnet werden. Die PSA der Stufe 1 umfasst die Bestimmung derjenigen Unfallabläufe, die zu einer Beschädigung des Reaktorkerns (bei Leistungsbetrieb) bzw. des Brennstoffes (bei Nichtleistungsbetrieb) führen. Als Ergebnis wird die Kernschadenshäufigkeit (core damage frequency, CDF) bzw. Brennstoffschadenshäufigkeit (fuel damage frequency, FDF) pro Jahr ausgewiesen. Die CDF und die FDF sind zudem ein wichtiges Zwischenresultat bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kern- oder Brennstoffbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Die PSA der Stufe 2 baut auf den Ergebnissen der Stufe 1 auf. Sie analysiert den Unfallablauf nach Kern- bzw. Brennstoffschaden und das damit verbundene Freisetzungsrisiko und berechnet u. a. die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (für den Leistungsbetrieb: large early release frequency, LERF; für den Nichtleistungsbetrieb: shutdown large early release frequency, SLERF).

7.1 Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV , Art. 34 Abs. 2 Bst. b

UVEK-Verordnung (SR 732.112.2) UVEK-G

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-A05, ENSI-A06 und ENSI-G01

7.2 Vorgehen bei der Beurteilung

Grundlage für die vorliegende Stellungnahme ist die vom KKG eingereichte GPSA2019 zur risikotechnischen Bewertung des Leistungsbetriebs sowie des Nichtleistungsbetriebes.

Das ENSI hat die GPSA2019 stichprobenartig überprüft. Aus der Überprüfung abgeleitete Verbesserungspunkte sind detailliert in einer Aktionsliste ENSI 2023-05-5 aufgeführt. Die bedeutendsten Punkte sind in den einzelnen Abschnitten dieser Stellungnahme zusammenfassend dargestellt.

7.3 Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb

Das KKG reichte seine erste Stufe-1-PSA für die Beurteilung des Leistungsbetriebs im Jahre 1994 der HSK (heute ENSI) ein. Das entsprechende PSA-Modell beinhaltete interne Ereignisse (Kühlmittelverluste und Transienten), interne systemübergreifende Ereignisse (Brände und interne Überflutungen) sowie externe Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz und Verstopfen der Wasserfassungen).

Eine grundlegende Überarbeitung dieser Stufe-1-PSA wurde mit der GPSA2003 eingereicht. Basierend auf genaueren thermodynamischen Analysen wurde die Modellierung der Kühlmittelverluststörfälle und der Dampferzeugerheizrohrbrüche verfeinert. Ebenso wurden Vereinfachungen betreffend die Modellierung von

Equipment, das nur zeitweise in Betrieb ist, durch präzisere Modelle ersetzt. Ferner wurden die Erdbeben- und Brand-PSA überarbeitet.

Eine weitere massgebliche Überarbeitung der GPSA erfolgte mit der Erstellung der GPSA2006. Dabei wurden verschiedene Anlagenänderungen und Personalhandlungen verfeinert in der PSA abgebildet. Die wesentlichsten Modelländerungen waren die Abbildung der neuen Druckhalterventilstation für die primärseitige Druckbegrenzung und Druckentlastung sowie die Abbildung von Personalhandlungen, welche auf den neu eingeführten Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement (severe accident management guidance, SAMG) basieren. Die Modellierung der Kühlmittelverluststörfälle und der Dampferzeugerheizrohrbrüche wurde erneut verfeinert. Weiter wurden dieser Studie die verschärften Erdbebengefährdungsannahmen zugrunde gelegt, welche die HSK basierend auf der Erdbebengefährdungs-Studie PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) festgelegt hatte.

Die im Rahmen der PSÜ 2008 eingereichte GPSA2009 berücksichtigt alle durchgeführten Anlagenänderungen bis Mitte 2007. Gegenstand der Überarbeitung waren insbesondere die Brand- und die Erdbeben-PSA, die Modellierung externer Überflutungen, die Zuverlässigkeitskenngrössen der Komponenten und die Fehlerwahrscheinlichkeiten der Personalhandlungen. Das ENSI lehnte die GPSA2009 in wesentlichen Punkten ab und forderte die Umsetzung einer Reihe von Korrekturen, welche vom KKG in den Jahren 2011 bis 2013 vorgenommen wurden.

Mit der GPSA2015 hat das KKG ein in wesentlichen Punkten überarbeitetes PSA-Modell eingereicht. So wurden die Anlagenänderungen der Jahre 2008 bis 2012 im Modell berücksichtigt und die Brand-PSA wurde vollständig überarbeitet. Weiter sind die Analysen zu externen und internen Überflutungen, zum Turbinenzerknall, zu Flugzeugabstürzen sowie zur Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen aktualisiert worden.

Im Rahmen der PSÜ 2018 reichte das KKG die GPSA2019 ein, welche unter anderem eine überarbeitete Stufe-1-PSA beinhaltet. Dieses Modell berücksichtigt Anlagenänderungen, wie die Modernisierung der zweiten Wasserfassung sowie die Betriebserfahrung bis Ende 2017. Zudem wurde die Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen verbessert, eine systematische Analyse zur Kombination externer Ereignisse durchgeführt und eine neue Berechnung der Fragility-Werte für das seismische PSA-Modell mit Berücksichtigung der neuen Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 durchgeführt.

7.3.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

Angaben des KKG

Die Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen in der GPSA2019 umfassen Komponentenausfallraten, Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungsarbeiten (d. h. Wartung oder Instandsetzung) sowie Parameter für die Quantifizierung von Ausfällen von mehreren Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache (common cause failure, CCF). Zur Bestimmung der Zuverlässigkeitskenngrössen macht das KKG u. a. folgende Angaben:

- Anlagenspezifische Rohdaten: Als Basis für die Erfassung der anlagenspezifischen Rohdaten zur Bestimmung der Komponentenausfallraten werden für alle modellierten Komponententypen Komponentenabgrenzungen sowie entsprechende Fehlermodi definiert. Für jeden betrachteten Komponentenfehlermodus werden aus der KKG-eigenen Betriebserfahrung die Anzahl der Ausfälle sowie die Anzahl der Anforderungen und/oder Betriebsstunden bestimmt, welche für die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrössen erforderlich sind. Die Auswertung in der GPSA2019 umfasst die Betriebserfahrung bis Ende 2017.
- Generische Zuverlässigkeitsdaten: Die generischen Zuverlässigkeitsdaten beinhalten eine statistische Auswertung der internationalen Betriebserfahrung. Als Quellen für die Herleitung von generischen Kenngrössen werden insbesondere die ZEDB-Datenbank (siehe VGB-Report [VGB-3]) und das T-Book [T-Book-1] verwendet.

- Entwicklung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrössen: Die generischen Komponentenausfallraten werden mithilfe eines Bayes-Verfahrens mit den anlagenspezifischen Rohdaten verrechnet, um die aktuellen anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrössen und die zugehörigen Unsicherheiten zu erhalten.
- Entwicklung anlagenspezifischer CCF-Parameter: Zur Bestimmung der CCF-Parameter wird die Multiple-Greek-Letter-Methode (MGL) gemäss NUREG [NUREG-5485] verwendet. Die Berücksichtigung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung erfolgt wiederum auf Basis des Bayes-Verfahrens.
- Bestimmung der Instandhaltungsunverfügbarkeiten: Die Instandhaltungshäufigkeiten und -dauer wird für die GPSA2019 mit Berücksichtigung der Betriebserfahrung bis Ende 2017 aktualisiert.
- Untersuchungen zu den Komponentenausfallraten: Das KKG hat die in der GPSA2019 verwendeten Komponentenausfallraten mit internationalen generischen Werten verglichen. Aus der KKG-Untersuchung ergibt sich, dass die in der GPSA2019 verwendeten Komponentenausfallraten im Allgemeinen im selben Wertebereich wie die internationalen Daten liegen. In einer weiteren Analyse wurde untersucht, ob sich bei ausgewählten wichtigen Komponenten (Dieselgeneratoren, Pumpen und Motorventile) signifikante zeitliche Trends bei den Fehlerraten seit der Inbetriebnahme des KKG erkennen lassen. Die Analyse kommt zum Schluss, dass für die betrachteten Komponenten die Annahme einer konstanten Fehlerrate über die Jahre im Allgemeinen bestätigt werden kann. Bei gewissen Komponenten wie den Motorventilen des nuklearen Zwischenkühlsystems deutet die detaillierte parametrische Analyse auf eine mögliche Erhöhung der Ausfallrate hin.

Beurteilung des ENSI

Die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen in der GPSA2019 entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik. Dies betrifft insbesondere die verwendete Methode zur Analyse der CCF und die verwendeten Bayes-Verfahren für die Ermittlung der anlagenspezifischen Komponentenausfallraten und der CCF-Parameter. Die in der GPSA2019 verwendeten Komponentenausfallraten sind umfassend und haben in internationalem Vergleich plausible Werte.

Die Dokumentation bezüglich der Erfassung von anlagenspezifischen Rohdaten wurde verbessert. Insbesondere wurden in der aktualisierten Dokumentation die Angaben zu den Komponentenkollektiven zur Bestimmung der Komponentenausfallraten verbessert. Die Möglichkeit von systemübergreifenden CCF für Komponenten desselben Typs (d. h. Modell und Hersteller gleich), welche zu unterschiedlichen Systemen gehören, wurde gemäss den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A05] Kap. 4.4.3 Bst. j untersucht. Entsprechend den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A05] Kap. 4.7.2.3 wurde eine Analyse zum Trend der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen durchgeführt. Das ENSI stimmt der Schlussfolgerung, dass die Trendanalyse möglicherweise auf eine Erhöhung der Ausfallrate bei bestimmten Komponenten hinweist, zu. Hierzu sind aus Sicht ENSI weitere Abklärungen notwendig.

Ferner hat das ENSI neben der Verbesserung der Dokumentation insbesondere bei der Modellierung der CCF Verbesserungsbedarf identifiziert. Es werden entgegen den Vorgaben der Richtlinie [ENSI-A05] Kap. 4.4.2 Bst. i keine CCF von Wärmetauschern, Batterien, Batterieladegeräten und Wechselrichtern modelliert.

Das ENSI erwartet vom erwähnten Verbesserungsbedarf keinen relevanten Einfluss auf die CDF.

7.3.2 Zuverlässigkeit von Personalhandlungen

Die Analyse von Personalhandlungen im Rahmen einer PSA wird im internationalen Sprachgebrauch als «HRA» (human reliability analysis) bezeichnet. Die HRA in der GPSA2019 betrachtet Personalhandlungen der gemäss IAEA Safety Series No. 50-P-10 [IAEA-50] definierten Kategorien A (latente Fehler), B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse) und C (direkte Beeinflussung von Störfallabläufen). Die in der GPSA2019 hierzu durchgeführten Analysen sind nachfolgend zusammengefasst.

Angaben des KKG

Kategorie A (Latente Fehler)

Diese Kategorie betrifft Handlungen, die bei Routinetests und Instandhaltungen an Systemen erforderlich sind. Fehlhandlungen haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch zu latenten Fehlern führen, welche die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen. Ein latenter Fehler ist ein Fehler, der unentdeckt bleibt, bis die betroffene Komponente angefordert oder mit einer Funktionsprüfung getestet wird (Definition gemäss Richtlinie ENSI-A06). Massgeblich für die Zuweisung des Betriebszustands (Volllast, Schwachlast oder Stillstand) zu einer Fehlhandlung der Kategorie A ist der Zeitpunkt des störfallbedingten Anforderungsfalls des betroffenen Systems. So wird z. B. eine während Stillstand herbeigeführte Armatur-Fehlstellung dem Betriebszustand Leistungsbetrieb zugewiesen werden, wenn das betroffene System bei während des Leistungsbetriebs ausgelösten Störfällen angefordert wird.

Gemäss HRA-Methodenbeschreibung in der GPSA2019 erfolgte die Identifizierung von Handlungen der Kategorie A im Rahmen der Analyse der einzelnen Systeme. Die Festlegung der im Modell abzubildenden Fehlhandlungen erfolgte anhand qualitativer Kriterien, z. B. Nichtberücksichtigung einer Fehlhandlung, falls deren Konsequenz durch einen Alarm im Hauptkontrollraum (HKR) signalisiert wird. Aus der entsprechenden HRA ergab sich eine Fehlhandlung (Fehlkalibrierung von Signalen der Containmentdruckmessung), die im Modell für den Leistungsbetrieb abgebildet wurde und – die Containment-Isolation betreffend – eine für den Stillstand relevante Fehlhandlung (PSA-Stufe-1) sowie eine für die PSA-Stufe-2 (Leistungsbetrieb und Stillstand) relevante Fehlhandlung. Zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeit (human error probability, HEP) wurden ingenieurmässige Abschätzungen verwendet.

Ferner wurde im Rahmen einer Sensitivitätsstudie eine Reihe von Fehlhandlungen der Kategorie A identifiziert und quantifiziert. Die GPSA2019 selber umfasst diese Fehler nicht.

Kategorie B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse)

Zu dieser Kategorie gehören Handlungen, welche die Auslösung eines Störfalls beeinflussen oder direkt zur Folge haben. Derartige Handlungen werden üblicherweise nicht explizit modelliert. Stattdessen wird angenommen, dass ihr Beitrag implizit in den Häufigkeiten auslösender Ereignisse enthalten ist. Dieses Vorgehen ist auch in der GPSA2019 für die Mehrzahl der auslösenden Ereignisse gewählt worden. Bei der Ermittlung der Häufigkeiten von 16 auslösenden Ereignissen (z. B. Verlust des Kühlwassereinlaufs) ist explizit das Versagen von Personalhandlungen (z. B. Siebreinigung bei sich anbahnender Verstopfung) berücksichtigt worden. Die HEP-Bestimmung erfolgte vornehmlich mit der Methode ASEP (accident sequence evaluation program) NUREG-4772.

Kategorie C (Direkte Beeinflussung von Störfallabläufen)

Diese Kategorie umfasst Handlungen, die zur Beherrschung des Störfallablaufs erforderlich sind und vornehmlich gemäss Störfallvorschriften (Betriebshandbuch (BHB), Kap. 3) oder Accident-Management (AM)-Vorschriften (Notfallhandbuch (NHB), Kap. 8) durchzuführen sind. Das Versagen einer solchen Handlung hat einen ungünstigen Einfluss auf den Störfallablauf. Die HRA für den Leistungsbetrieb umfasst 66 solcher Handlungen (50 gemäss BHB, z. B. sekundärseitiges Schnellabfahren nach Kühlmittelverlust; 17 gemäss NHB, z. B. Dampferzeuger-Notbespeisung mit Feuerlöschwasser im Station Blackout), welche im Rahmen der Ereignis- und Unfallablaufanalyse identifiziert wurden. Hinzu kommt noch eine Reihe von Handlungen zur Brandbekämpfung.

Die HEP-Bestimmung der Handlungen gemäss BHB/NHB erfolgt mit der Methode THERP (technique for human error rate prediction) NUREG-1278, die der Handlungen zur Brandbekämpfung mit den Methoden gemäss EPRI (Electric Power Research Institute) NUREG-6850 sowie dem Deutschen PSA-Leitfaden BFS-1. Zur Bestimmung der Zeitfenster wurden handlungsspezifisch thermohydraulische Analysen durchgeführt.

Die HRA für Erdbebenstörfälle (auch kurz als «seismische HRA» bezeichnet) in der GPSA2019 unterscheidet, ob die frühzeitige Reaktorschnellabschaltung (RESA) mit dem SABS (seismischen Abschaltsystem), dessen RESA-Auslösekriterium den übrigen RESA-Auslösekriterien zeitlich (um wenige Sekunden) vorgelagert ist,

erfolgt ist oder nicht. Für Störfallabläufe mit SABS-Versagen wird zur HEP-Bestimmung der pauschale Modellansatz aus der Richtlinie zu Umfang und Qualität einer PSA (Richtlinie ENSI-A05, 2018, A5.1.1) wie folgt verwendet. In Störfallabläufen mit frühzeitiger RESA (SABS-Erfolg) wird von günstigeren Handlungsbedingungen ausgegangen. Unter anderem verwendet das KKG die HRA-Methode SPAR-H (standardized plant analysis risk – HRA) C-2, um die Abhängigkeit der HEP von der PGA für diesen Fall zu berücksichtigen. Dabei resultieren HEP-Werte, die kleiner sind, als die Werte, wie man sie mit dem pauschalen Ansatz der Richtlinie ENSI-A05 erhalten würde. Der Ausfall aller Personalhandlungen wird in Erdbebenstörfällen angenommen bei Totalverlust der Wechsel- oder Gleichstromversorgung und zusätzlichem Versagen der Schienen für die alternative (mit AM-Mitteln zu erstellenden) Stromversorgung, bei Reaktorgebäudeeinsturz oder bei exzessivem Kühlmittelverlust.

Die Bewertung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen erfolgte nur für Handlungen gemäss BHB mit gleichen Elementen, wie z. B. gleiches Team, gleicher Ort, gleiche zeitliche Verhältnisse bzw. Instrumentierung oder Prozeduren. Die Bestimmung der bedingten HEP erfolgte mit Werten gemäss THERP-Abhängigkeitsmodell, welches eine dreistufige Unterteilung des Bereichs zwischen Unabhängigkeit und vollständiger Abhängigkeit vorsieht. Die Bestimmung der jeweiligen Stufe erfolgte gemäss SPAR-H in Abhängigkeit von Bewertungen zu den Gemeinsamkeiten zweier Handlungen hinsichtlich Personal bei der Durchführung, Zeitraum der Anforderung und Signalisierung der Notwendigkeit.

Das Versagen von Handlungen der Kategorie C hat – im Vergleich zu den Kategorien A und B – den grössten Einfluss auf die CDF. Von besonderer Bedeutung sind hierbei die Dampferzeuger-Notbespeisung mit Feuerlöschwasser (etwa 5 % CDF-Beitrag) und das sekundärseitige Schnellabfahren nach Kühlmittelverlust (etwa 3 % CDF-Beitrag).

Beurteilung des ENSI

Die in der GPSA2019 verwendete HRA-Methodik entspricht dem Stand der Technik. Aus Sicht des ENSI ist hervorzuheben, dass der Bezug zu den Vorschriften (BHB, NHB) in aussagekräftiger und nachvollziehbarer Form beschrieben wird und dass die Zeitfenster handlungsspezifisch aus thermohydraulischen Analysen abgeleitet wurden. Die HEP-Ermittlung ist gut dokumentiert.

Vom ENSI stichprobenartig durchgeführte Überprüfungen ergaben, dass die Unterstützung der Operateure bei der Störfallbeherrschung durch Vorschriften als gut einzustufen ist und im Vergleich zum Stand der vorherigen PSÜ verbessert wurde, z. B. durch die Anweisungen zum forcierten sekundärseitigen Abfahren nach Kühlmittelverlust mit Ausfall der Sicherheitseinspeisung.

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung der HRA identifizierte Punkte mit Verbesserungsbedarf, welche in der Aktionsliste detailliert aufgeführt sind und von denen im Folgenden die Wesentlichen aufgeführt sind.

- Die seismische HRA der GPSA2019 für Störfallabläufe mit um wenige Sekunden früherer RESA (SABS-Erfolg) verwendet oberhalb 0,3 g PGA HEP-Werte, die um ein bis zwei Grössenordnungen kleiner sind als die Werte, die in der Richtlinie ENSI-A05 pauschal (d. h. ohne detaillierte szenario-spezifische HRA) als akzeptabel aufgeführt sind. Zudem erfüllt deren Herleitung nicht die Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05 an eine detaillierte szenario-spezifische HRA. Die vorgenommenen Abschätzungen unter Verwendung von SPAR-H berücksichtigen nicht die PGA und die sich daraus ergebenden Implikationen hinsichtlich Schadenzustand der Anlage und der dadurch entstehenden Komplexität der Störfallsituation. Zudem ist nicht begründet, dass die von SPAR-H angegebenen Multiplikatoren (zur HEP-Modifizierung) für Erdbebenstörfälle anwendbar sind.
- Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen der Kategorie C ist unvollständig. Für Handlungen (Kat. C) gemäss BHB beispielsweise, finden sich im Modell nur Abhängigkeiten zwischen dem Versagen von Handlungen, für die mehrere gemeinsame Bedingungen vorliegen. Aus Sicht des ENSI kann bereits eine gemeinsame Bedingung zu Abhängigkeiten führen wie dies zum Beispiel im PSA-Standard ASME oder in der HRA-Methode SPAR-H festgehalten ist.

- In bestimmten Szenarien infolge externer Überflutung wird eine auf dem Gelände durchzuführende Handlung (Dampferzeuger-Notbespeisung mit Feuerlöschwasser) kreditiert, die aufgrund der vorliegenden Fluthöhe nicht durchführbar ist.
- Bei der Bestimmung des Zeitfensters für die Erstellung des Nachkühlbetriebs wird nicht berücksichtigt, dass diese Handlung nach Abfall des Reaktorfüllstands unterhalb des Ansaugstutzens der Nachkühlpumpen nicht mehr durchführbar ist.
- Die im Rahmen einer Sensitivitätsstudie vom KKG identifizierten, jedoch in der PSA nicht modellierten Fehler bei Handlungen der Kategorie A sind aufgrund der Kriterien der Richtlinie ENSI-A05 nicht vernachlässigbar.

Das ENSI erwartet, dass die Umsetzung des Verbesserungsbedarfs hinsichtlich HRA zwar nur eine geringfügige CDF-Erhöhung zur Folge hat, sich jedoch die Aussagekraft der PSA für Anwendungen erhöht.

7.3.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Angaben des KKG

In der PSA beschreiben die sogenannten Erfolgskriterien die für die Vermeidung eines Kernschadens mindestens erforderlichen Systemfunktionen in Abhängigkeit eines bestimmten auslösenden Ereignisses. In der GPSA2019 wird angenommen, dass der Kernschaden beginnt, wenn die Hüllrohrtemperatur ca. 1200 °C überschreitet. Für die Simulation der Störfälle wurde hauptsächlich die Software S-RELAP5 sowie vereinzelt ein auf MELCOR Version 2.2 basierender MELSIM-Unfallsimulator eingesetzt. Die in der PSA für die verschiedenen auslösenden Ereignisse verwendeten Erfolgskriterien wurden zusammenfassend dargestellt und mittels Referenzen zu thermohydraulischen Analysen belegt.

Beurteilung des ENSI

Die verwendeten Methoden zur Bestimmung der Erfolgskriterien entsprechen grundsätzlich dem Stand der Technik. Die thermohydraulischen Analysen basieren auf KKG-spezifischen Modellen und liefern plausible Resultate. Stichprobenartige Prüfungen ergaben, dass die berechneten Zeitfenster für Personalhandlungen im Störfallablauf plausibel sind. Mit Ausnahme der MELCOR-gestützten Rechnungen basieren die Analysen jedoch auf Simulationen, die vor mehr als 20 Jahren durchgeführt wurden. Aus Sicht des ENSI ist eine Überprüfung dieser Simulationen mit aktuellen Codes angezeigt. Zur minimal erforderlichen Wassermenge für die Dampferzeugerbespeisung in Störfällen mit einsetzender Freilegung des Reaktorkerns, hat das ENSI einen zusätzlichen Klärungsbedarf identifiziert.

7.3.4 Interne Ereignisse

7.3.4.1 Auslösende Ereignisse

Angaben des KKG

Als Ausgangspunkt für die Identifizierung der für das KKG relevanten, internen auslösenden Ereignisse dient eine Liste von generischen auslösenden Ereignissen für Druckwasserreaktoren. Diese Liste wird unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Eigenschaften des KKG erweitert und verfeinert. Die in der Liste aufgeführten auslösenden Ereignisse werden nach verschiedenen Gesichtspunkten so gruppiert, dass für jede Gruppe gemeinsame Erfolgskriterien gelten.

Der Umfang der internen auslösenden Ereignisse in der GPSA2019 beinhaltet 36 Transienten, 8 Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Containments, 6 Kühlmittelverluststörfälle mit Containment-Bypass und 6 Dampferzeugerheizrohrbrüche.

Bei der Bestimmung der Häufigkeiten wurde zwischen folgenden Typen von auslösenden Ereignissen unterschieden:

- auslösende Ereignisse, für welche generische Eintrittshäufigkeiten direkt anwendbar sind,

- auslösende Ereignisse, bei denen mit einem Teilabfahren der Anlage (Runback) eine Reaktorschnellabschaltung vermieden werden kann,
- auslösende Ereignisse, die durch einen Ausfall eines während des Leistungsbetriebes laufenden Versorgungs- oder Hilfssystems hervorgerufen werden.

Für den ersten und zweiten Typ von auslösenden Ereignissen wurden die Häufigkeiten aufgrund von generischen Daten, die mithilfe eines Bayes-Verfahrens mit den anlagenspezifischen Daten aufdatiert wurden, bestimmt. Für den zweiten Typ wurden zusätzlich bei der Ermittlung der Häufigkeiten der Erfolg oder Misserfolg des Runbacks zur Verhinderung einer Reaktorschnellabschaltung berücksichtigt. Die anlagenspezifischen Daten berücksichtigen die KKG-Betriebserfahrung von August 1980 bis Dezember 2017. Für den dritten Typ von auslösenden Ereignissen wurden die Häufigkeiten auf der Basis von Fehlerbäumen der Systemanalyse ermittelt.

Beurteilung des ENSI

Das Verfahren zur Identifizierung der internen auslösenden Ereignisse für die Volllast-PSA entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.4.1.1. Das ENSI beurteilt den Umfang der in der GPSA2019 berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse und die Gruppierung als adäquat. Die Betriebserfahrung wurde korrekt erfasst und den entsprechenden auslösenden Ereignissen nachvollziehbar zugeordnet. Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Die ermittelten Häufigkeiten weisen plausible Werte auf und entsprechen der internationalen Betriebserfahrung.

7.3.4.2 System- und Unfallablaufanalyse

Angaben des KKG

Im Rahmen der Unfallablaufanalyse wird das Anlagenverhalten für jedes auslösende Ereignis modelliert. Die Abbildung des Unfallablaufes im PSA-Modell erfolgt mit der «Linked-Event-Tree-Methode». Dabei werden die möglichen Ereignisabläufe (Sequenzen) mithilfe gekoppelter Ereignisbäume abgebildet. Ausgehend vom jeweiligen auslösenden Ereignis, werden in den Ereignisbäumen zuerst die Verfügbarkeiten der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Hilfssysteme und anschliessend die Verfügbarkeiten der Hauptsysteme abgefragt. In Abhängigkeit der Verfügbarkeit der Hauptsysteme ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die entweder zu einer ausreichenden Kühlung des Reaktorkerns oder zu einem Kernschaden führen.

Das Volllastmodell der GPSA2019 beinhaltet insgesamt 25 Ereignisbäume, welche zusammengefasst die folgenden Aspekte berücksichtigen:

- die Modellierung spezifischer Einflüsse von Flugzeugabstürzen, Erdbeben und Bränden;
- die Festlegung der Stränge in Revision oder Bereitschaft;
- die Modellierung der mechanischen und elektrischen Hilfssysteme mitsamt den entsprechenden Personalhandlungen;
- die Modellierung der Hauptsysteme und der benötigten Personalhandlungen;
- die Modellierung der Unfallmanagement-Handlungen;
- die Zuordnung der Sequenzen zu den verschiedenen Endzuständen;
- die Modellierung des Unfallablaufes nach einem Kernschaden (Stufe-2-PSA).

Die Ereignisbäume fragen die Verfügbarkeit der einzelnen Systeme, Funktionen und Personalhandlungen ab. Deren Versagenswahrscheinlichkeiten werden mittels Fehlerbäumen modelliert. Dabei werden, ausgehend von der geforderten Sicherheits- bzw. Systemfunktion, die Basisereignisse identifiziert, deren Versagen zum Systemausfall beitragen. Ein Basisereignis ist ein Ereignis, das nicht weiter unterteilt wird, wie z. B. das Startversagen einer Pumpe. In Abhängigkeit der Randbedingungen, wie beispielsweise der Verfügbarkeit der benötigten Hilfssysteme oder der verfügbaren Zeit für die Personalhandlung, werden die Versagenswahrscheinlichkeiten situationsspezifisch berechnet. Diese situationsspezifischen Versagenswahrscheinlichkeiten der

einzelnen Systeme, Funktionen und Personalhandlungen werden als «Split Fractions» bezeichnet. Mittels logischer Regeln wird festgelegt, welche Split Fractions zur Quantifizierung von welchen Ereignisabläufen verwendet werden.

Die Quantifizierung der verschiedenen Ereignisabläufe erfolgt durch Multiplikation der Versagens- und Erfolgswahrscheinlichkeiten der Split Fractions der abgefragten Systeme, Funktionen und Personalhandlungen. Für jedes einzelne auslösende Ereignis werden die Häufigkeiten der Ereignisabläufe bis zu einem bestimmten Abschneidekriterium berechnet (GPSA2019: $1{,}0 \times 10^{-14}$ pro Jahr). Ereignisabläufe mit einer geringeren Häufigkeit werden numerisch vernachlässigt. Jedem Ereignisablauf wird ein Endzustand zugewiesen. Die Häufigkeiten aller zu einem Kernschaden führenden Unfallabläufe (Kernschadenssequenzen) eines Auslösers werden aufsummiert, um die Kernschadenshäufigkeit für den Auslöser zu erhalten. Für die Ermittlung der gesamten Kernschadenshäufigkeit werden die Kernschadenshäufigkeiten aller auslösenden Ereignisse aufsummiert. Alle in den Ereignisbäumen abgefragten Systeme, Funktionen und Personalhandlungen werden separat dokumentiert. Diese Dokumentation enthält jeweils eine Beschreibung der Erfolgskriterien, des Systemaufbaus, des für die Modellierung verwendeten Fehlerbaumes, der Betriebsweise und der für Systeme und Komponenten relevanten Bestimmungen der Technischen Spezifikation.

Beurteilung des ENSI

Die System- und Unfallablaufanalyse entspricht aus Sicht des ENSI dem Stand der Technik. Die Ereignisablaufdiagramme (event sequence diagrams, ESD) geben eine gute Übersicht über das Anlageverhalten. Das Modell ist sehr detailliert und der verwendete Rechencode entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik.

7.3.4.3 Ergebnisse

Angaben des KKG

In der GPSA2019 wird eine mittlere Kernschadenshäufigkeit (core damage frequency, CDF) für interne Ereignisse von $1{,}04 \times 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen. Die einzelnen Beiträge werden genauer aufgeschlüsselt in Tabelle 7-1 dargestellt.

Tabelle 7-1: CDF-Beiträge interner Ereignisse

Ereigniskategorie	Auslösende Ereignisse	Mittlere CDF [1/a]	Anteil [%]
Transienten	Generelle Transienten	$1{,}70 \times 10^{-8}$	1,63
	Transienten durch Versagen der Hilfssysteme	$1{,}68 \times 10^{-9}$	0,16
	Total	**$1{,}87 \times 10^{-8}$**	**1,79**
LOCA	RDB-Versagen	$1{,}51 \times 10^{-7}$	14,47
	Interfacing System LOCA	$1{,}90 \times 10^{-11}$	0,00
	Grosse und mittelgrosse LOCA	$4{,}20 \times 10^{-9}$	4,04
	Kleine LOCA und Minilecks	$6{,}35 \times 10^{-7}$	60,83
	Sonstige LOCA	$1{,}70 \times 10^{-7}$	16,32
	Dampferzeugerheizrohrbrüche	$2{,}66 \times 10^{-8}$	2,55
	Total	**$1{,}02 \times 10^{-6}$**	**98,21**
Alle internen Ereignisse		**$1{,}04 \times 10^{-6}$**	**100,00**

Beurteilung des ENSI

Im Vergleich mit den Angaben zur PSÜ 2008 hat sich die CDF für interne Ereignisse in der GPSA2019 in etwa um einen Faktor 3,5 erhöht. Während sich der Wert bei den Transienten nur wenig änderte, erhöhte sich der Beitrag durch Kühlmittelverluststörfälle (loss of coolant accidents, LOCA) deutlich. Insbesondere der Beitrag durch kleine LOCA und Minilecks hat zugenommen und stellt nun den grössten Beitrag aller internen Ereignisse dar. Grund für diesen Anstieg sind Änderungen bei der Modellierung von Personalhandlungen.

Das ENSI hat in Bezug auf interne Ereignisse punktuell Verbesserungsbedarf hinsichtlich der Aktualisierung der Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen identifiziert, geht jedoch von keiner signifikanten Erhöhung der Beiträge zur CDF aus. Folglich erachtet das ENSI die in der GPSA2019 für interne Ereignisse ausgewiesene CDF insgesamt als nachvollziehbar und plausibel.

7.3.5 Interne systemübergreifende Ereignisse

7.3.5.1 Auswahl relevanter systemübergreifender Ereignisse

Angaben des KKG

Das KKG bezieht sich betreffend systemübergreifende Ereignisse auf die Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.5.1. Die Richtline gibt vor, welche internen systemübergreifenden Ereignisse betrachtet werden müssen. Diese sind: interne Brände und interne Überflutungen, Explosion, Freisetzung giftiger Gase und Turbinenzerknall. Des Weiteren beinhaltet die Richtlinie ENSI-A05 die Kriterien, nach welchen es zulässig ist, die Ereignisse nicht im PSA-Modell abzubilden.

Interne Brände sowie interne Überflutungen werden analysiert und im PSA-Modell abgebildet (siehe Kap. 7.3.5.2 sowie 7.3.5.3). Explosionen werden, sofern sie durch Brände auftreten, im Rahmen der Brand-PSA behandelt.

Betreffend Freisetzung giftiger Gase wird festgestellt, dass keine grösseren Mengen an giftigen Gasen im KKG gelagert werden. Ferner erwähnt das KKG hierzu noch die Halon-Löschanlage, welche unter Druck stehende Halon-Behälter beinhaltet. Hierzu wird ausgeführt, dass Halon eine geringe Toxizität hat und ein spontanes Bersten der Halon-Behälter viel weniger wahrscheinlich ist, als ein Brand im entsprechenden Raum. Da überdies bei einem Brand vom Ausfall aller PSA-relevanten Komponenten im betroffenen Raum ausgegangen wird, sind die Konsequenzen des Berstens der Halon-Behälter durch die Konsequenzen des Brandes abgedeckt. Gestützt auf Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.5.1 Bst. c.1. wird das spontane (brandunabhängige) Bersten der Halon-Behälter nicht im PSA-Modell aufgenommen.

Zum Turbinenzerknall liegt eine quantitative Analyse vor, welche einen CDF-Beitrag von $1{,}29 \times 10^{-11}$ pro Jahr ergibt. Da dieser CDF-Beitrag deutlich unter dem Wert liegt, bei dem das Ereignis im PSA-Modell abgebildet werden muss (10^{-9} pro Jahr), wird das Ereignis gestützt auf Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.5.1, Bst. d nicht ins PSA-Modell aufgenommen (siehe Kap. 7.3.5.4).

Beurteilung des ENSI

Die Auswahl der internen systemübergreifenden Ereignisse wurde systematisch durchgeführt und entspricht insoweit den Anforderungen gemäss Richtlinie ENSI-A05, dass alle geforderten Ereignisse betrachtet wurden.

Betreffend Turbinenzerknall hat das ENSI Verbesserungsbedarf in der quantitativen Analyse identifiziert. Daher kann das ENSI nicht bestätigen, dass der Ausschluss vom Modell gestützt auf Richtline ENSI-A05 Kap. 4.5.1, Bst. d zulässig ist. Aus Sicht des ENSI ist jedoch klar, dass durch den Turbinenzerknall höchstens ein kleiner CDF-Beitrag resultiert (siehe Kap. 7.3.5.4).

7.3.5.2 Interner Brand

Angaben des KKG

Die Brand-PSA der GPSA2019 entspricht methodisch in weiten Teilen derjenigen der GPSA2009, mit folgender Aufteilung der Analyseschritte:

- Branddatenbank: In dieser Datenbank werden die Gegebenheiten in der Anlage bezüglich Brandbarrieren, Brandbekämpfungseinrichtungen und durch Brand gefährdeter Komponenten und Kabel verzeichnet.
- Brandhäufigkeiten: Es wird jetzt das Verfahren nach Berry ohne weitere Modifikationen für die Aufteilung der Brandhäufigkeiten der Gebäude auf einzelne Räume angewandt. Weiterhin werden auch einzelnen Grosskomponenten mit relevantem Brandpotenzial, wie ölgefüllten Transformatoren oder Reaktorhauptkühlmittelpumpen, Brandhäufigkeiten zugeordnet.
- Qualitative Auswahl der Anlagebereiche: Brandabschnitte, d. h. Raumgruppen, die vom Rest des Gebäudes durch entsprechend ausgelegte Brandschutzwände, -türen, -klappen und -schottungen getrennt sind, werden als relevant für die Brand-PSA identifiziert, wenn sie eine hinreichende Brandlast von mindestens 90 MJ/m^2 aufweisen und Komponenten oder Kabel enthalten, deren Ausfall eine Transiente bewirken kann oder Auswirkungen auf die in der PSA modellierten Ausrüstungen hat. Es werden Brandszenarien entwickelt, bei denen der Ausfall respektive die ungünstigste Fehlfunktion aller Komponenten in einem definierten Raumbereich innerhalb des Brandabschnitts angenommen wird.
- Brandszenarien für Komponenten mit hohem Brandpotenzial: Für Brände in diesen Komponenten werden gesonderte Szenarien entwickelt. Bei einigen Komponenten werden dabei mehrere Szenarien pro Komponente entwickelt, um verschiedene mögliche Auswirkungen des Brandes zu berücksichtigen.
- Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeit von Brandschutzeinrichtungen: Je nach Verfügbarkeit von Daten werden generische Ausfallwahrscheinlichkeiten direkt ins Modell übernommen oder in einem Bayes-Verfahren mit der Betriebserfahrung des KKG aufdatiert.
- Analyse der Brandausbreitung: Es wird durch Simulation der Thermodynamik der Brandszenarien ermittelt, wie schnell mit einem Übergreifen eines Brandes auf einen benachbarten Raumbereich zu rechnen ist. Auf dieser Basis wird eine Wahrscheinlichkeit, dass das Übergreifen nicht durch die Feuerwehr verhindert werden kann, zugewiesen.
- Detailanalyse der Raumbrände: Die Kenntnisse zum möglichen Brandverlauf werden im Brandereignisbaum kombiniert. Neben Hauptereignissen für Branderkennung und -löschung sind auch solche für Fehlauslösungen durch brandbedingte Kurzschlüsse vorhanden.
- Integration der Brandereignisse in das PSA-Modell: Es werden die Häufigkeiten der einzelnen Raumbrände durch einen Ereignisbaum, welcher vor dem zuvor genannten Brandereignisbaum durchlaufen wird, abgebildet. Dabei wird jedem Gebäude ein auslösendes Ereignis zugeordnet, dessen Häufigkeit sich über Hauptereignisse mit mehreren Zuständen auf die Räume verteilt. Die Komponentenbrände werden als eigene auslösende Ereignisse dargestellt. Der so definierte Ausgangszustand der Anlage wird als Anfangspunkt einer mit den entsprechenden Ereignisbäumen für Systemverfügbarkeiten und Personalhandlungen zu quantifizierenden Transiente angenommen.

Der CDF-Beitrag von Bränden wird mit $1{,}75 \times 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen.

Das problematische Verhalten vieler Brandschutzklappen in den letzten Jahren wird in der PSA abgebildet. Dazu wurden einige neue Brandszenarien mit Auswirkung über mehrere Brandabschnitte hinweg modelliert. Diese Brandszenarien mit mehrfachem Versagen von Brandschutzklappen tragen weniger als 6×10^{-9} pro Jahr bei.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zu dem Ergebnis, dass die Brand-PSA der GPSA2019 die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritte umfasst. Die Erhöhung des CDF-Beitrags gegenüber der GPSA2009 erfolgt primär durch mittels neuer Hauptereignisse im Brandereignisbaum zusätzlich abgebildete Auswirkungen brandbedingter Kurzschlüsse. Aus Sicht des ENSI ist es richtig, dass Anpassungen an der Brand-PSA vorgenommen wurden. Jedoch sind weitere Verbesserungen vorzunehmen, welche insbesondere folgende Punkte betreffen:

- Einige Aspekte der Methodik, speziell der Ermittlung der Brandhäufigkeiten und der Behandlung brandbedingter Kurzschlüsse, haben seit den Arbeiten zur GPSA2009 erhebliche Fortschritte im Stand der Technik erfahren und bedürfen weiterer Anpassungen am KKG-PSA-Modell.
- Bei der qualitativen Auswahl der Anlagenbereiche nur solche mit einer gewissen Brandlast zu berücksichtigen, ist gemäss Richtlinie ENSI-A05 nicht vorgesehen und führt tendenziell zu optimistischen Ergebnissen, da Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit schon durch kleine Brände an empfindlichen Einrichtungen, beispielsweise der Leittechnik, möglich sind.
- Eine Anpassung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Personalhandlungen an die speziellen Gegebenheiten, unter denen diese bei Brand vorzunehmen sind, fehlt, ebenso die Betrachtung von Sekundärbränden infolge von Bränden mit Schäden an Einrichtungen des elektrischen Schutzes und eventuellen strangübergreifenden Auswirkungen von Brandschäden an der Steuerung der Stromversorgung.
- Bei einigen Räumen erscheint die Auswahl der benachbarten Bereiche für eine mögliche Brandausbreitung unrealistisch restriktiv. Auch führt eine sehr konservative Modellierung einzelner Brandszenarien mit Containmentbypass zu einer Überschätzung des Freisetzungsrisikos.
- Zusätzlich zur Prüfung der Dokumentation inspizierte das ENSI auch die Gegebenheiten in der Anlage selbst. Dabei stiess es in Stichproben auf teilweise deutliche Abweichungen im Zündquelleninventar und den potenziell vom Brand betroffenen Ausrüstungen. Die daraus resultierenden Forderungen des ENSI wurden zwischenzeitlich vom KKG umgesetzt.

Die gesamte Brand-PSA weist daher aus Sicht des ENSI einen Verbesserungsbedarf auf. Es deutet jedoch nichts darauf hin, dass das Brandrisiko zum dominanten Beitrag werden könnte.

7.3.5.3 Interne Überflutung

Angaben des KKG

Das KKG hat die interne Überflutungsanalyse komplett überarbeitet. Die aktuelle Analyse basiert auf dem EPRI-Bericht EPRI-1. Für die Überflutungsanalyse werden dabei die nachfolgend dargestellten Analyseschritte durchgeführt:

Bestimmung der Überflutungshäufigkeit: Hierfür wird grundsätzlich die Systematik verfolgt, dass für jeden Leitungstyp (abhängig von Durchmesser, Länge, Medium) die Eintrittshäufigkeiten für verschiedene Leckgrössen pro Meter Leitungslänge und pro Reaktorjahr ermittelt werden. Die Eintrittshäufigkeit für ein bestimmtes Überflutungsereignis (Beschädigungen durch Wasserspray/Wasserstrahl sowie Lecks unterschiedlicher Grösse) in einem bestimmten Überflutungsbereich ergibt sich dann aus Art und Länge der in einem Überflutungsbereich vorhandenen Leitungsabschnitte. Als generische Eintrittshäufigkeiten für eine bestimmte Leckrate pro Meter Leitungslänge und pro Reaktorjahr werden die generischen Eintrittshäufigkeiten gemäss EPRI-Bericht EPRI-2 verwendet. Die generischen Eintrittshäufigkeiten werden mit der anlagenspezifischen Erfahrung verrechnet (Bayes-Update).

Qualitatives Auswahlverfahren: Zur Identifizierung der relevanten Überflutungsbereiche wird im Wesentlichen nach einem zweistufigen Ausschlussverfahren vorgegangen. Zunächst werden nicht relevante Gebäude ausgeschlossen. Die nicht ausgeschlossenen Gebäude werden in Überflutungsbereiche unterteilt und für jeden

Überflutungsbereich werden die sich in diesem befindenden PSA-relevanten Komponenten ermittelt. Anschliessend werden manche Überflutungsbereiche anhand von qualitativen Kriterien ausgeschlossen. So werden Bereiche, die keine Überflutungsquellen beinhalten, sowie Bereiche, die keine PSA-relevanten Komponenten enthalten und deren Überflutung nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung führt, ausgeschlossen. Für die Definition der Überflutungsbereiche wird grundsätzlich angenommen, dass Türen, die normalerweise geschlossen sind, nicht fälschlicherweise offenstehen.

Bildung von Flutszenarien: Zur Ermittlung der Flutausbreitung wurden die Überflutungsbereiche im Rahmen einer detaillierten Anlagenbegehung auf mögliche Verbindungen (z. B. Bodengitter, Türen, Lüftungsschlitze) zu anderen Überflutungsbereichen untersucht. Betreffend der Flutausbreitung über Türen wurde eine Ausbreitung in die direkt benachbarten Räume angenommen, auch wenn diese normalerweise durch Türen voneinander getrennt sind. Ferner wird für ausgewählte Türen mit einer Wahrscheinlichkeit gerechnet, dass das Instandhaltungspersonal die Türen nach erfolgter Arbeit nicht korrekt geschlossen hat.

Quantitatives Auswahlverfahren: Es werden keine separaten Überflutungsszenarien gebildet, falls diese nur das System betreffen, von welchem die Überflutung ausgeht und die Eintrittshäufigkeiten der Überflutungsszenarien um mehrere Grössenordnungen geringer sind, als diejenigen der auslösenden Ereignisse, die den Verlust des jeweiligen Systems beschreiben.

Betreffend Mitigation trifft das KKG die Annahme, dass für Überflutungsquellen mit praktisch unbegrenzten Wasservorräten (z. B. Löschwasserversorgung) innerhalb von 60–80 min wirksame Begrenzungsmassnahmen ergriffen werden können. Das bedeutet, dass Komponenten, die erst nach mehr als 60 min überflutet würden, durch die entsprechenden Flutszenarien nicht als ausgefallen angenommen werden.

Da viele Überflutungsszenarien ähnliche Konsequenzen haben, werden sie für die quantitative Analyse zu abdeckenden Flutszenarien zusammengefasst. Letztlich ergibt sich somit ein konsolidiertes Überflutungsszenario für den Ringraum, das zum Ausfall aller Komponenten auf der Kote –6 m führt und ein konsolidiertes Überflutungsszenario im Maschinenhaus, das zum Ausfall aller PSA-relevanten Komponenten im Maschinenhaus führt.

Quantifizierung: Mithilfe des für interne Ereignisse entwickelten PSA-Modells wird der CDF-Beitrag der identifizierten Flutszenarien unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeiten und der szenario-spezifischen Überflutungsauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt. Sie wird mit $1{,}58 \times 10^{-9}$ pro Jahr ausgewiesen und ist durch Überflutungen im Maschinenhaus dominiert.

Beurteilung des ENSI

Die durchgeführte Überflutungsanalyse erfolgt im Wesentlichen gemäss den in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritten. Der Rechenablauf und die Analysen sind nachvollziehbar und umfassend dokumentiert. Die relevanten Überflutungsszenarien wurden nach Auffassung des ENSI identifiziert. Das ENSI hat aber auch Verbesserungsbedarf identifiziert:

- Betreffend der für die Flutausbreitung angenommenen Mitigationsmassnahmen kann das ENSI insbesondere der Annahme, dass für Überflutungsquellen mit praktisch unlimitiertem Wasservorrat eine Mitigation nach 60 bis 80 min erfolgreich ist, nicht folgen.
- Trotz der an sich konservativ festgelegten Konsequenzen der Überflutungsszenarien im Ringraum erachtet das ENSI den resultierenden CDF-Beitrag dieser Szenarien als zu gering. Grund hierfür ist, dass nicht alle postulierten Konsequenzen im Modell abgebildet sind.

Aufgrund der Unterteilung der sicherheitsrelevanten Gebäude in überflutungssicher getrennte Bereiche erwartet das ENSI, dass der Anteil der CDF, der aus anlageninternen Überflutungen resultiert, nach wie vor gering sein wird.

7.3.5.4 Turbinenzerknall

Angaben des KKG

Bei einem Turbinenversagen (zum Beispiel bei Überdrehzahl) weggeschleuderte Teile (Turbinengeschosse) können in Gebäude und Einrichtungen des Kernkraftwerks einschlagen und sicherheitsrelevante Systeme beschädigen. Obschon sehr unwahrscheinlich, kann dies in Kombination mit dem Turbinenausfall unerwünschte Auswirkungen haben.

Die Häufigkeit (f) von Schäden an Einrichtungen aufgrund von Turbinengeschossen wird anhand der Formel $f = f1 \times f2 \times f3$ berechnet, wobei:

- f1 = Häufigkeit von Turbinengeschossen;
- f2 = bedingte Wahrscheinlichkeit von Turbinengeschosstreffer an Gebäuden und Einrichtungen;
- f3 = bedingte Wahrscheinlichkeit von relevanten Schäden an Einrichtungen im Fall eines Turbinengeschosstreffers.

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Turbinengeschossen f1 wird unterschieden zwischen Turbinengeschossen, welche aufgrund einer Überdrehzahl von bis zu 120 % sowie von 120 % bis zu 180 % der Nenndrehzahl entstehen. Die Entstehungshäufigkeit von Turbinengeschossen bei Überdrehzahlen bis zu 120 % der Nenndrehzahl wird aus der Herstellerangabe abgeleitet, nach welcher die Rotorversagenswahrscheinlichkeit bei Überdrehzahl bis 120 % Nenndrehzahl ungefähr 10^{-7} beträgt. Diese Herstellerangabe basiert auf einer Simulation, welche die Entstehung und Ausbreitung von Rissen simuliert und berücksichtigt, dass der Rotor bei Rissen ab einer gewissen Grösse versagen könnte. Für die Herleitung der Schwächung durch Risse wird davon ausgegangen, dass die Turbine 1000-mal startet und dabei innerhalb von 10 min auf 120 % Nenndrehzahl gebracht wird.

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Überdrehzahlen als 120 % der Nenndrehzahl berücksichtigt die Zuverlässigkeitsdaten des Turbinenschutzsystems, der Turbinenschnellschlussventile und der Turbinenstellventile.

Basierend auf obigen Angaben leitet das KKG eine Eintrittshäufigkeit von $3{,}25 \times 10^{-8}$ pro Jahr für die Entstehung von Turbinengeschossen ab.

Für die weitere Analyse ergibt eine geometrische Betrachtung, dass die Gebäude ZE00, ZV00 und ZK01 betroffen sein könnten. Unter der konservativen Annahme, dass sämtliche PSA-relevanten Komponenten in diesen drei Gebäuden (mit Wahrscheinlichkeiten f2 und f3 = 1) beschädigt werden, ergibt sich damit eine Kernschadenshäufigkeit von $1{,}29 \times 10^{-11}$ pro Jahr. Daher wird der Turbinenzerknall nicht im PSA-Modell abgebildet.

Beurteilung des ENSI

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten weicht von den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 ab, gemäss welcher die generische Eintrittshäufigkeit von $1{,}8 \times 10^{-4}$ pro Jahr zu verwenden ist, welche mit neuerer und anlagenspezifischer Erfahrung verrechnet werden kann.

Die vom KKG ermittelte Eintrittshäufigkeit liegt um mehrere Grössenordnungen darunter und ist überdies auch kleiner als die Herstellerangabe. Das ENSI erachtet die Angaben zur Eintrittshäufigkeit daher als optimistisch.

Die Annahmen der Analyse, dass beim Entstehen von Turbinengeschossen sämtliche Komponenten in allen drei potenziell betroffenen Gebäuden ausfallen, ist jedoch konservativ.

Insgesamt geht das ENSI davon aus, dass das Ereignis «Turbinenzerknall» beim KKG keinen wesentlichen Einfluss auf die CDF hat.

7.3.6 Externe Ereignisse

7.3.6.1 Auswahl relevanter externer Ereignisse

Angaben des KKG

Das Auswahlverfahren für die Selektion der externen Gefährdungen, die im PSA-Modell abgebildet werden sollen, besteht aus den folgenden Schritten:

- Identifizierung der externen Gefährdungen, die möglicherweise relevant sind;
- Analyse der Einwirkungen der identifizierten Gefährdungen;
- Auswahl der externen Gefährdungen anhand von festgelegten Kriterien;
- Vergleich der Screening-Ergebnisse mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05;
- Zusammenstellung der endgültigen Liste der externen Gefährdungen, die im PSA-Modell abgebildet werden sollen;
- Analyse von Gefährdungskombinationen.

Identifizierung: Basierend auf standortspezifischen Angaben zur Hydrologie, Geologie und Meteorologie des Standorts, zu seismologischen Eigenschaften der Region und zu industriellen und militärischen Aktivitäten in der Umgebung der Anlage sowie auf einem von der nordischen PSA-Gruppe entwickelten Verfahrensleitfaden C-3, wurde eine umfangreiche Liste von ca. 50 potenziellen naturbedingten und vom Menschen verursachten Gefährdungen, die auf die Anlage einwirken können, erstellt.

Analyse: Für die identifizierten externen Gefährdungen wurden basierend auf NUREG-5042 die Einwirkungen der Ereignisse auf Anlagenstrukturen, Systeme oder Komponenten untersucht. Dabei wurde überprüft, ob das Ereignis eine oder mehrere Funktionen (oder Sicherheitsbarrieren) beeinträchtigt.

Auswahl: Zur Bestimmung, ob ein Ereignis von der detaillierten Analyse ausgeschlossen werden kann, wurden folgende Kriterien gemäss NUREG-2300 angewendet:

- C1 (Severity): Das Ereignis hat ein geringeres oder gleiches Schadenspotenzial wie ein anderes Ereignis, für welches die Anlage bereits ausgelegt ist.
- C2 (Frequency): Die Eintrittshäufigkeit ist deutlich kleiner als die Eintrittshäufigkeit eines bereits modellierten Ereignisses mit ähnlichem Schadenspotenzial.
- C3 (Distance): Das Ereignis kann nicht nahe genug bei der Anlage auftreten, um einen Schaden an der Anlage zu verursachen.
- C4 (Inclusion): Das Ereignis ist in der Definition eines anderen Ereignisses der Liste enthalten.
- C5 (Warning): Das Ereignis entwickelt sich so langsam, dass genügend Zeit bleibt, um Gegenmassnahmen einzuleiten.
- C6 (Applicability): Das Ereignis ist nicht auf den Standort anwendbar.

Vergleich mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05: Die Ergebnisse des durchgeführten Screenings wurden unter Berücksichtigung der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05 (Fassung 2009) überprüft. Aufgrund der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05 wurden Ereignisse wie extreme Winde und Tornados entgegen dem oben beschriebenen Auswahlverfahren für die quantitative Analyse beibehalten.

Die im Rahmen des Auswahlverfahrens nicht für das PSA-Modell ausgewählten Ereignisse wurden zusammenfassend mithilfe von sieben auslösenden Ereignissen modelliert, die eine Reaktorschnellabschaltung aus unbekannten Gründen darstellen. Dabei wird bei einem Ereignis angenommen, dass alle Sicherheitsstränge verfügbar sind, während bei den anderen auslösenden Ereignissen angenommen wird, dass jeweils einer der sechs Sicherheitsstränge nicht verfügbar ist. Die angenommene Häufigkeit der auslösenden Ereignisse bewegt sich zwischen 10^{-1} und 10^{-3} pro Jahr.

Für die Gefährdung durch Industrieunfälle ausserhalb der Anlage (Gefahrguttransporte und Explosionen von Erdgasleitungen) ergab eine quantitative Abschätzung, dass der CDF-Beitrag der entsprechenden auslösenden Ereignisse kleiner als 10^{-9} pro Jahr ist und die Gefährdung deshalb nicht im PSA-Modell abgebildet werden muss.

Zusammenstellung der endgültigen Liste der externen Gefährdungen, die im PSA-Modell abgebildet werden sollen: Für die quantitative Bestimmung des Risikos wurden folgende Gefährdungen berücksichtigt: Erdbeben, Flugzeugabsturz, extreme Winde und Tornados, externe Überflutung und Verstopfung der Kühlwasserfassungen. Alle diese Gefährdungen werden im PSA-Modell abgebildet.

Analyse von Gefährdungskombinationen: In einer zusätzlichen Analyse wurden mögliche Kombinationen von externen Gefährdungen anhand einer Matrix identifiziert und bewertet. Dabei wurden auch die in Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.6.1 Bst. d aufgeführten Kombinationen von ausserordentlich rauen Winterbedingungen und von ausgeprägt harten Sommerbedingungen bewertet. Dabei wurde betrachtet, ob die Kombinationen von Ereignissen eine oder mehrere Sicherheitsbarrieren der Anlage beeinträchtigen. Ferner wurde für jede Kombination die Möglichkeit, die Anlage in einen stabilen und sicheren Zustand zu bringen, überprüft.

Aus der Untersuchung ergab sich, dass die Kombination aus Tornado und Blitzschlag zu einer Notfallsituation führen kann, welche die Auslegungsgrenzen überschreitet. Aufgrund einer detaillierten Analyse wurde diese Kombination nicht ins PSA-Modell aufgenommen, da die bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit der Kombination kleiner als 10^{-4} ist.

Beurteilung des ENSI

Die generische Liste mit externen Gefährdungen, welche nachfolgend untersucht werden, ob sie im PSA-Modell abgebildet werden müssen, basiert auf anerkannten internationalen Quellen und geht teilweise über die nach der Richtlinie ENSI-A05 (2018), Kap. 4.6.1 Bst. b zu betrachtenden Gefährdungen hinaus. Jedoch fehlt in der Liste die Gefährdung durch Sonnenstürme, die gemäss Richtlinie ENSI-A05 zu betrachten ist.

Das angewendete Auswahl-Verfahren ist im Allgemeinen nachvollziehbar beschrieben. Zur Begründung eines Ausschlusses einer Gefährdung wird meist nur auf die Kriterien (C1 bis C6) verwiesen, ohne die Erfüllung der Kriterien genauer zu belegen. Auch wenn die Erfüllung des Kriteriums für gewisse auslösende Ereignisse offensichtlich ist, ist dies nicht pauschal für alle betrachteten auslösenden Ereignisse der Fall.

Im Weiteren entsprechen die zugrunde gelegten Auswahlkriterien nicht der Richtlinie ENSI-A05. Beispielsweise wird beim C1 (Severity) nur betrachtet, ob die Auswirkungen der betrachteten Gefährdung auf die Anlage durch Ereignisse abgedeckt sind, jedoch nicht, ob diese auch eine deutlich höhere Eintrittshäufigkeit haben. Die Kriterien C1 bis C6 werden den Kriterien der Richtlinie ENSI-A05 vorgelagert, sodass mit den Kriterien der Richtlinie ENSI-A05 nur eine Teilmenge von Gefährdungen betrachtet wird. Dass das gewählte Verfahren nicht zielführend ist, zeigt sich u. a. auch darin, dass Wind von den Kriterien nicht selektiert wird, obwohl diese Gefährdung ca. 20 % zur CDF beiträgt.

Die Gefährdungskombinationen «ausserordentlich raue Winterbedingungen» sowie ausgeprägt «harte Sommerbedingungen» werden entsprechend den Vorgaben aus der Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.6.1 Bst. d analysiert.

Die Untersuchung möglicher weiterer relevanter Kombinationen von Gefährdungen wurde systematisch durchgeführt und entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.6.1 Bst. c. Jedoch entspricht das angewendete Kriterium zur Bestimmung, ob die Gefährdungskombination im PSA-Modell abgebildet werden muss, nicht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.6.1 Bst. e Ziff. 2, da eine bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit betrachtet wird und nicht ein absoluter Kernschadenshäufigkeitsbeitrag.

7.3.6.2 Erdbeben

Angaben des KKG

Die Erdbeben-PSA des KKG lässt sich in die folgenden Teile gliedern:

- Gefährdungsanalyse: Das KKG legt der Erdbeben-PSA die Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 [ENSI 2016-05-26] zugrunde. Als Bezugsparameter für die Erdbebenstärke wird die Spitzenbodenbeschleunigung (peak ground acceleration, PGA) an der Geländeoberfläche verwendet. Ferner berücksichtigt die Erdbeben-PSA die Änderung der Wasserspiegellage am Standort des KKG infolge des erdbebenbedingten Versagens standortnaher wasserbaulicher Anlagen als weitere seismische Gefährdung.
- Fragility-Analyse: Es wurde die seismische Versagenswahrscheinlichkeit (Fragility) der Komponenten und Baustrukturen des KKG in Abhängigkeit der Bodenerschütterung bestimmt. Das KKG verfolgt den Ansatz, grundsätzlich allen PSA-relevanten Komponenten eine Fragility zuzuordnen. Da eine separate Fragilityanalyse für jede einzelne Komponente sehr aufwändig wäre, werden Fragilitygruppen basierend auf der EPRI-Methodik [EPRI-3] gebildet.
  - Die Fragilities der Gebäude wurden mit der CDFM-Methodik (conservative deterministic failure margin, CDFM) [EPRI-4] auf Grundlage der deterministischen Tragfähigkeitsnachweise ermittelt. In den meisten Fällen wurde eine lineare Methode für die seismische Strukturanalyse und die Ermittlung der Grenztragfähigkeiten der untersuchten Gebäude verwendet. Bei den restlichen Gebäuden kam eine nicht lineare Methode (Pushover-Analyse) zum Einsatz. In der seismischen Strukturanalyse wurden jeweils das massgebende Bauteil, d. h. das Bauteil mit dem höchsten Ausnutzungsgrad und dessen massgebende Versagensart, wie z. B. Schub- oder Biegeversagen, untersucht und identifiziert. Die aleatorische Variabilität und die epistemische Unsicherheit wurden mittels generischer Erfahrungswerte, wie beim Reaktorgebäude, oder auf Basis numerischer Analysen, wie beim Notstandgebäude, erhoben.
  - Die Fragilities der Komponenten wurden mit verschiedenen Methoden ermittelt. Für die Komponenten, bei denen die Funktionstüchtigkeit massgebend ist, gründet die Herleitung der Fragilities im Kern auf der GIP-Methodik (generic implementation procedure, GIP) [EPRI-4]. Die GIP-Methodik nutzt zur Bestimmung der Fragility einer Komponente neben den Etagenantwortspektren sogenannte Tragfähigkeitsspektren, die aus Rütteltischversuchen oder Erfahrungswerten aus Erdbebenereignissen abgeleitet wurden. Für andere Komponenten wurden detaillierte Fragilityanalysen auf Basis der Methode «Separation of Variables» (SoV) [EPRI-4] erstellt. Dabei verwendet das KKG entsprechende Etagenantwortspektren sowie Tragfähigkeitsanalysen auf Basis komponentenspezifischer Strukturanalysen. Für einige Komponenten wurden die Fragilityparameter basierend auf Erfahrungen in anderen Anlagen übernommen. Diese Fragilities sind konservativ bezüglich der Mediankapazitätsbewertung, adressieren Komponenten, die wenig relevant sind aus Sicht der PSA, und wurden deshalb nicht aktualisiert.
- Modellierung: Auf Basis der Gefährdungskurven werden acht auslösende Ereignisse für das PSA-Modell abgeleitet. Sie repräsentieren jeweils Erdbeben in einem bestimmten Beschleunigungsintervall (seismic bin) mit der PGA an der Geländeoberfläche als Bezugsgrösse. Die durch Erdbeben ausgelösten Unfallabläufe werden mithilfe eines dem internen Modell vorgeschalteten seismischen Ereignisbaums abgebildet, in welchem die Auswirkungen eines Erdbebens auf wichtige Gebäude und Komponenten abgefragt werden. Das KKG fasst die Komponentenfragilities, welche dieselbe systemtechnische Funktion betreffen, modelltechnisch jeweils in ein «functional top event» zusammen. Anhand eines Auswahlverfahrens nach [EPRI-5] wurden zwei seismisch induzierte Brandszenarien sowie zwei seismisch induzierte Überflutungsszenarien als hinreichend relevant für die Abbildung im PSA-Modell bewertet. Seismisch bedingte Kühlmittelverluste sind mithilfe von Fragilities der betroffenen Rohrleitungen bzw. Behälter modelliert.

Die durch Erdbeben verursachte Kernschadenshäufigkeit wird in der GPSA2019 mit $3{,}17 \times 10^{-6}$ pro Jahr angegeben, was einem Anteil von ungefähr 40 % an der Gesamt-CDF entspricht. Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,8 g bis 1,1 g tragen etwa 46 % zur seismisch bedingten CDF bei. Nach Einreichung der

GPSA2019 hat das KKG einige Fragilityanalysen verfeinert. Eine Abschätzung zeigt, dass sich die Gesamt-CDF erhöht, jedoch kleiner als 1×10^{-5} pro Jahr bleibt.

Beurteilung des ENSI

Die probabilistische Erdbebenanalyse des KKG wurde seit der PSÜ 2008 wesentlich weiterentwickelt. Die Gefährdungsannahmen ENSI-2015 wurden mithilfe einer angemessenen Anzahl auslösender Ereignisse im PSA-Modell adäquat abgebildet. Positiv hervorzuheben ist auch, dass die Walkdown-Findings aus den früheren Anlagenbegehungen systematisch betrachtet wurden, für zahlreiche Komponenten neue detaillierte Fragilityanalysen erstellt wurden und die Qualität der Dokumentation der Ergebnisse deutlich verbessert wurde. Die angewendeten Methoden zur Bestimmung der Fragilities entsprechen dem Stand der Technik. Ebenso ist die Methode zur Bestimmung der seismisch induzierten internen Brände und Überflutungen zielführend.

Das ENSI identifizierte verschiedene Verbesserungspunkte, die eingehender in der Aktionsliste dargelegt sind. Hierbei sind insbesondere die folgenden Punkte zu erwähnen:

- Bezüglich des seismischen Versagens von wasserbaulichen Anlagen mit gleichzeitiger Erdbebeneinwirkung beim KKG sind zusätzlich folgende Szenarien zu untersuchen: a) Verlust der Stauhaltung des Wehrs Winznau mit Absinken der Wasserspiegellage (WSPL) im Oberwasserkanal und b) seismisches Versagen des Wasserkraftwerks Gösgen mit möglichem Versagen der ersten Wasserfassung durch Absinken der WSPL und Versagen der zweiten Wasserfassung durch Überflutung.
- Die charakteristische Betondruckfestigkeit der KKG-Bauwerke wird durch die Auswertung von Bohrkernprüfdaten nach Norm [EN 3] ermittelt. Im Jahr 2019 ist die revidierte Version der Norm [EN 4] in Kraft getreten. Der Einfluss der Änderungen in der Norm auf die ermittelten Betondruckfestigkeiten und die Auswirkungen auf die Resultate der Fragilityanalyse sind noch nicht untersucht.
- Das ENSI akzeptiert im Allgemeinen die CDFM-Methodik. Sie stellt jedoch einen vereinfachten Ansatz dar. Da für die Qualität der PSA eine möglichst realistische Ermittlung des Risikos sowie eine systematische Erfassung und Quantifizierung der Unsicherheiten unabdingbar ist, sollen für wichtige Strukturen (ZA, ZB und ZX) verfeinerte Ansätze eingesetzt werden.
- Im Notstandgebäude wurden die ursprünglich vorhandenen Gebäudefugen ertüchtigt bzw. verfüllt, wodurch eine Verminderung der seismischen Beschleunigung im Gebäude erreicht wird. Die den Fragilityanalysen der Komponenten des Notstandgebäudes zugrunde gelegten Etagenantwortspektren entsprechen dem Zustand vor der Verfüllung. Aufgrund der nun tieferen seismischen Belastung stellen die Ergebnisse der Komponentenfragilities zum Teil sehr konservative Bewertungen dar.
- Die Bewertung der Erdbebenfestigkeit von Komponenten bezüglich der Funktionstüchtigkeit anhand der GIP-Methodik ist ein akzeptabler Ansatz. Im Rahmen der Walkdowns wurde für die betroffenen Komponenten zusätzlich deren Verankerung am Tragwerk untersucht. Für einige ausgewählte Komponenten wurden hierzu detaillierte Analysen vorgenommen. Aus Sicht des ENSI ist für einige Komponententypen (z. B. für gewisse Batterieladegeräte, Wärmetauscher und Elektroschränke) vertieft abzuklären, ob das Versagen der Verankerung oder der Ausfall der Funktionstüchtigkeit für die Fragility bestimmend ist.
- Für einige Grosskomponenten argumentiert das KKG, dass deren Sicherheitsmargen bedeutend grösser sind als ausgewiesen, und erhöht den HCLPF-Wert basierend auf Expertenschätzung pauschal um einen Faktor. Aus Sicht des ENSI muss diese quantitative Annahme bezüglich der Sicherheitsreserve der HCLPF-Werte jedoch rechentechnisch belegt werden.
- Als Folge des seismischen Versagens des Kühlturms wurde der Ausfall der präventiven Notfallmassnahme «sekundärseitige Druckentlastung» angenommen. Es erfolgt jedoch keine systematische Betrachtung der möglichen Auswirkungen der Trümmerteile und der Staubentwicklung.
- Im PSA-Modell wird jeweils die Versagenswahrscheinlichkeit der Komponente für Beschleunigungen unterhalb des HCLPF-Wertes vereinfacht berücksichtigt.

Nach Wertung des ENSI hält das KKG das CDF-Kriterium der Gefährdungsannahmenverordnung (CDF kleiner als 10^{-4} pro Jahr) auch unter Berücksichtigung des identifizierten Verbesserungspotenzials deutlich ein. Allerdings ergibt sich aus dem bezüglich der Erdbebenanalyse identifizierten Verbesserungspotenzial möglicherweise eine Gesamt-CDF des KKG, die grösser als 10^{-5} pro Jahr ist.

7.3.6.3 Extreme Winde und Tornados

Angaben des KKG

Extreme Winde

Gemäss den KKG-Angaben ist der Standort des Kernkraftwerks bezüglich extremer Windlasten nicht besonders exponiert. Dies wird damit begründet, dass die am KKG-Standort gemessenen Böenspitzengeschwindigkeiten um etwa ein Drittel niedriger sind als diejenigen am Flughafen Zürich.

Anhand einer «Generalized Extreme Value»-Verteilung (GEV-Verteilung) wird eine extremwertstatistische Auswertung der monatlichen Maxima der Böenspitzen an der Messstation Gösgen für den Zeitraum 1987 bis 2013 durchgeführt [C-4]. Auf Basis der erhaltenen GEV-Verteilung ermittelt das KKG für verschiedene Perzentile (5 %, Median und 95 %) die Gefährdungskurven, welche die Überschreitungshäufigkeit in Abhängigkeit der Windgeschwindigkeit beschreiben.

Bei einer Anlagenbegehung wurden die örtlichen Gegebenheiten und mögliche gefährdete Strukturen erfasst. Dies bildete die Grundlage für eine umfassende Fragility-Analyse. Insgesamt wurden 12 sicherheitstechnisch relevante Gebäude (Schaltanlagengebäude, Kühlturm, Kamin, etc.) betrachtet. Davon ausgenommen ist das Reaktorgebäude, da dessen äusserst robuste Bauweise auf wesentlich grössere Belastungen, wie beispielsweise Flugzeugabstürze, ausgelegt ist und somit ein windbedingtes Versagen praktisch ausgeschlossen werden kann. Als Resultat der Studie werden für jedes untersuchte Gebäude die windgeschwindigkeitsabhängigen Versagenswahrscheinlichkeiten und die dazugehörenden Unsicherheiten angegeben. Anschliessend berücksichtigt das KKG im PSA-Modell nur diejenigen Gebäude, deren HCLPF-Wert (high confidence of low probabilty of failure[2]) kleiner als 120 m/s ist. Es wird angenommen, dass bei einem Ausfall eines Gebäudes auch alle darin enthaltenen, sicherheitstechnisch relevanten Komponenten versagen. Zusätzlich werden indirekte Auswirkungen wie schräg auftreffende Winde, Windschatten oder Strömungsbeschleunigungen, aber auch mögliche Schäden durch mitgerissene Objekte oder Trümmer von einstürzenden Gebäuden betrachtet. Bei einer Windgeschwindigkeit von mehr als 30 m/s geht das KKG zudem von einem Ausfall der externen Stromversorgung aus.

Aufgrund der Ergebnisse der Gefährdungsanalyse werden vier auslösende Ereignisse definiert, welche insgesamt die Windgeschwindigkeiten zwischen 25 m/s und 120 m/s abdecken. Ausserdem berücksichtigt das KKG, basierend auf Messungen am Kernkraftwerkstandort, unterschiedliche Windrichtungen mit spezifischen Auftretenshäufigkeiten. Die Auftretenshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die dazugehörenden Versagenswahrscheinlichkeiten der Gebäude werden mittels dafür spezialisierter Software berechnet.

Die durch extreme Winde bedingte Kernschadenshäufigkeit beträgt $1{,}70 \times 10^{-6}$ pro Jahr. Dies entspricht einem Anteil von 21,48 % an der gesamten CDF.

Tornados

Gemäss KKG-Angaben ist bisher in unmittelbarer Umgebung des KKG kein Tornado von signifikanter Stärke (stärker als F0 in der Fujita-Skala) registriert worden. Das KKG erklärt dies mit der topographischen Lage des Standorts. Als Ausgangspunkt zur Ermittlung der Auftretenshäufigkeiten von Tornados am KKG-Standort werden die in der Richtlinie [ENSI-A05] auf eine Fläche von 12 500 km^2 bezogenen Tornadohäufigkeiten für drei definierte Tornadostärken verwendet. Die Auftreffenshäufigkeiten werden mittels einer geometrischen Betrachtung (rechteckiger Tornado-Schadenszug überschneidet kreisrundes Kraftwerksareal) bestimmt. Insgesamt werden sechs auslösende Ereignisse definiert. Dabei wird einerseits zwischen mehreren Tornadostärken

[2] Beim HCLPF-Wert beträgt die Versagenswahrscheinlichkeit ca. 1 %.

(F0/F1, F2, F3 und stärker) unterschieden, andererseits ob der Tornado auf dem KKG-Areal selber entsteht oder von ausserhalb auf das Kraftwerksgelände trifft.

Das KKG analysiert folgende Auswirkungen eines Tornados:

- Auf Basis einer Fragilityanalyse wurden windrichtungs- und windgeschwindigkeitsabhängige Versagenswahrscheinlichkeiten für insgesamt 12 Gebäude ermittelt. Das Reaktorgebäude war aufgrund der äusserst robusten Bauweise und folglich verschwindend kleinen Versagenswahrscheinlichkeit nicht Teil der Analyse. Die Resultate werden sowohl für den Lastfall «Extreme Winde» als auch für «Tornados» verwendet.
- Die GPSA2019 berücksichtigt mitgerissene Gegenstände oder Beschädigungen durch Trümmer anderer einstürzender Gebäude. Bei einem Anlagenrundgang wurden potenziell gefährliche Objekte identifiziert und aufgelistet. Das Eindringen dieser Gegenstände in die Betonstrukturen wurde vom KKG analysiert und aufgrund baulicher und örtlicher Gegebenheiten als vernachlässigbar erachtet. Ein einstürzendes Gebäude kann höchstens ein weiteres, benachbartes Gebäude und die darin enthaltenen Komponenten zerstören.
- Im Falle eines Tornados wird der Verlust der externen Stromversorgung angenommen.

Die durch Tornados bedingte Kernschadenshäufigkeit beträgt $6{,}55 \times 10^{-8}$ pro Jahr. Dies entspricht einem Anteil von 0,83 % an der gesamten CDF.

Beurteilung des ENSI

Extreme Winde

Die verwendeten Methoden entsprechen im Allgemeinen dem Stand der Technik. Das analysierte Intervall für Windgeschwindigkeiten am KKG-Standort von 25 m/s bis 120 m/s ist aus Sicht des ENSI geeignet gewählt. Die Aufteilung des Intervalls in vier auslösende Ereignisse trägt den spezifischen Einwirkungen unterschiedlicher Windgeschwindigkeiten auf die Anlage genügend Rechnung. Die zusätzliche Berücksichtigung verschiedener Windrichtungen erlaubt es, die Einflüsse auf die Anlage präziser zu modellieren.

Das KKG geht in der durchgeführten Studie auf die wichtigsten Phänomene und Auswirkungen von extremen Winden ein. Mögliche Interaktionen von Strukturen, beispielsweise ausgelöst durch den Einsturz eines Gebäudes, werden diskutiert und im Modell abgebildet. In der Windfragility-Analyse werden alle sicherheitstechnisch relevanten Gebäude identifiziert und untersucht. Die ausgewiesenen Fragilitykurven wurden mittels anerkannter Methoden gemäss dem Stand der Technik berechnet. Insgesamt erachtet das ENSI die ermittelten Fragility-Werte und die dazugehörenden Unsicherheiten als plausibel.

Dennoch hat das ENSI einige Verbesserungspunkte identifiziert, welche detailliert in der Aktionsliste aufgeführt sind. Im Folgenden werden die wesentlichen Punkte genannt:

- Der Vergleich mit den gemessenen Windböengeschwindigkeiten am Standort Flughafen Zürich ist nicht angemessen. Die Aussage, dass der Standort des Kernkraftwerks bezüglich extremer Windlasten nicht besonders exponiert ist, kann aus Sicht des ENSI nicht bestätigt werden. Beim Sturm Burglind (Januar 2018) wurden am Standort Gösgen mit 36,4 m/s höhere Windböengeschwindigkeiten gemessen als am Flughafen Zürich (24,9 m/s) [C-5].
- Das ENSI hat die Wind-Gefährdungsanalyse geprüft [ENSI 17/2577] und ist dabei zum Schluss gekommen, dass diese Gefährdungsannahmen nicht plausibel sind bzw. unterschätzt werden. Eine Überarbeitung der Studie wurde bereits gefordert.
- Die im PSA-Modell verwendeten Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse stimmen nicht mit der ausgewiesenen Gefährdungskurven in der PSA-Dokumentation überein.
- In der GPSA2019 werden nicht alle vorgegebenen direkten und indirekten Auswirkungen von extremen Winden auf die Anlage betrachtet. Gemäss Richtlinie [ENSI-A05] Kap. 4.6.3 Bst. j ist bei 1 s Windgeschwindigkeiten von über 180 km/h das Versagen der betroffenen Glasfenster zu unterstellen und

der damit verbundene Schaden zu berücksichtigen. Ferner wird der beim Einsturz eines Gebäudes (insbesondere des Kühlturms) gebildete Staub nicht betrachtet.

Das ENSI rechnet jedoch nicht damit, dass die oben erwähnten Einwände einen wesentlich höheren Risikobeitrag durch extreme Winde bewirken.

Es fällt auf, dass extreme Winde mit einem Anteil von 21,48 % an der gesamten CDF einen für diese Ereigniskategorie grossen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefern. Grund hierfür ist das mögliche Versagen des Kühlturms in ungünstiger Richtung, sodass anschliessend das nukleare Nebenkühlwassersystem ausfällt, verbunden mit der Annahme eines gleichzeitigen Ausfalls der externen Stromversorgung.

Tornados

Das für die Ermittlung der Gefährdung durch Tornados angewendete Vorgehen entspricht nur zum Teil dem Stand der Technik. Es ergeben sich im Wesentlichen folgende Verbesserungspunkte:

- Die in der GPSA2019 aufgeführten Tornadoklassen und die dazugehörenden Parameter entsprechen nicht den Angaben der Richtlinie ENSI-A05 (Stand Januar 2018) Kap. 4.6.4 und Anhang 7. Zum Zeitpunkt der Erstellung der GPSA2019 lag die aktuelle Version der Richtlinie ENSI-A05 und der dazugehörende Erläuterungsbericht jedoch noch nicht vor.
- In der GPSA2019 werden für Tornados dieselben Fragilities wie für extreme Winde verwendet. Die Einwirkungen von Tornados auf Gebäude können sich jedoch von denjenigen extremer Winde unterscheiden. Während beispielsweise bei Wind-Ereignissen der Wind als aus einer einzigen Richtung kommend angenommen werden kann, handelt es sich bei Tornados um zylinderförmige, rotierende Luftmassen. Demzufolge wirken die Kräfte anders auf Gebäude als bei Winden.
- Gemäss Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.6.4 Bst. c sind die Unsicherheiten bei den standortspezifischen Auftreffenshäufigkeiten zu berücksichtigen. Im für die Berechnung zugrunde liegenden PSA-Modell werden Unsicherheiten zwar verwendet, deren Bestimmung ist jedoch nicht nachvollziehbar dokumentiert.
- In der GPSA2019 werden nicht alle vorgegebenen direkten und indirekten Auswirkungen von Tornados auf die Anlage betrachtet. So kann laut IAEA SSG-18 Kap. 4.52, auch ein plötzlicher Druckabfall im Zentrum des Tornados Beschädigungen an Gebäuden verursachen. Gemäss Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.6.4 Bst. i ist das Versagen aller Glasfenster anzunehmen und der damit verbundene Schaden zu berücksichtigen. Beim Einsturz eines Gebäudes (insbesondere des Kühlturms) wird sehr viel Staub gebildet. Staub wird jedoch nicht als Sekundäreffekt betrachtet.
- Es ist aus Sicht des ENSI nicht plausibel, dass die Kernschadenshäufigkeit, ausgelöst durch extreme Winde (siehe oben), deutlich grösser ausfällt als diejenige durch Tornados. Der Hauptgrund für diesen Unterschied sind die geringen Tornadoauftreffenshäufigkeiten, welche im PSA-Modell verwendet werden. Das ENSI rechnet mit einer Zunahme der Tornado-CDF, wenn das PSA-Modell, basierend auf der erneuerten Richtline ENSI-A05, aktualisiert wird.

Aufgrund des oben erwähnten Verbesserungsbedarfs rechnet das ENSI mit einer Zunahme des Risikobeitrags durch Tornados jedoch nicht mit einem dominanten Beitrag zur CDF.

7.3.6.4 Externe Überflutung

Angaben des KKG

Die GPSA2019 beinhaltet folgende Überflutungskategorien:

- Brüche von Stauanlagen
- Niederschlagsbedingte Überflutungen
- Extremniederschlag auf dem Anlagengelände

Brüche von Stauanlagen

Für Talsperrenbrüche oberhalb des Bielersees kommt es zu keiner Überflutung des Anlagenareals. Für Wehre zwischen dem Bielersee und dem KKG wird auf eine konservative Analyse hingewiesen, welche den sequenziellen, (vollständigen und instantanen) Bruch aller Wehre zwischen dem Bielersee und dem KKG untersucht. Bei mittlerem Basisabfluss ergibt sich demnach ein Spitzenabfluss von 1790 m^3/s und dadurch eine geringfügige Überflutung des Anlagenareals. Der Risikobeitrag dieses Szenarios ist jedoch aufgrund der sehr geringen Eintrittshäufigkeit und der nur geringfügigen Überflutung vernachlässigbar.

Niederschlagsbedingte Überflutungen

Für niederschlagsbedingte Überflutungen ermittelt das KKG die Gefährdungskurve (Überschreitungshäufigkeit in Abhängigkeit vom Abfluss) basierend auf den Messdaten der Messstation «Aare – Murgenthal 2063» zu den jährlichen Spitzenabflüssen für die Jahre 1916 bis 2012.

Zur Plausibilitätsüberprüfung der erhaltenen Gefährdungskurve vergleicht das KKG den erhaltenen Wert für den Abfluss mit Überschreitungshäufigkeit 10^{-4} pro Jahr (1775,1 m^3/s) mit demjenigen, der sich für dieselbe Überschreitungshäufigkeit gemäss der deutschen KTA-Regel [KTA 2207] ergibt (1791,7 m^3/s).

Aus dieser Gefährdungskurve werden die Eintrittshäufigkeiten für sechs Abflussintervalle zwischen 1300 m^3/s und 3200 m^3/s sowie für ein weiteres Abflussintervall mit Abflüssen $>$ 3200 m^3/s bestimmt, die als auslösende Ereignisse in der PSA berücksichtigt werden.

Die Auswirkungen dieser auslösenden Ereignisse werden mit den entsprechenden Pegel-Abflussbeziehungen und einem Ereignisbaum, der das Antwortverhalten der Anlage abbildet, bewertet.

Als Ergebnis resultiert insgesamt eine Kernschadenshäufigkeit von $6{,}43 \times 10^{-8}$ pro Jahr.

Extremniederschlag auf dem Anlagengelände

Extremniederschlag auf dem Anlagengelände wird vom KKG nicht modelliert, weil die Entwässerungskapazität vom Anlagengelände zusammen mit dem Bau der Hochwasserschutzmauer und des Havariewasserkanals 2200 mm pro Tag beträgt, was grösser als der grösste weltweit je gemessene Niederschlag ist. Ausserdem sind die zum sicheren Abschalten der Anlage erforderlichen Systeme nicht in Gebäuden untergebracht, deren Dächer unter den maximal möglichen Wasserlasten einbrechen würden. Demnach ist der Risikobeitrag durch Extremniederschläge auf dem Anlagenareal vernachlässigbar.

Beurteilung des ENSI

Betreffend externe Überflutung ist zunächst festzustellen, dass im Rahmen des Projekts EXAR neue, breit abgestützte Gefährdungsgrundlagen erarbeitet wurden, die zum Zeitpunkt der Erstellung der PSA für externe Überflutung noch nicht vorlagen. Diese Grundlagen umfassen die Analyse von Hochwasser infolge von Versagen von Stauanlagen und infolge von meteorologischen Bedingungen.

Brüche von Stauanlagen

Das KKG betrachtet alle relevanten Stauanlagen. Die Angaben des KKG zu den Überflutungsszenarien sind nachvollziehbar und stimmen auch gut mit den Ergebnissen von EXAR überein (EXAR-Hauptbericht, Kap. 11.4.3 und 11.4.6).

Niederschlagsbedingte Überflutungen

Im Rahmen des Projekts EXAR wurde eine neue Methodik entwickelt, welche die Gefährdungskurven nicht primär aus den gemessenen Abflussdaten, sondern aus aufwendigen Wettersimulationen und grossräumiger hydraulischer Modellierung ermittelt. Die Methodik ermöglicht es auch, eine Gefährdungskurve anzugeben, die sich auf den Belastungsparameter (Wasserspiegellage) bezieht und mögliche erschwerende Ereignisse, wie z. B. Verklausungen von Brücken, dabei berücksichtigt.

Insgesamt ergeben sich gemäss EXAR etwas höhere Abflusswerte, jedoch bleiben die resultierenden Wasserspiegellagen in einem vergleichbaren Bereich. Die resultierende Wasserspiegellage bleibt auch gemäss EXAR für sämtliche betrachteten Häufigkeiten deutlich unterhalb der Sicherheitskote des Notstandgebäudes. Das ENSI erachtet es deshalb als plausibel, dass von externen Überflutungen kein dominanter Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit ausgeht.

In der vom KKG eingereichten Analyse wird nur das Versagen von Ausrüstungen durch die Wasserspiegellage berücksichtigt. Allfällige Einwirkungen von Erosionsprozessen auf die Anlage werden nicht berücksichtigt.

Das ENSI hat das KKG mit Verfügung vom 12. November 2021 aufgefordert, die Hochwassersicherheitsnachweise zu aktualisieren und dabei auch den Aspekt der Erosion zu untersuchen.

Extremniederschlag auf dem Anlagengelände

Betreffend Extremniederschlag auf dem Anlagengelände ist die Begründung des KKG, dass Extremniederschlag auf dem Anlagengelände keinen relevanten Risikobeitrag liefert, nachvollziehbar.

7.3.6.5 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Angaben des KKG

In den Analysen zum unfallbedingten Flugzeugabsturz werden Verkehrsflugzeuge sowie Militärflugzeuge mit Düsenantrieb betrachtet und im PSA-Modell abgebildet. Für Verkehrsflugzeuge, die definitionsgemäss in die Gewichtsklasse «grösser als 5,7 t» fallen, werden zusätzlich noch Unterteilungen in sechs Untergewichtsklassen sowie drei Flugphasen (Landung, Start, Transit) vorgenommen. Für Abstürze von Kleinflugzeugen und Helikoptern wird argumentiert, dass der Beitrag zur CDF vernachlässigbar ist.

Die Anzahl der jährlichen Flugbewegungen, die für die Gefährdung des KKG durch Verkehrsflugzeuge als relevant erachtet wird, wird aus den Flughafen-Statistik-Berichten sowie aus entsprechenden Angaben der Schweizer Flugraumüberwachung bestimmt. Gezählt werden Starts und Landungen an den Flughäfen Zürich und Basel (ausführliche Bezeichnung: Basel-Mulhouse-Freiburg) sowie Transitüberflüge im 100-km-Umkreis des KKG. Für Basel werden nur die vom Flughafen Zürich kontrollierten Flüge eingerechnet.

Die verwendeten Absturzraten von Verkehrsflugzeugen in Flughafennähe (pro Flugbewegung im Start- und Landeverkehr) sowie im Transitflug (pro Kilometer) basieren auf der Vorgängerversion der Richtlinie [ENSI-A05] (2009), wobei für den Start- und Landeverkehr eine Reduktion der Absturzraten vorgenommen wird. In der Begründung für diese Reduktion wird eine weiter verfeinerte Unterteilung der Flugphasen vorgenommen, und es wird argumentiert, dass die Phasen «Takeoff» (Start und kurz nach dem Abheben), «Final Approach» (Endanflug) und «Landing» (Landung) keine Gefährdung des KKG darstellen.

Die Berechnung der jährlichen, für das KKG relevanten Gefährdungsdichte (Absturzhäufigkeit pro Jahr und pro Quadratkilometer) durch Verkehrsflugzeuge erfolgt mittels geometrischer Modelle in Abhängigkeit von den in den einzelnen Flugphasen vorliegenden Flughöhen. Hierbei werden für den Start- und Landeverkehr sieben und für Transitverkehr neun repräsentative Flughöhen mit der jeweiligen Anzahl der in diesen Höhen stattfindenden Flugbewegungen gewichtet.

Für die Ermittlung der Gefährdungsdichte durch Militärflugzeuge wird die Schweizer Unfallstatistik des Zeitraums 1995 bis 2014 herangezogen. Die Gefährdung wird als gleich verteilt über die Fläche (41 285 km^2) der Schweiz angenommen.

Die Analyse des Ablaufs eines durch Flugzeugabsturz ausgelösten Störfalls umfasst die Bestimmung der Wahrscheinlichkeiten, dass bestimmte, für die Sicherheit besonders relevante Gebäude getroffen werden. Hierzu werden die virtuellen Trefferflächen dieser Gebäude bestimmt, und es werden Abschirmungen (durch andere Gebäude oder die Topographie der Umgebung) berücksichtigt. Die Gebäude-Versagenswahrscheinlichkeit wird – je nach Gebäudeauslegung, Flugzeugtyp und Flugphase – aus Dreieckverteilungen der Geschwindigkeiten hinsichtlich Belastbarkeit (capacity) und Belastung (impact) berechnet. Weitere Wahrscheinlichkeiten, die in die Störfallablaufanalyse einfliessen, betreffen die Verfügbarkeit des Hauptkommandoraums,

die Entstehung und Bekämpfung von Kerosinbränden sowie Folgeschäden durch Erschütterungen und Rauchgase.

Der CDF-Beitrag des unfallbedingten Flugzeugabsturzes wird mit $1{,}18 \times 10^{-7}$ pro Jahr ausgewiesen.

Beurteilung des ENSI

Die Analysen zum unfallbedingten Flugzeugabsturz entsprechen weitgehend den methodischen Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05, sind nachvollziehbar dokumentiert und führen zu plausiblen Resultaten.

Die stichprobenartige Überprüfung des ENSI dieser Analyse identifizierte auch Verbesserungsbedarf. Dieser betrifft Inkonsistenzen bei den angenommenen Absturzraten sowie bei der Nichtzählung von Flugphasen und -bewegungen. Ferner werden aus Sicht des ENSI die beim unfallbedingten Flugzeugabsturz angenommenen Anprallgeschwindigkeiten nicht realistisch bewertet. Zudem fehlt eine für das ENSI nachvollziehbare Begründung für den als vernachlässigbar angenommenen CDF-Beitrag durch Abstürze von Kleinflugzeugen und Helikoptern.

Ein dominanter CDF-Beitrag durch unfallbedingte Flugzeugabstürze ist nicht zu erwarten. Der CDF-Beitrag liegt in einem ähnlichen Bereich wie ausgewiesen.

7.3.6.6 Andere externe Ereignisse

Angaben des KKG

In der GPSA2019 wird neben den in Kap. 7.3.6.1 bis 7.3.6.5 betrachteten Gefährdungen noch die Verstopfung der Wasserfassungen im PSA-Modell für den Leistungsbetrieb abgebildet.

Das KKG verfügt über zwei Wasserfassungen an der Aare, eine am Oberwasser- und eine am Unterwasserkanal. Mit diesen Wasserfassungen wird der Aare sowohl das für den Betrieb der Anlage als auch das während Störfällen benötigte Kühlwasser entnommen. In der GPSA2019 werden die folgenden Ursachen für eine Verstopfung der Wasserfassungen berücksichtigt:

- Verschiedene Arten von Schwemmholz (Äste, Baumstämme, etc.) sowie Geschwemmsel (Blätter, Muscheln, Algen etc.), welche die Reinigungsmechanismen bei den Wasserfassungen beeinträchtigen oder blockieren können;
- Überflutung der Siebrechen der oberen Wasserfassung durch Pegelanstieg im Oberwasserkanal bei Ausfall aller Turbinen des Wasserkraftwerks Gösgen, welche den Reinigungsmechanismus beeinträchtigen;
- Vereisung der Siebtrommeln durch Eisbrei.

Im Normalfall ist die obere Wasserfassung in Betrieb. Die untere Wasserfassung würde bei Ausfall der oberen Wasserfassung in Betrieb genommen. Die obere Wasserfassung wird während jeder Schicht kontrolliert, bei Stürmen oder starkem Anfall von Geschwemmsel auch häufiger.

In der Analyse der Eintrittshäufigkeit wird unterschieden, ob beide Wasserfassungen verstopfen oder nur die obere. Dabei wird wie folgt vorgegangen: Für jede einzelne Ursache wird abgeschätzt, wie häufig diese auftreten kann. Anschliessend wird bestimmt, wie viel Zeit für Reinigungsmassnahmen zur Verfügung steht, um eine Verstopfung zu verhindern. Auf Basis von ingenieurtechnischen Abschätzungen wird dann bestimmt, ob die untere Wasserfassung vom gleichen Effekt betroffen sein kann oder nicht. Vereinfachend und konservativ wird angenommen, dass, wenn die Räumung der Wasserfassung am Oberwasserkanal vor deren Verstopfung misslingt, auch diejenige am Unterwasserkanal misslingt. Der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit durch Verstopfung der Wasserfassungen beträgt $8{,}47 \times 10^{-10}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Die Häufigkeitsbestimmung der Verstopfung der Wasserfassungen wird systematisch angegangen und ist im Allgemeinen gut dokumentiert. Eine geringfügige Unklarheit ergibt sich aus dem Umstand, dass nicht durchgängig dokumentiert ist, wie der Wert im PSA-Modell bestimmt wurde.

Es werden die relevanten Versagensursachen der Wasserfassungen betrachtet. Verschmutzungen durch Rohöl infolge von Unfällen im Schiffsverkehr werden als Beitrag zur Verstopfung der Wasserfassungen in der GPSA2019 als nicht relevant eingestuft, da es in der Nähe des KKG-Geländes keine kommerzielle Schifffahrt gibt. Das ENSI stimmt der Bewertung zu. Verstopfungen durch Rohöl infolge von Unfällen im Strassenverkehr erachtet das ENSI als vernachlässigbar, weil der für die Gefährdung relevante Strassenabschnitt relativ kurz ist und auf ihm keine regelmässigen Transporte von Rohöl stattfinden.

7.3.7 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb

Angaben des KKG

In der GPSA2019 wird eine mittlere CDF von $7{,}91 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr für den Leistungsbetrieb ausgewiesen. Die Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur CDF sind in Tabelle 7-2 dargestellt.

Tabelle 7-2: Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur CDF

Zusammenfassungen	Ereigniskategorie	Mittlere CDF [1/a]	Anteil [%]
Interne Ereignisse	Transienten	$1{,}87 \times 10^{-8}$	0,24
	Kühlmittelverluste	$9{,}98 \times 10^{-7}$	12,62
	Dampferzeugerheizrohrbrüche	$2{,}66 \times 10^{-8}$	0,34
	Total	**$1{,}04 \times 10^{-6}$**	**13,19**
Interne systemübergreifende Ereignisse	Interne Brände	$1{,}75 \times 10^{-6}$	22,07
	Interne Überflutungen	$1{,}58 \times 10^{-9}$	0,02
	Total	**$1{,}75 \times 10^{-6}$**	**22,09**
Externe Ereignisse	Erdbeben	$3{,}17 \times 10^{-6}$	40,04
	Extreme Winde und Tornados	$1{,}77 \times 10^{-6}$	22,36
	Externe Überflutungen	$6{,}43 \times 10^{-8}$	0,81
	Flugzeugabstürze	$1{,}18 \times 10^{-7}$	1,50
	Andere externe Gefährdungen	$8{,}47 \times 10^{-10}$	0,01
	Total	**$5{,}12 \times 10^{-6}$**	**64,72**
Alle Ereignisse	**Gesamt**	**$7{,}91 \times 10^{-6}$**	**100,00**

Der Anteil der internen Ereignisse an der totalen CDF beträgt 13,19 %. Der Grossteil davon stammt von Kühlmittelverluststörfällen, während Dampferzeugerheizrohrbrüche und Transienten nur einen kleinen Beitrag zur CDF liefern. Interne systemübergreifende Ereignisse (Brände und Überflutung) ergeben zusammen einen Beitrag von 22,09 %. Die externen Ereignisse tragen insgesamt 64,72 % zur totalen CDF bei, wobei die grössten Beiträge von den externen Ereignissen Erdbeben (40,04 %) sowie extreme Winde und Tornados (22,36 %) stammen.

Das Total aller Sequenzen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS-Sequenzen) ergibt einen Wert von $1{,}76 \times 10^{-7}$ pro Jahr, was einem Anteil von 2,23 % an der gesamten CDF entspricht. Die Beiträge der ATWS-Sequenzen sind Teil der einzelnen Ereigniskategorien in Tabelle 7-2.

Gemäss der GPSA2019-Importanzanalyse sind anlagentechnisch insbesondere die Notstrom- und Notstandnotstromversorgung relevant. Als wichtigste Personalhandlungen werden das Einleiten des sekundärseitigen Abfahrens sowie die Dampferzeugerbespeisung mittels externer Pumpe ausgewiesen.

Bezogen auf die letzte PSÜ bewirken insbesondere folgende Massnahmen eine relevante Senkung der CDF:

- Seismische Nachrüstungen, insbesondere die Installation eines seismischen Abschaltsystems inklusive Turbinenschnellabschaltung sowie seismische Ertüchtigungen der zweiten Wasserfassung und des Notstandgebäudes;
- Modernisierung der Leittechnik;
- Erweiterung des Umfangs an Notfallmitteln (Materiallager Reitnau, Vergrösserung der Kraftstoffreserven im Notstandgebäude, externe Kühlwasserversorgung der Notstromdiesel);
- Überarbeitung des Notfallhandbuchs.

Beurteilung des ENSI

Die GPSA2019 der Stufe 1 betrachtet die relevanten Störfälle. Die verwendeten Methoden und Daten entsprechen grundsätzlich dem Stand der Technik. Die Dokumentation der Studie ist im Allgemeinen nachvollziehbar.

Die mittlere CDF der GPSA2019 ist mit $7{,}91 \times 10^{-6}$ pro Jahr grösser als diejenige der GPSA2008 mit $6{,}46 \times 10^{-7}$ pro Jahr. Die deutliche Zunahme der CDF trotz Verbesserung der Anlage im Vergleich zur letzten PSÜ (2008) ist nicht überraschend, da das ENSI die Gesamt-CDF gemäss PSÜ 2008 aufgrund der Mängel der damaligen PSA als nicht aussagekräftig einstufte und Nachbesserungen forderte.

Das PSA-Modell und die dazugehörende Dokumentation wurden vom KKG im Rahmen der PSÜ 2018 hinsichtlich der vorgenommenen Anlagenänderungen, der gewonnenen Betriebserfahrung und neu vorliegender Erkenntnisse umfassend überarbeitet. Ein bedeutender Verbesserungspunkt stellt dabei die überarbeitete Erdbeben-PSA dar, die eine Vielzahl an neu erstellten Fragilityanalysen beinhaltet.

Das ENSI identifizierte zu gewissen Teilen der umfangreichen PSA-Dokumentation ein Verbesserungspotenzial. Ebenso hat das ENSI in verschiedenen Bereichen der Modellierung Verbesserungsbedarf festgestellt. So liegen zwischenzeitlich weitere überarbeitete Erdbeben-Fragilityanalysen vor, deren Berücksichtigung zu einem Anstieg der CDF führen wird. Die Auswirkungen eines Kühlturmversagens durch Erdbeben sind möglicherweise nicht hinreichend berücksichtigt. Zudem werden die seismischen Versagenswahrscheinlichkeiten für geringe Beschleunigungen im PSA-Modell vereinfacht (optimistisch) berücksichtigt. Weiterer Verbesserungsbedarf besteht bei der Brand-PSA, allerdings wird dessen Behebung eher zu einer Verschiebung der Risikobeiträge zwischen Bränden in verschiedenen Anlagenbereichen führen, als zu einer merklichen Erhöhung der CDF.

Insgesamt wurde die PSA gegenüber der GPSA2009 wesentlich verbessert und damit auch deren Aussagekraft erhöht.

Auch unter Berücksichtigung des identifizierten Verbesserungspotenzials der GPSA2019 wird aus Sicht des ENSI das von der UVEK-Verordnung [UVEK-G] vorgegebene und von der IAEA für bestehende Anlagen empfohlene probabilistische Sicherheitsziel einer CDF von kleiner als 10^{-4} pro Jahr deutlich eingehalten.

Aufgrund der identifizierten Verbesserungspunkte kann nicht ausgeschlossen werden, dass der CDF-Schwellenwert von 10^{-5} pro Jahr, bei dem gemäss Richtlinie [ENSI-A06] die Identifikation von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich ist, überschritten wird.

Hinsichtlich der Ausgewogenheit erfüllen die ausgewiesenen Beiträge der Ereigniskategorien die Kriterien gemäss Richtlinie [ENSI-A06] Kap. 6.2 Bst. a Ziff. 2. Es gibt keine auslösenden Ereigniskategorien mit einem Beitrag von mehr als 60 % zur Kernschadenshäufigkeit und einem Wert von grösser als 6×10^{-6} pro Jahr. Aus Sicht des ENSI ist es jedoch unklar, ob aufgrund des festgestellten Verbesserungspotenzials der genannte Schwellenwert von 6×10^{-6} pro Jahr, bei welchem die Identifikation von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich ist, überschritten wird.

Gemäss Richtlinie ENSI-A06, Kap. 6.2 Bst. a Ziff. 3 ist mindestens im Rahmen der PSÜ eine Bewertung der Ausgewogenheit der zulässigen Instandhaltungszeiten durchzuführen. Dabei soll das Verhältnis der mittleren CDF zur $CDF_{Baseline}$ den Wert von 1,2 nicht überschreiten. Die $CDF_{Baseline}$ wird mit dem sogenannten Nullinstandhaltungsmodell bestimmt, welches auf dem Volllastmodell basiert, aber keine Unverfügbarkeiten durch Instandhaltung berücksichtigt. Das Verhältnis der mittleren CDF zur $CDF_{Baseline}$ wurde vom KKG nicht ausgewiesen. Der Wert der $CDF_{Baseline}$ liegt jedoch vor ($8{,}07 \times 10^{-6}$ pro Jahr), womit sich ein Wert von 1,02 für das genannte Verhältnis ableiten lässt. Die auf diese Weise bewertete Betriebserfahrung des Risikobeitrages der Instandhaltung kann somit als ausgewogen betrachtet werden. Die Ausgewogenheit rührt von einer im Allgemeinen hohen Komponentenzuverlässigkeit her sowie von einem angemessenen Wartungsumfang von Komponenten während des Leistungsbetriebs.

Die Anlage hat grundsätzlich einen hohen Redundanzgrad bei der Systemauslegung sowie den Sicherheitsfunktionen. Ferner ist das zweisträngige Notstandsystem robust gebaut und erhöht die Sicherheit der Anlage insbesondere gegenüber externen auslösenden Ereignissen. In den Resultaten der PSA spiegelt sich jedoch auch wider, dass die vier nuklearen Nebenkühlwasserpumpen alle im selben Gebäude stehen, sodass ein Einsturz dieses Gebäudes, beispielsweise hervorgerufen durch einen Flugzeugabsturz oder ein Kühlturmversagen durch extreme Winde, im ungünstigen Fall zur Unverfügbarkeit des gesamten nuklearen Nebenkühlwassersystems führt. Als Folge davon fällt die Kühlung der Notstromversorgung aus. Diese Störfallabläufe liefern kombiniert mit dem Ausfall der externen Stromversorgung einen bedeutenden Beitrag zur CDF.

Zusammengefasst kann festgehalten werden, dass aufgrund der identifizierten Verbesserungspunkte unklar ist, ob die Schwellenwerte, bei denen gemäss Richtlinie ENSI-A06 die Identifikation von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich ist, bezüglich CDF oder Ausgewogenheit der Risikobeiträge überschritten werden. Das KKG ist auf diesen Sachverhalt eingegangen. Eine Reihe von Anlagenverbesserungen sind geplant oder befinden sich bereits in der Umsetzung. Hierbei sind insbesondere die Projekte zur weiteren Erhöhung der seismischen Robustheit oder auch die Modernisierung der Leittechnik zu erwähnen.

7.4 Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb

Die Stufe-2-PSA analysiert das Anlagenverhalten bei schweren Unfällen. Mit der Analyse werden auslegungsüberschreitende Störfälle betrachtet, bei denen es zu einer Kernschmelze kommt und grosse Freisetzungen möglich sind. Insbesondere die Belastung und das Verhalten des Containments sowie der Umfang und die Häufigkeit der zu erwartenden Aktivitätsfreisetzungen (Quellterme) stehen dabei im Vordergrund der Analyse.

Die mit GPSA2019 eingereichte Stufe-2-PSA basiert auf der aktuellen Stufe-1-PSA und berücksichtigt somit sämtliche relevanten, internen systemübergreifenden und externen Ereignisse.

7.4.1 Kernschadenszustände der Anlage

Angaben des KKG

Mit der Stufe-1-PSA wird eine Vielzahl von Unfallsequenzen bis zum Kernschaden berechnet. Zur besseren Übersicht des Einflusses der Ergebnisse der Stufe-1-PSA auf die Stufe-2-PSA werden diese Sequenzen in sogenannte Kernschadenszustände (plant damage states, PDS) gruppiert. Zusammengefasst werden dabei jeweils Unfallsequenzen, die zu einem ähnlichen Schwerunfallablauf führen. Dazu werden die Unfallsequenzen nach einheitlichen Merkmalen wie Druck im Reaktorkühlsystem bei Kernschaden, dem Status der Kühlung durch die Dampferzeuger, dem Status des Containments und dessen Isolation sowie dem Zeitpunkt der Einspeisung aus den Flutbehältern gruppiert. Es wird ein hoher Anteil von Sequenzen mit Containment ohne Isolation oder mit Bypass in den Ringraum ausgewiesen. Demgegenüber tragen das Versagen der Einspeisung der Flutbehälter und das Versagen der Nachwärmeabfuhr aus dem Containmentsumpf nur zu einem geringen Anteil der Kernschadensfälle bei.

Beurteilung des ENSI

Die in der GPSA2019 für die Definition der Kernschadenszustände gewählten Merkmale sind aus Sicht des ENSI geeignet zur Charakterisierung des Anlagenzustandes bei Kernschaden. Es fällt auf, dass die Einspeisung der Flutbehälter und die Nachwärmeabfuhr aus dem Containmentsumpf nur in einem geringen Anteil der Kernschadensfälle erfolgen. Der hohe Anteil von Sequenzen mit Containment ohne Isolation oder mit Bypass in den Ringraum ist durch systemübergreifende Ereignisse, welche die Funktion des Isolationssystems beeinträchtigen, bedingt.

7.4.2 Containmenttragfähigkeit

Angaben des KKG

Dem Containment kommt grosse Bedeutung zur Rückhaltung der radioaktiven Materialien aus dem schweren Unfall zu. Gleichzeitig ist es hohen Belastungen durch die energetischen Vorgänge während des Unfallverlaufs ausgesetzt. Daher führte das KKG zur Bestimmung der Containmenttragfähigkeit eine detaillierte Analyse durch.

Es wurden die in Tabelle 7-3 benannten Bestandteile des Containments auf ihren Versagensdruck bei verschiedenen Temperaturen untersucht. Dabei wird das Versagen der Transportöffnung und des Containmentpolabschlusses aufgrund von Materialeigenschaften und Nachweismethode als vollständig korreliert angesehen. In die Berechnung gehen letztere Öffnungen sowie die Durchdringungen der Frischdampfleitungen ein, da diese die geringsten Druckkapazitäten haben. Es wird konservativ angenommen, dass stets eine sehr grosse Öffnung entsteht, auch wenn die Durchdringungen der Frischdampfleitungen nur begrenzten Querschnitt haben.

Tabelle 7-3: Tragfähigkeit verschiedener Elemente des KKG-Containments

Versagensstellen	Median des Versagensdruckes (bar) in Abhängigkeit der Temperatur der Stahlhülle (Absolutdrücke)		
	30 °C	150 °C	300 °C
Stahlhülle	13,1	10,9	9,0
Transportöffnung	12,7	10,7	8,7
Containmentpolabschluss	12,7	10,7	8,7
Personenschleuse, Tür	17,4	15,4	12,9
Personenschleuse, innere Schottung	27,5	24,3	20,3
Personenschleuse, äussere Schottung	25,5	22,6	18,9
Durchdringungen der Frischdampfleitungen	12,9	10,8	8,8

Beurteilung des ENSI

Die Analysen des KKG zum Überdruckversagen des Containments sind umfassend und entsprechen dem Stand der Technik. Sie sind daher ein geeigneter Ausgangspunkt für die Betrachtung des Containmentversagens in der PSA der Stufe 2. Es wurde jedoch keine Analyse zum Unterdruckversagen, wie es eintreten kann, wenn nach einer gefilterten Druckentlastung das Containment wieder isoliert wird und eine weitere Abkühlung der Containmentatmosphäre stattfindet, dem ENSI eingereicht. Auch fällt auf, dass die Stahlhülle einen nicht viel höheren Versagensdruck (10,9 bar) hat als die als limitierend identifizierten Versagensstellen (10,7 bar) und dennoch nicht in die Modellierung eingeht. Das ENSI erwartet jedoch nicht einen relevanten Einfluss aus dieser Verfeinerung der Modellierung.

7.4.3 Containmentbeanspruchungen und Unfallablaufanalyse

Angaben des KKG

Das integrierte Modell der GPSA2019 gestattet die Nutzung aller Informationen aus der PSA der Stufe 1 für die Stufe-2-PSA. In einem Ereignisbaum werden die Verfügbarkeit der Systeme zur Containmentdruckentlastung, zum Wasserstoffabbau und zur Ringraumentlüftung abfragt. Der eigentliche Unfallablauf wird in einem weiteren Ereignisbaum – dem Containmentereignisbaum – modelliert. Dort gibt es 21 Hauptereignisse, die den Zustand der verschiedenen druckführenden Umschliessungen an Primärkreis und Containment sowie die Accident-Management-Massnahmen zur Kühlung der Schmelze und zum Erhalt der Containmentintegrität abbilden. Es wird eine Vielzahl thermohydraulischer Berechnungen im Programm MELCOR durchgeführt, um den angenommenen Verlauf der Sequenzen zu belegen.

Die Gefährdung der Containmentintegrität ergibt sich aus verschiedenen Phänomenen beim schweren Unfall, welche Wärme- und Gasmengen jenseits des in der Auslegung berücksichtigten Kühlmittelverluststörfalls erzeugen können. Hierbei werden folgende Phänomene in der GPSA2019 berücksichtigt:

- Induziertes Versagen von Primärkreisstrukturen: Verursacht durch hohe Temperaturen bei hohen Drücken kann es zum Kriechversagen von Strukturen des Primärkreises kommen. Dieses Phänomen wird berücksichtigt für den Stutzen der heissen Hauptkühlmittelleitung am RDB (Reaktordruckbehälter), für die Anschlussleitung des Druckhalters und die Dampferzeugerheizrohre. Eine Analyse des temperaturinduzierten Versagens von Primärkreisstrukturen wurde basierend auf dem Larson-Miller-Ansatz [C-6] durchgeführt.
- Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB (vessel blowdown): Beim Versagen des RDB treten grosse Dampfmengen in das Containment und verursachen dadurch einen Druckaufbau. Thermohydraulische Analysen zeigen, dass der Druckaufbau durch «vessel blowdown» allein nicht ausreichend ist, um das Containment zu gefährden.
- Dampfexplosion im RDB: Beim Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser kann die Schmelze fragmentiert werden. Dadurch vergrössert sich die Schmelzeoberfläche, wodurch die in den Schmelzfragmenten gespeicherte Energie schneller an das Wasser übertragen werden kann. Dies führt zu einer verstärkten Verdampfung des Wassers und damit zu einem Druckaufbau. Falls gewisse Bedingungen erfüllt sind (Vorfragmentierung, gleichmässige Verteilung der Schmelzfragmente im Wasser, ausreichende Kontaktzeit für Feinfragmentierung, auslösender Druckstoss zur Destabilisierung des die Schmelzfragmente umgebenden Dampffilms), kann der Druckaufbau den Prozess der Fragmentierung und der Verdampfung verstärken, was wiederum zu einem Druckanstieg führt. Kommt dieser selbstverstärkende Prozess in Gang (auch als Dampfexplosion bezeichnet), können erhebliche Druckspitzen auftreten.
- HPME / DCH (high-pressure melt ejection / direct containment heating): Bei Unfallsequenzen mit RDB-Versagen unter hohem Druck kann die Kernschmelze beim hochenergetischen Herausschleudern (HPME) fein fragmentiert werden. Die Wärme der Schmelzfragmente wird dabei sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen (DCH), woraus ein schneller Temperatur- und Druckanstieg resultiert.
- Abheben des RDB (vessel rocketing): Falls der RDB bei hohem Druck versagt, besteht die Gefahr, dass aufwärts gerichtete Schubkräfte (durch Dampf- und Gasaustritt aus dem RDB) den RDB aus seiner Verankerung reissen und in die Höhe heben, wo er mit dem Containment oder dem Kran kollidieren könnte.
- Wasserstoff- und Kohlenmonoxidverbrennung: Während eines schweren Unfalls entstehen innerhalb und – nach dem RDB-Versagen – auch ausserhalb des RDB durch verschiedene Prozesse (primär Dampf-Metall-Wechselwirkung bei hohen Temperaturen) grosse Mengen brennbaren Wasserstoffs. Zudem wird nach dem RDB-Versagen brennbares Kohlenmonoxid bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung gebildet. Damit Wasserstoff verbrennen kann, muss die Wasserstoffkonzentration oberhalb einer Mindestkonzentration sein, die von der Dampfkonzentration in der Containment-

atmosphäre abhängig ist. Liegt die Dampfkonzentration über einem gewissen Wert (ca. 55 %), so ist eine Wasserstoffverbrennung nicht mehr möglich; das Containment ist dann dampfinertisiert. Unter gewissen Umständen kann es auch zu einer Wasserstoffdetonation kommen, welche die Integrität des Containments gefährden könnte. Um eine örtliche Aufkonzentration von Wasserstoff zu vermeiden, besitzt das KKG ein System, mit dem das gesamte Luftinventar des Containments umgewälzt werden soll. Durch das Öffnen von Klappen und Türen stehen zusätzliche Volumina zur Verdünnung von allfällig brennbaren Gemischen zur Verfügung. Die aktiven Wasserstoff-Rekombinatoren wurden mittlerweile durch passive ersetzt, welche ebenfalls eine Reduktion der Wasserstoffkonzentration bewirken, unabhängig von äusserer Energieversorgung sind und auch bei dampfinertisierter Containmentatmosphäre den Wasserstoff in Wasser verwandeln.

- Langfristiger Druckaufbau durch Dampf und nicht kondensierbare Gase: Während eines schweren Unfalls können aufgrund verschiedener Prozesse (insbesondere der Schmelze-Beton-Wechselwirkung) grosse Mengen nicht kondensierbarer Gase (z. B. CO, CO_2, H_2) entstehen. Diese führen zusammen mit dem freigesetzten Wasserdampf zu einem Druckaufbau, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann.
- Schmelze-Beton-Wechselwirkung (molten core concrete interaction): Nach dem Versagen des RDB kommt es zur Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Betonfundament. Durch die hohe Temperatur zersetzt die Schmelze den Beton und penetriert das Fundament.
- Sumpfwassereintritt in die Reaktorgrube: Durch die Schmelze-Beton-Wechselwirkung kann die Kernschmelze bis zu den Entwässerungsleitungen, welche die Reaktorgrube mit dem Sumpf verbinden, vordringen. Wenn die Kernschmelze die abschliessenden Metallbleche dieser Kanäle durchgeschmolzen hat, kann sie in den Sumpf gelangen und es kann zu einem Wassereinbruch in die Reaktorgrube kommen. Dieser Wassereinbruch führt zu verstärkter Dampfbildung und zu einer möglichen Kühlung der Schmelze.
- Containment-Bypass via Containment-Sumpf in den Ringraum: Wenn die Kernschmelze nicht gekühlt werden kann und im Containment-Sumpf in die Sumpfansaugrohre des Not- und Nachkühlsystems gelangt, kann es zu einem Versagen dieses Ansaugrohres und des umschliessenden Schutzrohres kommen. Dadurch kann ein Containment-Bypass entstehen und radioaktive Stoffe können direkt in den Ringraum gelangen.
- Kühlung der Kernschmelze ausserhalb des RDB: Ob eine Kernschmelze kühlbar ist, hängt stark von deren Mächtigkeit ab. In Anlehnung an ein Kriterium der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde geht das KKG davon aus, dass eine Kernschmelze nicht mehr von oben gekühlt werden kann, wenn deren Mächtigkeit grösser als 25 cm ist. Dies entspricht knapp 40 % des Kernmaterials (inkl. Zirkaloy) in der Reaktorgrube.
- Die HRA für Handlungen, die Bestandteil der PSA-Stufe-2-Unfallablaufanalysen sind (z. B. Durchschaltung des Containment-Druckentlastungspfades bis zur Berstscheibe), erfolgte entsprechend der für den Leistungsbetrieb dargelegten Angaben (Kap. 7.3.2). Hierbei wurde eine – im Vergleich zur Stufe 1 – erhöhte Diagnose-HEP angenommen.

Entsprechend der in den Unfallsequenzen auftretenden Ereignisse werden die Sequenzen den Freisetzungskategorien zugewiesen. Die Tabelle 7-4 zeigt, dass in fast 90 % der Fälle die grosse frühe Freisetzung mit Versagen des RDB einhergeht. Mehr als die Hälfte aller Kernschadensfälle führt zu spätem Containmentversagen, etwa ein Drittel davon mit grosser Freisetzung.

Tabelle 7-4: KKG-Freisetzungskategorien, die im Leistungsbetrieb zu grossen frühen Freisetzungen beitragen

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Häufigkeit [1/a] Anteil
RCA1L	RDB-Versagen, frühe grosse Freisetzung durch Dampferzeuger-heizrohrbruch	$2{,}51 \times 10^{-8}$ 1,0 %
RCB1L	RDB-Versagen, frühes Containmentversagen, frühe grosse Freisetzung	$1{,}58 \times 10^{-6}$ 63,3 %
RCJ1L	RDB-Versagen, frühe grosse Freisetzung durch Bypass in den Ringraum oder grosse Containmentleckage	$5{,}83 \times 10^{-7}$ 23,3 %
CDALRB	Kein RDB-Versagen, Containment nicht isoliert, grosse Freisetzung	$3{,}09 \times 10^{-7}$ 12,4 %
Total		**$2{,}50 \times 10^{-6}$**

Beurteilung des ENSI

Die Modellierung des Unfallablaufs in der GPSA2019 entspricht generell dem Stand der Technik. Die in der GPSA2019 berücksichtigten Containmentbeanspruchungen decken den Bereich der relevanten, bei schweren Unfällen auftretenden Phänomene ab. Die verwendeten Ereignisbäume enthalten alle wesentlichen Abfragen bezüglich Systemausfälle, Personalhandlungen und Containmentbelastungen und sind geeignet, den chronologischen Unfallverlauf genügend detailliert abzubilden. Die in der Stufe-2-PSA verwendeten bedingten Wahrscheinlichkeiten entsprechen dem Stand der Technik und erscheinen aufgrund der Überprüfung einiger Unfallsequenzen als plausibel. Die Definition der Freisetzungskategorien zur Zusammenfassung der Containmentendzustände ist grundsätzlich adäquat.

Für die HRA gilt die für die Stufe 1 dargelegte Beurteilung (Kap. 7.3.2).

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung identifizierte auch Punkte mit Verbesserungsbedarf, von denen die wichtigsten die Folgenden sind:

- Die Freisetzungskategorien sind derart gestaltet, dass sehr unterschiedliche Unfallsequenzen zusammengefasst werden, weshalb Ergebnis-Verzerrungen nicht ausgeschlossen werden können. Die Einführung zusätzlicher Freisetzungskategorien ist daher angezeigt.
- Obwohl Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung, genannt «anticipated transient without scram» (ATWS) zur Freisetzungshäufigkeit beitragen, wurde zu keiner Freisetzungskategorie eine Rechnung in MELCOR durchgeführt, welche einen solchen ATWS abbilden würde.
- Es wurde nicht quantitativ analysiert, wie ausgeprägt ein eventueller Unterdruck im Containment wäre und wie schnell er erreicht würde. Zudem fehlt eine Diskussion, inwieweit Massnahmen zur Begrenzung eines solchen Unterdrucks nötig sind.
- Die Gefährdung des Systems zur gefilterten Druckentlastung durch Wasserstoffverbrennungen wurde nicht quantitativ betrachtet.

Bei der Häufigkeit der einzelnen Freisetzungskategorien fällt auf, dass sich der Grossteil der Bypass-Sequenzen in RCJ1L durch Brandszenarien, die mit Armaturfehlstellungen einhergehen, ergibt. Hier wurden verschiedene Möglichkeiten zur Absperrung des Freisetzungspfads vernachlässigt, sodass die Häufigkeit deutlich überschätzt wird.

7.4.4 Quellltermanalyse

Angaben des KKG

Ein Quellterm charakterisiert den zeitlichen Verlauf und die nuklidspezifische Menge der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe. Der Quellterm ist ein Ergebnis der MELCOR-Berechnungen zum Unfallablauf, wobei für die zugehörigen Sequenzen repräsentative Berechnungsläufe ausgewählt werden.

Zur Häufigkeit grosser früher Freisetzungen, der Large Early Release Frequency (LERF), tragen alle Freisetzungskategorien mit Quellltermen von mehr als 2 × 10^{15} Bq des Nuklids Iod-131 innerhalb von 10 h nach Kernschaden bei. Sie wird bei der GPSA2019 zu fast zwei Dritteln durch die Freisetzungskategorie RCB1L dominiert. Weitere bedeutende Beiträge stammen aus RCA1L, RCJ1L und CDALRB.

Die Häufigkeit grosser Freisetzungen, die Large Release Frequency (LRF), wird durch alle Freisetzungskategorien mit Quellltermen von mehr als 2 × 10^{14} Bq des Nuklids Cäsium-137 bestimmt. Sie umfasst zusätzlich zu den Freisetzungskategorien der LERF die Kategorien RCB2L, RCC2L und RCE2L.

Das gesamte Freisetzungsrisiko, das Total Risk of Activity Release (TRAR), ergibt sich aus der Summe der mit der Häufigkeit der Freisetzungskategorien multiplizierten Quellterme und beträgt 5,27·10^{13} Bq pro Jahr. Die Hälfte davon stammt aus der Freisetzungskategorie RCB1L, ein weiteres Viertel aus RCB2L. Rund drei Viertel der TRAR stammen aus dem Edelgasanteil der Quellterme, der im Gegensatz zu vielen der Aerosole keine Neigung zur Anreicherung in der Biosphäre hat.

Beurteilung des ENSI

Die der Quelltermberechnung zugrunde liegende Methode entspricht dem Stand der Technik. Das verwendete Anlagenmodell ist gut dokumentiert. Es bestehen die im vorigen Abschnitt erwähnten Unklarheiten bei der Zusammenfassung der Unfallsequenzen bzw. bei der Bildung der Freisetzungskategorien. Zudem fehlen Begründungen zur Zuweisung von Attributen des Systems zur gefilterten Druckentlastung und zur Rückhaltung von Iod bei der gefilterten Druckentlastung.

7.4.5 Ergebnisse der Stufe-2-PSA

Angaben des KKG

Die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (LERF) beträgt gemäss GPSA2019 2,50 × 10^{-6} pro Jahr und wird, wie die untenstehende Tabelle 7-5 zeigt, von Erdbeben und internen Bränden dominiert. Bei den internen Ereignissen tragen vor allem Kühlmittelverluststörfälle, mehrheitlich Dampferzeugerheizrohrbrüche, bei. Der Beitrag der Transienten ist sehr gering.

Tabelle 7-5: LERF-Beiträge der verschiedenen Ereigniskategorien

Zusammenfassungen	Ereigniskategorie	Mittlere LERF [1/a]	Anteil [%]
Interne Ereignisse	Transienten	1,44 × 10^{-9}	0,06
	Kühlmittelverluste	1,80 × 10^{-8}	0,72
	Dampferzeugerheizrohrbrüche	2,51 × 10^{-8}	1,00
	Total	**4,46 × 10^{-8}**	**1,78**
Interne systemübergreifende Ereignisse	Interne Brände	9,18 × 10^{-7}	36,76
	Interne Überflutungen	3,33 × 10^{-11}	0,00
	Total	**9,18 × 10^{-7}**	**36,76**
Externe Ereignisse	Erdbeben	1,44 × 10^{-6}	57,79
	Extreme Winde und Tornados	8,31 × 10^{-8}	3,32
	Externe Überflutungen	2,95 × 10^{-9}	0,12
	Flugzeugabstürze	5,66 × 10^{-9}	0,23
	Andere externe Gefährdungen	4,04 × 10^{-11}	0,00
	Total	**1,54 × 10^{-6}**	**61,46**
Alle Ereignisse	**Gesamt**	**2,50 × 10^{-6}**	**100,00***

* Aufgrund von Rundungseffekten ist die Summe der Anteile (Gesamttotal) nicht genau gleich 100 %

Verschiedene im Überprüfungszeitraum realisierte Anlagenänderungen dienten unmittelbar der Verringerung der Abgabe radioaktiven Materials in auslegungsüberschreitenden Störfällen. Bezüglich der LERF war gemäss einer Sensitivitätsstudie mit 7 % Reduktion die wirksamste hiervon die Nachrüstung zusätzlicher passiver autokatalytischer Rekombinatoren zur Verringerung der Gefährdung durch Wasserstoffverbrennung. Bedingt durch die Definition der LERF haben die Erweiterung der gefilterten Druckentlastung um einen zusätzlichen Filter für organische Iodverbindungen und der Nachweis der Kühlbarkeit der Kernschmelze in der Reaktorgrube ohne Durchschmelzen der Bodenplatte, geringe quantitative Auswirkungen.

Gemäss Importanzanalyse der GPSA2019 liefern auf Ebene der Basisereignisse, die sich auf Ausfälle von Strukturen, Systemen und Komponenten beziehen, das Laufversagen mindestens eines der beiden Notstanddieselgeneratoren sowie das Containmentversagen durch Wasserstoffverbrennungen während des Station Blackout (SBO) mit kleinem Kühlmittelverlust einen relevanten Beitrag zur LERF.

Aus Sicht der Stufe-2-PSA wichtige Personalhandlungen sind insbesondere die Verringerung des Primärdrucks bei kleinem Kühlmittelverlust, die alternative Dampferzeugerbespeisung beim SBO sowie die schnelle sekundärseitige Abkühlung.

Das KKG führt insbesondere folgende Anlagenänderungen auf, die in verschiedenen Stadien der Umsetzung sind und von denen eine Senkung der LERF erwartet wird:

- automatisches Teilabfahren und Abkühlen;
- seismische Ertüchtigungen (vgl. Kap. 7.3.7);
- Verbesserung der Accident-Management-Mittel durch Bereitstellung von zusätzlich 800 l Benzinvorrat für mobile Pumpen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Stufe-2-PSA stichprobenartig überprüft. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Die Stufe-2-PSA entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die Ereignisbäume sind übersichtlich und gut dokumentiert. Die relevanten Phänomene werden berücksichtigt.
- Es bestehen keine Mängel am Modell, welche die ausgewiesenen Resultate, soweit aus der PSA der Stufe 1 plausible Resultate erhalten werden, in quantitativ bedeutender Weise in Frage stellen würden. Die Stufe-2-PSA der GPSA2019 ist damit im Allgemeinen anwendbar.
- Ein hoher Anteil der Kernschadensfälle führt zu späten oder meist kleinen Freisetzungen und trägt deshalb nicht zur LERF bei. Damit ist die Anforderung, dass die Häufigkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang deutlich geringer sei als die Häufigkeit eines Kernschadens (Verordnung des UVEK [UVEK-G]), erfüllt.
- Der Abs. 6.1 Bst. a der Richtlinie [ENSI-A06] fordert, dass die mittlere LERF kleiner als 10^{-6} pro Jahr sein soll, ansonsten sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Da die LERF des KKG $2{,}50 \times 10^{-6}$ pro Jahr beträgt, besteht ein diesbezüglicher Handlungsbedarf.
- Einzelne Importanzen, speziell solche mit Bezug zur Vermeidung und Beherrschung von Störfällen mit SBO, sind auffällig hoch. Hier kann ein Ansatzpunkt zur Risikoreduktion liegen, beispielsweise durch weitere diversitäre Notstromversorgungen oder Erhöhung der Robustheit der Massnahmen mit mobilen Ausrüstungen bei SBO. Allerdings verfügt das KKG, insbesondere im letztgenannten Bereich, schon über beträchtliche Möglichkeiten.

Aufgrund der obigen Bewertung ergibt sich folgende Forderung:

Forderung 7-1 (Massnahmen zur Reduktion der LERF)

Es sind Massnahmen zur Reduktion der LERF zu identifizieren und die Angemessenheit ihrer jeweiligen Umsetzung zu bewerten. Termin: 31.12.2024.

7.5 Risiko des Brennelementlagerbeckens bei Leistungsbetrieb

Angaben des KKG

Für die Bewertung des Risikos des Brennelementlagerbeckens (BEB) während des Leistungsbetriebes entwickelte das KKG kein PSA-Modell.

Das KKG begründet dies damit, dass das Freisetzungsrisiko des BEB im Vergleich zum Freisetzungsrisiko des Reaktors sehr gering ist. Die langsameren Unfallabläufe im BEB im Vergleich zum Reaktorkern erlauben eine erleichterte Beherrschung des Unfalls und die seismische Kapazität des Beckens ist viel höher als die der Gesamtanlage.

Beurteilung des ENSI

Die Richtlinie ENSI-A05 gibt den Betrachtungsumfang für die Stufe-1-PSA vor. In Kap. 4.1 Bst. b wird festgehalten, dass eine Stufe-1-PSA für das BEB zu erstellen ist. Falls nachgewiesen werden kann, dass die erwartete jährliche Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe bei einem Brennstoffschaden im BEB geringer als 1 % der Risikokenngrösse TRAR ist, kann auf eine detaillierte PSA für das BEB verzichtet werden.

Eine entsprechende Stufe-1-PSA oder ein Nachweis, dass das Freisetzungsrisiko des BEB geringer als 1 % der TRAR ist, liegen in der GPSA2019-Dokumentation nicht vor.

Die vorliegenden Daten und Analysen belegen aus Sicht des ENSI nicht, dass gemäss Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.1 Bst. b keine Stufe-1-PSA für die Bewertung des Risikos des BEB während des Leistungsbetriebes zu erstellen ist.

7.6 Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb

Im Jahre 1994 reichte das KKG der HSK (heute ENSI) erstmals eine PSA der Stufe 1 für die Bewertung der Betriebszustände bei Schwachlast und Stillstand ein. Die PSA beinhaltete interne Störfälle (Kühlmittelverluste und Transienten), interne systemübergreifende Ereignisse (Brände und interne Überflutungen) und externe Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz und Verstopfung der Wasserfassungen). Die Studie wurde anschliessend verschiedentlich aktualisiert. So erfolgte beispielsweise 1997 eine Überarbeitung, bei der unter anderem der Einbau eines zusätzlichen Brennelementbeckenkühlstranges berücksichtigt wurde.

Die im Rahmen der PSÜ 2008 eingereichte PSA (GPSA2009) beinhaltete auch eine Überarbeitung der Stufe-1-PSA für Schwachlast und Stillstand. Wichtige Elemente der Überarbeitung dieser Studie waren die Berücksichtigung der durchgeführten Anlagenänderungen bis Mitte 2007, die Überarbeitung der Brand- und Erdbeben-PSA, die Überarbeitung der Systemanalysen und die neu bestimmten Zuverlässigkeiten von Personalhandlungen. Ausserdem waren die Schwachlastzustände neu nun Teil des Volllastmodells.

Mit der SPSA2016 hat das KKG ein verbessertes Modell der Stufe 1 für den Stillstandbetrieb eingereicht. Dabei wurden zusätzlich die Anlagenänderungen der Jahre 2008 bis 2012 berücksichtigt und die Brand PSA überarbeitet. Ferner wurden die HRA sowie die Modellierung der internen und externen Überflutungen aktualisiert.

Im Rahmen der PSÜ 2018 reichte das KKG die GPSA2019 ein, welche unter anderem eine überarbeitete Stufe-1-PSA für den Schwachlast- und den Stillstandbetrieb beinhaltet. Die GPSA2019 zur Bewertung des Nichtleistungsbetriebes betrachtet die Betriebserfahrung bis und mit 2017. Zudem berücksichtigen die Fragilityanalysen der Erdbeben-PSA die neuen Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015.

7.6.1 Definition und Dauer von Betriebszuständen

Angaben des KKG

In der GPSA2019 wird zwischen vier Abstellungstypen unterschieden:

- zur Durchführung von Instandhaltungsarbeiten bei geschlossenem Primärkreis (Typ A);
- zur Durchführung von Instandhaltungsarbeiten mit geöffnetem Primärkreis und reduziertem Kühlmittelinventar (Typ B);
- zum Brennelementwechsel [Revisionsstillstand] (Typ C);
- zum teilweisen Brennelementwechsel (Typ D).

Ein wesentlicher Unterschied zwischen Abstellungstyp A und den Abstellungstypen B, C und D besteht darin, dass bei den drei letztgenannten Abstellungstypen Betriebszustände mit reduziertem Kühlmittelinventar auftreten, bei denen das Kühlmittel bis auf das Niveau von drei Viertel des Primärkreises abgesenkt wird (sogenannte Mitte-Loop-Zustände).

Die Häufigkeiten dieser vier Abstellungstypen werden basierend auf der ausgewerteten Betriebserfahrung bestimmt, wobei für die Typen A und B zusätzlich die Betriebserfahrung anderer Werke herangezogen und mithilfe des Bayes-Verfahrens aufdatiert wird. Da Abstellungen von Typ D nicht umgesetzt wurden, wurde er nicht im PSA-Modell abgebildet (und wird nachfolgend nicht weiter behandelt).

Die für die Ermittlung des Typs und der Dauer der Stillstände relevante Betriebserfahrung umfasst folgende Abstellungen (aus dem Zeitbereich 1979 bis 2017):

- zwei Stillstände wegen Dampfleckagen (Typ A);
- zwei Stillstände wegen Inspektionen an den Frischdampfisolationsventilen (Typ A);
- einen Stillstand wegen Speisewasserleckage innerhalb des Containments (Typ A);
- einen Stillstand zur Behebung einer Undichtigkeit am RDB-Deckel (Typ B); sowie
- die jährlichen Revisionsstillstände für die Jahre 1991 bis 2017 (Typ C).

In der GPSA2019 wird jeder Abstellungstyp noch weiter in einzelne, spezifische Betriebszustände (plant operation states, POS) unterteilt. Diese berücksichtigen unter anderem die unterschiedlichen Bedingungen im Reaktorkühlsystem und den Ablauf einer Ausserbetriebnahme. Die einzelnen POS werden aufgrund folgender Parameter definiert:

- abzuführende Nachwärmemenge;
- geplante Instandhaltungsarbeiten;
- verfügbare Systeme zur Nachwärmeabfuhr;
- Kühlmittel-Füllstand im Reaktorkühlsystem respektive im Druckhalter;
- Status des Reaktordruckbehälters (geöffnet oder geschlossen).

In Tabelle 7-7 sind für den Abstelltyp C die spezifischen Betriebszustände mit dem Status der entsprechenden Parameter dargestellt.

Zur Bestimmung der mittleren Dauer dieser Betriebszustände wird ebenfalls die KKG-spezifische Betriebserfahrung verwendet. Für Abstellungen von Typ B wurde zusätzlich die Betriebserfahrung anderer Werke für die Ermittlung der Dauer mithilfe des Bayes-Verfahrens miteinbezogen.

In der GPSA2019 fallen die folgenden POS unter die Kategorie «Schwachlast»:

Tabelle 7-6: Zuordnung der POS zu Abstellungstypen für das Schwachlast-Modell

Abstellungstypen	Betriebszustände (POS)
A (ohne Öffnen des Primärkreises)	A0, A1, A14, A15
B (mit Öffnen des Primärkreises)	B0, B1, B14, B15
C (Revisionsstillstand)	C0, C1, C14, C15

Im Schwachlastbetrieb liegt die Reaktorleistung zwischen 40 % und 0 %, wobei die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger erfolgt. Der Stillstandbetrieb hingegen beinhaltet alle Betriebszustände, in denen die Restwärme über das Nachwärmeabfuhrsystem abgeführt wird.

Das KKG definiert für den Nichtleistungsbetrieb jeweils zustandsspezifische auslösende Ereignisse. Der Risikobeitrag der Schwachlasttransienten wird mittels des Volllastmodells berechnet und separat ausgewiesen. Dieser beträgt gemäss Stufe-1-PSA $3{,}86 \times 10^{-9}$ pro Jahr und ist weder Teil der CDF noch der FDF, fliesst also nicht in die verschiedenen PSA-Anwendungen ein. Die Stufe-2-Analyse ergibt einen Wert von $4{,}49 \times 10^{-10}$ pro Jahr, wobei auch dieser weder in die LERF noch in die SLERF und somit auch nicht in die PSA-Anwendungen eingeht.

Tabelle 7-7: In der GPSA2019 definierte POS für den Brennelementwechsel (Typ C) und deren durchschnittliche Dauer

Betriebszustand		Trenngrenzen		Reaktorkühlsystem				Containment	Dauer
Typ	Beschreibung	Von	Bis	P_{rel} [bar]	T [°C]	Füllstand Druckhalter	RDB		[h]
C0	Reaktor abfahren	40 % Reaktorleistung	0 % Reaktorleistung	154	310	7,3 m	geschlossen	geschlossen	3,9
C1	Abkühlen und Druckentlasten	0 % Reaktorleistung	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	154–31	310–120	7,3–4,3 m	geschlossen	geschlossen	9,4
C2	Nachwärmeabfuhr	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	31	120–50	4,3 m	geschlossen	geschlossen	5,7
C3	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	Starten Kühlmitteldrainage	31–0	50	4,3–1,5 m	geschlossen	geschlossen	5,6
C45	Entgasen	Starten Kühlmitteldrainage	Kühlmittelfüllstand bei Mitte-Loop	< 0	50	Mitte-Loop	geschlossen	geschlossen	4,0
C6	Entgasen	Kühlmittelfüllstand bei Mitte-Loop	Deckeldichtung gelöst	< 0	50	Mitte-Loop	geschlossen	geschlossen	18,0
C7	Reaktorgrube füllen	Deckeldichtung gelöst	Reaktorgrube gefüllt, Schütz gezogen	0	50	Mitte-Loop (Annahme)	Deckel offen	geschlossen	8,9
C8	Kern ausladen	Reaktorgrube gefüllt, Schütz gezogen	Kern entladen, Schütz eingesetzt	0	50	Reaktorgrube gefüllt	Deckel offen	geschlossen	53,1
C9	Kern im Brennelementbecken	Kern entladen, Schütz eingesetzt	Schütz gezogen zur Wiederbeladung	N/A	N/A	N/A	N/A	offen	281,2
C10	Kern einladen	Schütz gezogen zur Wiederbeladung	Schütz eingesetzt, Start Drainage	0	50	Reaktorgrube gefüllt	Deckel offen	geschlossen	70,5
C11	Reaktorgrube entleeren	Schütz eingesetzt, Start Drainage	Deckel wieder aufgesetzt	0	50	Mitte-Loop	Deckel offen	geschlossen	41,9
C12	Mitte-Loop, Deckel zu	Deckel wieder aufgesetzt	RDB voll und Sollwert des Druckhalterfüllstands erreicht	< 0	50	Mitte-Loop (3,7 m)	geschlossen	offen	32,2
C13	Reaktorkühlsystem gefüllt	RDB voll und Sollwert des Druckhalterfüllstands erreicht	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	0–31	50–120	3,7m	geschlossen	offen	35,3
C14	Reaktor aufheizen	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	31–154	120–310	3,7–4,3m	geschlossen	geschlossen	18,4
C15	Reaktor anfahren	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	40 % Reaktorleistung	154–158	310	4,3–7,3m	geschlossen	geschlossen	31,3

Beurteilung des ENSI

Nach Auffassung des ENSI ist die in der GPSA2019 gewählte Unterteilung in vier Abstellungstypen zweckmässig, sind die abgebildeten POS für den Anlagenbetrieb innerhalb des Überprüfungszeitraums repräsentativ und die zur Bestimmung der Häufigkeiten und Dauer verwendeten Methoden korrekt.

Aus Sicht des ENSI sollen die Ergebnisse der Schwachlast-PSA integral in die Leistungs- oder Nichtleistungs-PSA einfliessen und bei den Anwendungen der PSA miteinbezogen werden. Da aus der Schwachlast-PSA nur ein sehr geringer CDF-Beitrag resultiert, werden sich die Ergebnisse der PSA kaum ändern.

7.6.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

Angaben des KKG

Zur Bestimmung der Kenndaten für die Beschreibung der Komponentenzuverlässigkeit in der GPSA2019 sei Folgendes vermerkt:

- Die für den Volllastbetrieb ermittelten Komponentenausfallraten (siehe Kap. 7.3.1) werden auch für die probabilistische Bewertung der Betriebszustände Schwachlast und Stillstand verwendet. Neu werden in der GPSA2019 für den nachgerüsteten dritten Beckenkühlstrang (Beckenkühlpumpe TH74D001), der speziell für den Stillstandbetrieb verwendet wird, spezifische Komponentenausfallraten ermittelt.
- Für die Bestimmung der Unverfügbarkeiten aufgrund von geplanten Wartungen während der Stillstandskonfigurationen C8, C9 und C10, wird die Betriebserfahrung für den Zeitraum von 1991 bis 2017 von den folgenden Systemen aufgrund der Terminpläne der Brennelementwechsel ausgewertet:
  - 400-kV- und 220-kV-externe-Stromversorgung;
  - elektrische Systeme (Divisionen 1 bis 7);
  - Not- und Nachkühlsystem (TH);
  - Kühlwasserfassung (VA).

Die statistische Auswertung von Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandsetzungen wird aus der Volllast-PSA übernommen. Das KKG begründet dieses Vorgehen damit, dass der Umfang der während des Stillstands durchgeführten Instandsetzungen nicht so gross wie während der Volllast sein darf, da die benötigten Systeme im Allgemeinen eine geringere Anzahl verfügbarer Redundanzen aufweisen. Ferner müssen gewisse Systeme verfügbar sein, damit die Anlage abgefahren werden darf. Das KKG legt ausserdem dar, dass bei einer Redundanzreduktion (durch geplante Wartung) eine Instandsetzung nur dann ausgeführt wird, wenn das absolut notwendig ist (d. h. bei einem Komponentenausfall). Aus diesen Gründen betrachtet das KKG die Verwendung von Daten zu Instandsetzungen aus dem Volllastbetrieb für den Stillstand als konservativ.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stimmt im Allgemeinen dem vom KKG gewählten Vorgehen zur Bestimmung von Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen für Schwachlast und Stillstand zu. Die Verwendung derselben Komponentenausfallraten für alle Modelle (also für die Bewertung der Betriebszustände Volllast, Schwachlast und Stillstand) wird als zweckmässig betrachtet, da die Daten für die Bestimmung der Zuverlässigkeitswerte über das ganze Jahr hinweg unabhängig vom Betriebszustand erhoben werden und nicht davon auszugehen ist, dass statistisch gesehen relevante Unterschiede identifiziert werden können. Das ENSI stimmt der Bestimmung von komponentenspezifischen Zuverlässigkeitskenndaten für den dritten Beckenkühlstrang (Beckenkühlpumpe TH74D001) zu.

Das Vorgehen zur Ermittlung von stillstandsbezogenen Kennwerten zur geplanten Wartung für die Stillstandskonfigurationen C8, C9 und C10 ist nachvollziehbar beschrieben. Das ENSI erachtet den Umfang der Systeme, für welche Daten erhoben werden, als angemessen. Ebenfalls erachtet das ENSI die Verwendung

der gleichen werksspezifischen Unverfügbarkeitswahrscheinlichkeiten von Komponenten durch Instandsetzung für das Volllast- und Schwachlastmodell als zweckmässig. Dieses Vorgehen entspricht dem Stand der Praxis in der Schweiz.

7.6.3 Zuverlässigkeit von Personalhandlungen

Angaben des KKG

Die HRA im Modell für den Schwachlastbetrieb entspricht der HRA im Modell für den Leistungsbetrieb.

Das Modell für Stillstand umfasst eine Handlung der Kategorie A (die Containment-Isolation betreffend), zwei Handlungen der Kategorie B (beide die Niveaukontrolle des Kühlmittelinventars betreffend) und 53 Handlungen der Kategorie C (z. B. Dampferzeuger-Bespeisung mit verfügbarer Speisewasserpumpe nach Ausfall des Nachkühlsystems), von denen zwei (z .B. Dampferzeuger-Notbespeisung mit Feuerlöschwasser) AM-Handlungen gemäss NHB sind. Hinzu kommt noch eine Reihe von Handlungen zur Brandbekämpfung.

Die HEP-Bestimmung erfolgte mit der für den Leistungsbetrieb beschriebenen Methodik (Kap. 7.3.2). In Abweichung davon wurde für das Diagnoseversagen bei einigen Handlungen (z. B. Wiederherstellung des Nachkühlbetriebs) eine zusätzliche Korrekturmöglichkeit durch den Pikett-Ingenieur (PI) quantifiziert.

Die seismische HRA erfolgte mit der für den Fall «SABS-Erfolg» in Kap. 7.3.2 beschriebenen Methode.

Die Bewertung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen erfolgte ohne die in der HRA für den Leistungsbetrieb vorgenommenen Einschränkungen. Zur Bestimmung der bedingten HEP wurde das THERP-Abhängigkeitsmodell, welches eine dreistufige Unterteilung des Bereichs zwischen Unabhängigkeit und vollständiger Abhängigkeit vorsieht, verwendet. Die Bestimmung der jeweiligen Stufe erfolgte gemäss Expertenschätzung unter Einbeziehung der im THERP-Methodik-Beschrieb enthaltenen Orientierungen.

Beurteilung des ENSI

Für den Schwachlastbetrieb gilt die für den Leistungsbetrieb beschriebene Beurteilung, für den Stillstand gilt die nachfolgend ausgeführte Beurteilung.

Für die HRA von Handlungen der Kategorie A gilt die für den Leistungsbetrieb beschriebene Beurteilung. Die HRA von Handlungen der Kategorien B und C ist mit dem Stand der Technik entsprechenden Methoden (THERP, ASEP) durchgeführt worden, gut dokumentiert und führte zu weitgehend plausiblen Resultaten. Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen erfolgt systematisch, die dabei erzielten Resultate sind plausibel. Für die seismische HRA gilt die in Kap. 7.3.2 beschriebene Bewertung.

Die Unterstützung der Operateure durch Vorschriften ist als gut einzustufen.

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung der HRA identifizierte wenige Punkte mit Verbesserungsbedarf, welche in der Aktionsliste detailliert aufgeführt sind. Eine Kurzfassung dieser Punkte ist nachfolgend aufgelistet.

- Das THERP-Modell zur Bestimmung der Diagnose-HEP berücksichtigt bereits die Unterstützung durch eine Fachperson (bezeichnet als «Shift Technical Advisor»), die sich nicht ständig im HKR befindet, jedoch im Störfall aufgeboten wird. Die bei einigen Handlungen zusätzliche Einbeziehung des PI in der GPSA-HRA ist daher eine Doppelberücksichtigung.
- Bei der HEP-Ermittlung für die Inbetriebnahme der Dampferzeuger-Bespeisung nach Ausfall des Nachkühlbetriebs in einem Betriebszustand mit aufgefülltem Reaktorkühlkreislauf wurde ein deutlich zu kleines Zeitfenster angenommen, aus dem wiederum eine übermässig konservative HEP resultiert.

Trotz dieser Punkte ist insgesamt festzustellen, dass für den Schwachlastbetrieb sowie den Stillstand eine aussagekräftige HRA mit weitgehend plausiblen Resultaten vorliegt.

7.6.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Angaben des KKG

Für die risikotechnische Bewertung des Schwachlastbetriebs wurde das PSA-Modell für Volllast verwendet. Deshalb gelten für Schwachlast die Ausführungen in Kap. 7.3.3. Analog zur Definition des Kernschadens wird angenommen, dass der Brennstoffschaden beginnt, wenn der Füllstand deutlich unterhalb der Brennelementoberkante liegt und die Brennstofftemperatur ca. 1200 °C überschreitet.

Die anlagenspezifischen thermohydraulischen Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien bzw. zur Simulation des Anlagenverhaltens in verschiedenen Betriebszuständen während des Revisionsstillstandes erfolgten (so wie bereits in der GPSA2009) mit der MELCOR-Version 1.8.6. Diese Analysen wurden auch zur Bestimmung der verfügbaren Zeitfenster für verschiedene Personalhandlungen verwendet.

Die Erfolgskriterien werden auch anhand von Ereignisablaufdiagrammen (event sequence diagrams, ESD) dargestellt.

Beurteilung des ENSI

Stichprobenartige Prüfungen ergaben, dass die berechneten Zeitfenster für Personalhandlungen im Störfallablauf plausibel sind und dass die in der Stillstands-PSA verwendeten Kriterien für die Nachwärmeabfuhr jeweils zu einem stabilen Anlagenzustand führen.

Im Gegensatz zu den Erfolgskriterien für den Leistungsbetrieb wird für den Nichtleistungsbetrieb keine übersichtliche zusammenfassende Darstellung der Erfolgskriterien angegeben. Die Erfolgskriterien können allerdings auch aus den ESD abgeleitet werden.

Die Simulationen zur Bestimmung der Erfolgskriterien basieren auf einer älteren Version der mittlerweile aktualisiert vorliegenden Software. Aus Sicht des ENSI ist eine Überprüfung dieser Simulationen mit aktuellen Codes angezeigt.

7.6.5 Interne Ereignisse

7.6.5.1 Auslösende Ereignisse

Angaben des KKG

Ein auslösendes Ereignis während dem Stillstand ist im Wesentlichen dadurch gekennzeichnet, dass es den Dauerbetrieb der Nachwärmeabfuhr stört.

Der Umfang der für die Schwachlast-PSA berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse entspricht mit wenigen Ausnahmen dem, welcher für die Volllast-PSA (siehe Kap. 7.3.4.1) ermittelt wurde. Bei Schwachlast werden zusätzliche auslösende Ereignisse berücksichtigt, wie beispielsweise Reaktor- und/oder Turbinenschnellabschaltung beim Anfahren.

Für alle Betriebszustände (POS) werden in der GPSA2019 auslösende Ereignisse wie folgt identifiziert:

- Es wurde überprüft, welche der für das Volllastmodell verwendeten auslösenden Ereignisse auf das Stillstandmodell übertragbar sind. In diesem Zusammenhang wurde auch geprüft, ob auslösende Ereignisse, die aus der Volllastuntersuchung ausgeschlossen worden sind, für die Betriebszustände zutreffend sind.
- Für jeden POS werden Komponentenausfälle und menschliche Fehler analysiert, die zu einem auslösenden Ereignis führen können.
- Weitere auslösende Ereignisse wurden aufgrund der werkseigenen und der internationalen Betriebserfahrung identifiziert.

- Mit Berücksichtigung der anlagenspezifischen Erfahrung, des Anlagendesigns und der Vorschriften wurden potenzielle Rekritikalitätsereignisse (Borverdünnungsstörfälle, die zu einem kritischen Reaktor führen könnten) untersucht. Das KKG kommt zu dem Schluss, dass solche Ereignisse sehr unwahrscheinlich sind. Daher werden sie in der GPSA2019 nicht weiter betrachtet.

Aus der Analyse wurden gut hundert interne auslösende Ereignisse identifiziert, die im Stillstandmodell berücksichtigt werden. Sie lassen sich mit den folgenden beiden Arten von auslösenden Ereignissen charakterisieren:

- Ereignisse, die zu einer Unausgewogenheit in der Nachwärmeabfuhr (ohne Kühlmittelinventarverluste) führen, wobei der Brennstoff mehr Energie produziert, als von den Wärmeabfuhrsystemen abgeführt wird. Dazu gehören:
  - Fehler von Komponenten oder Systemen, die in bestimmten Kombinationen und in bestimmten Anlagenbetriebszuständen zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr oder der Lagerbeckenkühlung führen; und
  - Ausfälle der Nachwärmeabfuhr aufgrund fehlerhaft durchgeführter Prozeduren (z. B. unbeabsichtigtes Überspeisen des RDB).
- Kühlmittelinventarverluste (sogenannte «draindown events»), die sich aufgrund der sich ändernden Konfigurationen von Systemen während des Stillstands ereignen können. Das KKG unterscheidet dabei zwischen:
  - Kühlmittelinventarverluste aufgrund zufälliger Komponentenausfälle; und
  - Kühlmittelinventarverluste durch fehlerhafte Personalhandlungen.

Die Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse wird mithilfe von Fehlerbäumen ermittelt. Ausgenommen davon sind die auslösenden Ereignisse, die aufgrund der werkseigenen oder internationalen Betriebserfahrung identifiziert worden sind. Für diese auslösenden Ereignisse werden generische Daten verwendet, die mithilfe des Bayes-Verfahrens mit den KKG-spezifischen Daten verrechnet werden.

Im Rahmen der Untersuchung zu internen auslösenden Ereignissen für den Nichtleistungsbetrieb wurden auch Brennelementhandhabungsfehler untersucht. Aus einer Untersuchung über 31 Betriebsjahre wird eine anlagenspezifische Störfallhäufigkeit ermittelt.

Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung des ENSI zu den internen auslösenden Ereignissen für die Volllast-PSA (siehe Kap. 7.3.4.1) gilt auch für die entsprechenden auslösenden Ereignisse in der Schwachlaststudie.

Das Verfahren zur Identifizierung der auslösenden Ereignisse für den Nichtleistungsbetrieb entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.4.1.1. Der Umfang der für den Nichtleistungsbetrieb berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.4.1.1 Bst. e und f. Insbesondere wurden auch Brennelementhandhabungsfehler untersucht. Ein Vergleich mit dem Referenzspektrum für den Druckwasserreaktor im Nichtleistungsbetrieb aus BfS-SCHR 61-16 BFS-2 zeigt, dass die für das KKG für den Nichtleistungsbetrieb relevanten auslösenden Ereignisse in der GPSA betrachtet werden.

Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht aus Sicht des ENSI dem Stand der Technik.

7.6.5.2 System- und Unfallablaufanalyse

Angaben des KKG

Das PSA-Modell des Schwachlastbetriebs und Stillstands basiert auf der gleichen Methode wie das Modell für den Volllastbetrieb. Die wesentlichen Unterschiede bestehen in den Abbildungen:

- unterschiedlicher Abstellungstypen (siehe Kap. 7.6.1); sowie
- den im Verlauf eines Abstellungstyps planmässig vorliegenden

- Zuständen von Reaktorkühlsystem und Containment (siehe Kap. 7.6.1); und
- Unverfügbarkeiten von Komponenten.

Dadurch können die für die Volllast-PSA erstellten Ereignisbäume und logischen Regeln teilweise übernommen werden. Die Ereignisbäume sind an die stillstandspezifischen Bedingungen angepasst. So wird beispielsweise der Zustand des RDB modelliert (Deckel offen oder geschlossen) sowie der Standort der Brennelemente (RDB oder Brennelementbecken) abgebildet. Die speziell für den Unfallablauf im Stillstand relevanten Hauptsysteme und Personalhandlungen werden mit vier Ereignisbäumen analysiert. Diese betreffen das Nachkühlsystem, die sekundärseitige Kühlung, die Kühlmittel-Inventarergänzung und die Containment-Isolation. Die Berechnung der FDF beschränkt sich auf Sequenzen, die häufiger als 10^{-14} pro Jahr (Abschneidekriterium) sind.

Beurteilung des ENSI

Die Methode zur System- und Unfallablaufmodellierung der Stillstands-PSA ist die gleiche wie für die Volllast-PSA. Die modellierten Ereignisbäume bilden die stillstandspezifischen Randbedingungen ab und sind geeignet, die verschiedenen auslösenden Ereignisse und deren Erfolgskriterien zu modellieren. Das Abschneidekriterium ($< 10^{-14}$ pro Jahr) führt zu einer vernachlässigbaren Unterschätzung der FDF.

7.6.5.3 Ergebnisse

Angaben des KKG

Für die internen Ereignisse wird in der GPSA2019 insgesamt ein FDF-Beitrag von $1{,}74 \times 10^{-6}$ pro Jahr angegeben, siehe Tabelle 7-8. Dieser Wert setzt sich aus Transienten (31,76 %) und Kühlmittelverlusten (68,24 %) zusammen. Bei den Transienten stellen der Ausfall der 10-kV- und der 6,3-kV-Schienen (16,00 %) sowie der Ausfall des Not- und Nachkühlsystems (10,04 %) die grössten Beiträge dar. Bei den Kühlmittelverluststörfällen dominiert der Bruch der Nachwärmekühler.

Tabelle 7-8: FDF-Beiträge interner Ereignisse (Nichtleistungsbetrieb)

Ereigniskategorie	Auslösende Ereignisse	Mittlere FDF [1/a]	Anteil [%]
Transienten	Ausfall von Transformatoren	$1{,}56 \times 10^{-10}$	0,01
	Ausfall einer 220-kV- oder 400-kV-Schaltanlage	$3{,}14 \times 10^{-9}$	0,18
	Ausfall einer 10-kV- oder 6,3-kV-Schiene	$2{,}79 \times 10^{-7}$	16,00
	Ausfall einer 220-V-Schiene	$6{,}37 \times 10^{-12}$	0,00
	Ausfall der externen Stromversorgung	$2{,}60 \times 10^{-8}$	1,49
	Versagen des Not- und Nachkühlsystems	$1{,}75 \times 10^{-7}$	10,04
	Versagen anderer Kühlsysteme	$9{,}05 \times 10^{-9}$	0,52
	Sonstige Transienten	$6{,}14 \times 10^{-8}$	3,52
	Total	**$5{,}54 \times 10^{-7}$**	**31,76**
LOCA	Kühlmitteldrainagen in den Sumpf über TH-Leitung	$5{,}99 \times 10^{-8}$	3,44
	KMV durch Bruch eines Nachwärmekühlers	$8{,}98 \times 10^{-7}$	51,53
	KMV vom RDB ins BEB	$2{,}22 \times 10^{-7}$	12,73
	Sonstige KMV	$9{,}50 \times 10^{-9}$	0,55
	Total	**$1{,}19 \times 10^{-6}$**	**68,24**
Alle internen Ereignisse*		**$1{,}74 \times 10^{-6}$**	**100,00**

* Aufgrund von Rundungseffekten ist die Summe der Anteile (Gesamttotal) nicht genau gleich 100 %

Beurteilung des ENSI

Im Vergleich zur für interne Ereignisse angegebenen FDF der GPSA2009 hat sich diese in der GPSA2019 um einen Faktor 4 vergrössert. Insbesondere der deutlich grössere Beitrag des Kühlmittelverlustes durch den Bruch eines Nachwärmekühlers ist für diesen Anstieg verantwortlich. Grund dafür sind Änderungen bei der Modellierung von Personalhandlungen.

Insgesamt erachtet das ENSI die in der GPSA2019 für interne Ereignisse ausgewiesene FDF als plausibel.

7.6.6 Interne systemübergreifende Ereignisse

7.6.6.1 Interner Brand

Angaben des KKG

Das PSA-Modell für Brand im Stillstand wird analog zum Leistungsbetrieb mit entsprechenden auslösenden Ereignissen entwickelt. Die Brandeintrittshäufigkeiten pro Jahr für Gebäude und Räume werden analog zum Verfahren für den Betriebszustand Volllast ermittelt. Die Aufteilung dieser Häufigkeiten auf die Betriebszustände erfolgt durch den nach den Ereignisbäumen für Brand durchlaufenen Ereignisbaum für die Betriebszustände. Die Betriebszustände während Schwachlast werden vom KKG aufgrund ihrer geringen Gesamtdauer von der weiteren Analyse ausgeschlossen.

Um potenzielle Kühlmittelverluste durch das Not- und Nachkühlsystem TH in Folge brandbedingter Fehlauslösungen zu identifizieren, werden die Stellungen der Motorarmaturen dieses Systems in den folgenden Konfigurationen betrachtet:

- Not- und Nachkühlsystem vom Notstandsystem gesteuert;
- BE-Beckenkühlung;
- BE-Beckenkühlung bei entladenem Kern;
- Normalstellungen des Not- und Nachkühlsystems.

Die qualitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche wird weitgehend entsprechend den in der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast dargestellten Schritten durchgeführt. Von den Bränden der Grosskomponenten mit hohem Brandpotenzial bleiben nur diejenigen in Transformatoren relevant, da die übrigen ausser Betrieb sind und nicht als selbstständige Zündquelle fungieren können.

Entsprechend dem Vorgehen für den Betriebszustand Volllast wird der brandbedingte FDF-Beitrag von Raumbränden anhand der Brandeintrittshäufigkeiten, mithilfe des Brandereignisbaumes (der die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen und damit des Brandausmasses ermittelt) und unter Berücksichtigung der für das jeweilige Brandausmass charakteristischen Brandauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt. Der FDF-Beitrag von Transformatorenbränden und von Explosionen wird wiederum ohne Detailanalyse mittels Brandereignisbaum quantifiziert.

Brände tragen $2{,}17 \times 10^{-6}$ pro Jahr zur FDF bei, davon über 85 % durch Brände im Schaltanlagengebäude, weitere etwa 6 % durch Brände in Kabelkanälen. Die provisorischen Brandszenarien mit mehrfachem Versagen von Brandschutzklappen tragen weniger als 2×10^{-7} pro Jahr bei. Mehr als die Hälfte der Brand-FDF stammt aus den Midloop-Betriebszuständen.

Beurteilung des ENSI

Es gelten dieselben Erwägungen wie für den Leistungsbetrieb. Die Umsetzung der dort gestellten Forderungen wird auch beim Stillstand ein klareres Bild des Anlagerisikos schaffen, indem sie den Einfluss brandbedingter Kurzschlüsse auf das Anlagenverhalten transparent macht, die schwierigeren Arbeitsbedingungen der Operateure berücksichtigt und die Brandwahrscheinlichkeit der Räume zum aktuellen Zündquelleninventar proportional macht. Auch bei der FDF ist nicht absehbar, dass durch Brand ein dominanter Beitrag erwachsen würde.

7.6.6.2 Interne Überflutung

Angaben des KKG

Das generelle Vorgehen bei der Analyse interner Überflutungen im Nichtleistungsbetrieb entspricht demjenigen für den Leistungsbetrieb. Für das Auswahlverfahren relevanter Gebäude, die Identifikation von potenziellen Überflutungsbereichen und Überflutungsquellen sowie die Eintrittshäufigkeiten von Leckagen wird auf Informationen und Daten der Analyse für den Leistungsbetrieb zurückgegriffen. Alle im Stillstandsmodell abgebildeten Komponenten werden in die Analyse einbezogen. Zusätzlich notwendige Informationen, speziell für den Nichtleistungsbetrieb, sind anhand einer während des Stillstands durchgeführten Begehung gesammelt worden.

Nach dem qualitativen Auswahlverfahren verbleiben Überflutungsszenarien im Nebenkühlwasserpumpenhaus, im Maschinenhaus und im Ringraum.

Flutszenarien im Nebenkühlwasserpumpenhaus haben über den Verlust des Systems, das die Überflutung verursacht, hinaus keine weiteren Auswirkungen. Da deren Eintrittshäufigkeiten um mehrere Grössenordnungen geringer ist als diejenigen der auslösenden Ereignisse, die den Verlust des jeweiligen Systems beschreiben, werden die Überflutungsszenarien unter diesen auslösenden Ereignissen subsumiert.

Für das Maschinenhaus wird konservativ angenommen, dass alle Szenarien, in denen sich die Überflutung über den ursprünglichen Raum hinaus ausbreiten kann, alle PSA-Komponenten im Maschinenhaus ausfallen lassen. Mit diesem Ansatz werden die meisten dieser Szenarien zu einem einzigen zusammengefasst. Flutszenarien mit dem konventionellen Nebenkühlwassersystem als Überflutungsquelle werden analog zu einem zweiten Szenario zusammengefasst, da diese zusätzlich das konventionelle Nebenkühlwassersystem ausfallen lassen. Ein drittes Szenario im Maschinenhaus ergibt sich aufgrund möglicher menschlicher Fehlhandlungen während der Wartung des Kondensators.

Für den Ringraum wird ein ähnlicher Ansatz wie für das Maschinenhaus gewählt: Alle Szenarien, in denen sich die Überflutung über den ursprünglichen Raum hinaus ausbreiten kann, werden zu einem Szenario zusammengefasst, welches alle PSA-Komponenten auf der Ebene –6 m des Ringraums ausfallen lässt. Für Überflutungen durch Brüche von Leitungen des Löschwassersystems im Ringraum werden Personalhandlungen zur Isolation dieser Überflutungsquelle berücksichtigt. Für die Wahrscheinlichkeit, dass eine solche Überflutung nicht innerhalb von 30 min isoliert werden kann, wird eine Wahrscheinlichkeit von 0,01 verwendet. Es wird ausserdem abgeschätzt, dass diese Überflutungsquellen innerhalb von 30 min nicht zur Beschädigung von Komponenten führen.

Das KKG weist einen FDF-Beitrag von $8{,}73 \times 10^{-8}$ pro Jahr für die Ereigniskategorie interne Überflutungen aus. Davon entfällt ein Beitrag von $8{,}57 \times 10^{-8}$ pro Jahr auf das zusammenfassende Szenario, dem ein Ausfall aller Komponenten der –6-m-Ebene des Ringraums zugeordnet ist.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse interner Überflutungen während des Nichtleistungsbetriebs ist grundsätzlich systematisch durchgeführt und gut dokumentiert.

Die abdeckende Annahme, dass eine Überflutung mit genügend Wasserinventar auf der –6-m-Ebene des Ringraums zum Ausfall aller Komponenten auf dieser Ebene führt, erachtet das ENSI grundsätzlich als akzeptabel, wenngleich die Nichtberücksichtigung der Unterteilungen dieser Ebene zu einer Überschätzung des FDF-Beitrags führt. Das Ergebnis, dass Überflutungen im Ringraum das Risiko durch interne Überflutungen während des Nichtleistungsbetriebs dominieren, spiegelt wider, dass sich dort auf der –6-m-Ebene sämtliche Pumpen für die Nachwärmeabfuhr sowie alle Pumpen des nuklearen Zwischenkühlsystems befinden.

Betreffend Zuverlässigkeit von Personalhandlungen hat das ENSI jedoch Verbesserungsbedarf identifiziert: Die Annahme, dass die Flutquelle in den entsprechenden Szenarien mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,01 nicht innerhalb von 30 min isoliert werden kann, wird nicht ausreichend begründet.

Bei realistischer Ermittlung der Personalhandlungszuverlässigkeit erwartet das ENSI weiterhin keinen bedeutenden FDF-Beitrag durch interne Überflutungen.

7.6.7 Externe Ereignisse

Angaben des KKG

Erdbeben

Das KKG verwendet die Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015. Die Häufigkeiten der seismischen auslösenden Ereignisse aus der Leistungs-PSA werden mittels Split Fractions im Ereignisbaum proportional zur Dauer der jeweiligen Betriebszustände angepasst. Die Modellierung der erdbebenspezifischen Auswirkungen für Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb ist grundsätzlich identisch. Die im Modell für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes vorgenommenen Anpassungen betreffen insbesondere den Absturz des Gebäudekrans und den Absturz der Brennelement-Lademaschine. Als Folge dieser Abstürze wird im Modell für den Nichtleistungsbetrieb direkter Brennstoffschaden angenommen, da die Betonabdeckung oberhalb der Reaktorgrube meist entfernt ist.

Die durch Erdbeben verursachte Brennstoffschadenshäufigkeit wird in der GPSA2019 mit $2{,}49 \times 10^{-7}$ pro Jahr angegeben, was einem Anteil von ungefähr 4 % der Gesamt-FDF entspricht. Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,8 g bis 1,1 g tragen etwa 23 % zur seismisch bedingten FDF bei.

Extreme Winde

Die Nichtleistungs-PSA verwendet für die auslösenden Ereignisse dieselben Definitionen und Häufigkeiten wie im Leistungsbetrieb. Die Fragilities werden ebenfalls übernommen. Für extreme Winde beträgt die FDF $1{,}69 \times 10^{-6}$ pro Jahr. Dies entspricht 27,55 % der gesamten FDF.

Tornados

Das KKG verwendet denselben Ansatz zur Bestimmung der Tornado-Auftreffenshäufigkeiten wie in der PSA zur Bewertung des Leistungsbetriebes. Die Auswirkungen auf die Anlage unterscheiden sich nicht im Vergleich mit dem Leistungsbetrieb und die Fragilities für die Bewertung der Tornadofestigkeit werden ebenfalls übernommen. Für Tornados beträgt die FDF $3{,}69 \times 10^{-8}$ pro Jahr. Dies entspricht einem Anteil von 0,60 % an der gesamten FDF.

Externe Überflutung

Die externe Überflutungsanalyse für den Nichtleistungsbetrieb basiert auf jener für den Leistungsbetrieb. Die direkten Auswirkungen der meteorologischen Überflutung auf die Anlage sind grundsätzlich dieselben wie im Leistungsbetrieb. Die Eintrittshäufigkeit der Überflutungsereignisse wird über das Jahr hinweg als konstant angenommen. Der FDF-Beitrag durch externe Überflutung beträgt $1{,}43 \times 10^{-7}$ pro Jahr. Das entspricht einem Anteil von 2,33 % an der gesamten FDF.

Unfallbedingter Flugzeugabsturz

In den Analysen zum unfallbedingten Flugzeugabsturz im Nichtleistungsbetrieb wird das gleiche Verfahren verwendet wie im Leistungsbetrieb. Der FDF-Beitrag des unfallbedingten Flugzeugabsturzes beträgt $4{,}94 \times 10^{-9}$ pro Jahr.

Andere externe Ereignisse

Als weitere externe Gefährdungen sind in der PSA für den Nichtleistungsbetrieb die Verstopfung der Wasserfassungen und die Transport- und Industrieunfälle relevant.

Verstopfung der Wasserfassungen: Die Ausführungen in Kap. 7.3.6.6 gelten auch für den Nichtleistungsbetrieb. Der Beitrag zur FDF der Verstopfung der Wasserfassungen beträgt $5{,}03 \times 10^{-9}$ pro Jahr.

Transport- und Industrieunfälle ausserhalb der Anlage: Folgende Gefährdungen für den Standort Gösgen wurden betrachtet:

- Chemikalien, die an den Industriestandorten in der Umgebung des KKG gelagert werden;

- Chemikalien, die in Kesselwagen auf der Eisenbahn südlich und nördlich des KKG-Standorts transportiert werden;
- Chemikalientransporte in Kesselwagen auf Strassen südlich und nördlich des KKG-Geländes;
- Erdgasleitungen auf der Nordseite des Standorts.

Der Beitrag zur FDF von Transport- und Industrieunfällen ausserhalb der Anlage beträgt $1{,}15 \times 10^{-8}$ pro Jahr. Der grösste Unterschied zwischen Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb ist, dass die Gebäude ZA und ZB während des Stillstands zeitweise geöffnet sind. Daher sind während des Nichtleistungsbetriebs (FDF) die Auswirkungen auf das Risiko relevanter als während des Leistungsbetriebs.

Beurteilung des ENSI

Erdbeben

Die in der GPSA2019 im seismischen Modell für Nichtleistungsbetrieb gegenüber dem Leistungsbetrieb vorgenommenen Anpassungen sind angemessen und plausibel. Da sich die beiden Erdbebenanalysen in hohem Masse entsprechen, gilt für die Beurteilung der Analyse für Nichtleistungsbetrieb analog auch die Beurteilung des ENSI für Leistungsbetrieb.

In der Aktionsliste hat das ENSI gefordert, dass der für die Erdbeben-PSA für die Bewertung des Leistungsbetriebes identifizierte Verbesserungsbedarf ebenfalls für das PSA-Modell zur Bewertung des Nichtleistungsbetriebes vorzunehmen ist.

Nach Einreichung der GPSA2019 hat das KKG einige Fragilities verfeinert, aber noch nicht im Stillstandsmodell berücksichtigt. Analog zum Leistungsbetrieb ist zu erwarten, dass sich die seismisch bedingte FDF bei Berücksichtigung dieser neuen Fragilities erhöhen wird.

Extreme Winde

Es fehlt die in der Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.6.3 Bst. l geforderte Bewertung der unterschiedlichen Gegebenheiten im Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb. Da die Annahmen aus dem Leistungsbetrieb für den Nichtleistungsbetrieb übernommen werden, gelten die für den Leistungsbetrieb identifizierten Verbesserungspunkte auch hier.

Es fällt auf, dass sich der ausgewiesene Wert der FDF von $1{,}69 \times 10^{-6}$ pro Jahr nur unwesentlich von jenem der CDF unterscheidet (siehe Kap. 7.3.6.3) und dies, obwohl sich das KKG etwa um einen Faktor 10 häufiger im Leistungs- als im Nichtleistungsbetrieb befindet. Dies ist massgeblich auf den windbedingten Einsturz des Kühlturms in ungünstiger Richtung mit den angenommenen Folgen, Ausfall des nuklearen Nebenkühlwassersystems sowie Unverfügbarkeit der externen Stromversorgung, zurückzuführen. Da mit diesen Ausfällen im Revisionsstillstand die verkürzte Nachkühlkette nicht als Alternative zur Verfügung steht, ergibt sich ein relevanter Beitrag der extremen Winde zur FDF.

Tornados

Es fehlt die in der Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.6.4 Bst. k geforderte Bewertung der unterschiedlichen Gegebenheiten zwischen Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb. Da die Annahmen aus dem Leistungsbetrieb für den Nichtleistungsbetrieb übernommen werden, gelten die bei der Bewertung des Leistungsbetriebes identifizierten Verbesserungspunkte wiederum auch hier.

Das ENSI erachtet den ausgewiesenen Beitrag durch Tornados an die FDF als möglicherweise unterschätzt, insbesondere wegen der zu gering angesetzten Auftreffenshäufigkeiten von Tornados am Standort KKG. Nach einer Überarbeitung des PSA-Modells, basierend auf der aktualisierten Richtlinie ENSI-A05, rechnet das ENSI mit einem grösseren Risikobeitrag durch Tornados.

Externe Überflutung

Eine Analyse zu möglichen Wassereindringpfade, die nur während des Nichtleistungsbetriebes möglich sind, fehlt in der GPSA2019. Das ENSI geht jedoch davon aus, dass im Falle eines meteorologischen Hochwassers ausreichend Zeit besteht, um allfällige Eindringpfade zu schliessen. Das ENSI rechnet deshalb nicht damit, dass der FDF-Beitrag durch externe Überflutungen, basierend auf der zugrunde gelegten Gefährdung, optimistisch ist.

In der Aktionsliste hat das ENSI gefordert, dass der für die PSA zur externen Überflutung für die Bewertung des Leistungsbetriebes identifizierte Verbesserungsbedarf ebenfalls für das PSA-Modell zur Bewertung des Nichtleistungsbetriebes umzusetzen ist.

Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Es gilt die Bewertung für den Leistungsbetrieb. Ein dominanter FDF-Beitrag durch unfallbedingte Flugzeugabstürze ist nicht zu erwarten.

Weitere externe Ereignisse

Die ENSI-Bewertung zur Verstopfung der Wasserfassungen in Kap. 7.3.6.6 gilt auch für den Nichtleistungsbetrieb. Unklar ist jedoch, weshalb die ausgewiesene Eintrittshäufigkeit der Verstopfung der Wasserfassungen für die Nichtleistungs-PSA grösser ist als für die Leistungs-PSA. Da die Verstopfung der Wasserfassungen nur im Falle einer Reihe von weiteren, unabhängigen Ausfällen zum Brennstoffschaden führen kann, ist die angegebene, geringe FDF jedoch plausibel.

Bezüglich von Transport- und Industrieunfällen ausserhalb der Anlage sind die angegebenen Erläuterungen zu den Unterschieden zwischen Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb nachvollziehbar.

7.6.8 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb

Angaben des KKG

In der GPSA2019 wird eine mittlere FDF von $6{,}15 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen. Die Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien sind in Tabelle 7-9 aufgeführt.

Tabelle 7-9: Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur FDF

Zusammenfassungen	Ereigniskategorie	Mittlere FDF [1/a]	Anteil [%]
Interne Ereignisse	Transienten	$5{,}54 \times 10^{-7}$	9,01
	Kühlmittelverluste	$1{,}19 \times 10^{-6}$	19,35
	Total	**$1{,}74 \times 10^{-6}$**	**28,36**
Interne systemübergreifende Ereignisse	Interne Brände	$2{,}17 \times 10^{-6}$	35,33
	Interne Überflutungen	$8{,}78 \times 10^{-8}$	1,43
	Total	**$2{,}26 \times 10^{-6}$**	**36,76**
Externe Ereignisse	Erdbeben	$2{,}49 \times 10^{-7}$	4,05
	Extreme Winde und Tornados	$1{,}73 \times 10^{-6}$	28,15
	Externe Überflutungen	$1{,}43 \times 10^{-7}$	2,33
	Flugzeugabstürze	$4{,}94 \times 10^{-9}$	0,08
	Andere externe Gefährdungen	$1{,}65 \times 10^{-8}$	0,27
	Total	**$2{,}14 \times 10^{-6}$**	**34,88**
Alle Ereignisse	**Gesamt**	**$6{,}15 \times 10^{-6}$**	**100,00**

Die grössten Beiträge stammen von internen Bränden (35,33 %), extremen Winden und Tornados (28,15 %) sowie Kühlmittelverlusten (19,35 %). Insgesamt tragen die internen Ereignisse (28,36 %) etwas weniger zur gesamten FDF bei als die internen systemübergreifenden Ereignisse (36,76 %) und die externen Ereignisse (34,89 %), welche beide ähnlich grosse Anteile an der FDF ergeben.

Gemäss GPSA2019-Importanzanalyse sind von den Anlagenteilen insbesondere die Not – und Notstandnotstromversorgung relevant. Als wichtigste Personalhandlungen wurden die Notbespeisung der Dampferzeuger vor dem Ansprechen der Druckhaltersicherheitsventile sowie die Noteinspeisung von Kühlwasser in den RDB bestimmt.

Beurteilung des ENSI

Die Stufe-1-PSA zur Bewertung des Nichtleistungsbetriebes berücksichtigt die relevanten Störfälle. Die verwendeten Methoden und Daten entsprechen grundsätzlich dem Stand der Technik. Die Dokumentation der Studie ist im Allgemeinen nachvollziehbar.

Das Modell für den Nichtleistungsbetrieb berücksichtigt grundsätzlich die spezifischen Anlagenkonfigurationen und Gegebenheiten während des Revisionsstillstandes. Die Vorgehensweise bei der Modellierung der Unfallabläufe entspricht im Allgemeinen derjenigen des Leistungsbetriebs. In diesen Fällen gelten dieselben Kritikpunkte wie bei der PSA zur Bewertung des Leistungsbetriebs.

Es fällt auf, dass die ausgewiesene FDF für extreme Winde und Tornados mit einem Wert von $1{,}69 \times 10^{-6}$ pro Jahr einen bedeutenden Anteil (28,15 %) zur CDF beiträgt. Grund hierfür sind die Annahmen zu den Auswirkungen eines Kühlturmeinsturzes. Bei ungünstiger Fallrichtung wird das Versagen des nuklearen Nebenkühlwassersystems angenommen sowie die Unverfügbarkeit der verkürzten Nachkühlkette. Ansonsten führt der hohe Redundanzgrad der Anlage dazu, dass keine einzelne Komponente einen unerwartet grossen Einfluss auf die FDF hat.

Die vom KKG ausgewiesene mittlere FDF ist ca. 25 % kleiner als die mittlere CDF. Eine im Vergleich zur CDF geringere FDF ist aus Sicht des ENSI grundsätzlich erwartbar und folglich plausibel.

Das ENSI schätzt, dass die FDF auch nach der Umsetzung des identifizierten Verbesserungspotenzials unter dem Schwellenwert, welcher in der Richtlinie ENSI-A06 Kap. 6.1 Bst. a Ziff. 2 festgelegt ist (FDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr), liegen wird.

Betreffend die Ausgewogenheit der Risikobeiträge der auslösenden Ereigniskategorien enthält die Richtlinie ENSI-A06 keine expliziten Anforderungen für die FDF. Die Beurteilung stützt sich deshalb sinngemäss auf die für die CDF geltenden Kriterien (siehe Richtlinie ENSI-A06 Kap. 6.2) ab. Die Resultate der Stillstands-PSA halten die Kriterien für die Ausgewogenheit der Risikobeiträge der auslösenden Ereigniskategorien ein.

Es kann davon ausgegangen werden, dass die Anlagenänderungen, welche sich positiv auf die CDF ausgewirkt haben (siehe Kap. 7.3.7), auch eine risikoreduzierende Wirkung auf die FDF haben. Zusätzlich risikoreduzierend ist, dass im Nachgang an die zu den Ereignissen in Fukushima eine zweite Leitung für die Einspeisung ins Brennelementlagerbecken installiert wurde.

7.7 Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb

Die Kernenergieverordnung KEV verlangt eine Stufe-2-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes. International gesehen ist die Erstellung einer umfassenden Stufe-2-PSA für den Anlagenstillstand wenig verbreitet. Im Rahmen der PSÜ 2018 hat das KKG eine überarbeitete, vollständige Stufe-2-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes eingereicht. Das Vorgehen bei der Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb ist dasselbe wie bei der Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb. Sie basiert auf der Stufe-1-PSA der GPSA2019 für die Bewertung des Leistungsbetriebes.

7.7.1 Analysen

Angaben des KKG

Für die aus der Stufe-1-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes resultierenden Unfallsequenzen werden in Abhängigkeit der Merkmale Druck im Reaktorkühlsystem, Status des Containments, Ort des Schadens (RDB oder Brennelementbecken), Eintretenszeitpunkt des Unfalls während dem Stillstand und Schaden durch herabfallende Objekte, verschiedene Brennstoffschadenszustände der Anlage (plant damage states, PDS) definiert.

Das PSA-Modell der Stufe 2 für den Stillstand folgt derselben Ereignisbaumstruktur wie dasjenige für den Leistungsbetrieb, mit entsprechend angepassten Wahrscheinlichkeiten. Der Erfolg des manuellen Schliessens der zu Störfallbeginn offenen Containmentschleusen und -durchdringungen wird auf Basis der jeweiligen Sequenz des Modells der Stufe 1 bestimmt. Die betrachteten Schwerunfall-Phänomene entsprechen denjenigen des Leistungsbetriebs, wobei spezielle Gegebenheiten, wie beispielsweise der zeitweise gelöste RDB-Deckel, der bei einer Dampfexplosion zum Geschoss werden könnte, auf ihren Einfluss untersucht werden.

Wie bei der PSA für den Leistungsbetrieb dient das Programm MELCOR der Analyse der Schwerunfall-Phänomenologie und der Ermittlung der Quellterme. Die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien basieren auf den Ergebnissen von 2 der 18 durchgeführten MELCOR-Rechnungen, sodass die übrigen 16 Berechnungen keinen Einfluss auf die Stillstands-PSA haben. Neuere Versionen von MELCOR berücksichtigen insbesondere in den letzten Jahren gewonnene Erkenntnisse zum Verhalten von Kernbrennstoff bei Oxidation in Luft. Das KKG hat bereits ein Modell auf Basis einer aktuellen Programm-Version erstellt, das jedoch nicht mehr zur Anwendung für die vorliegende PSA kam.

Die Freisetzungskategorien unterscheiden danach, ob der Störfall vor oder ab dem Brennstoffladen stattfindet, um Nuklidinventar und Nachzerfallswärme des Brennstoffs abbilden zu können. Weiterhin wurden gesonderte Freisetzungskategorien für Brennstoffschaden im Brennelementlagerbecken, gegebenenfalls gleichzeitig mit Brennstoffschaden im Reaktordruckbehälter, geschaffen. Die Häufigkeiten der dabei quantifizierten Freisetzungskategorien sind in Tabelle 7-10 dargestellt. Zur Freisetzungshäufigkeit des Nichtleistungsbetriebs tragen zudem Schwachlastzustände mit Kühlung über die Dampferzeuger bei, die mit dem Modell für den Leistungsbetrieb quantifiziert werden.

Tabelle 7-10: KKG-Freisetzungskategorien, die im Stillstand zu grossen frühen Freisetzungen beitragen

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Häufigkeit [1/a] Anteil
RCB1E	RDB-Versagen vor Brennstoffladen, frühes Containmentversagen, frühe grosse Freisetzung	$1{,}11 \times 10^{-8}$ 0,3 %
RCB1L	RDB-Versagen während oder nach Brennstoffladen, frühes Containmentversagen, frühe grosse Freisetzung	$1{,}67 \times 10^{-6}$ 47,6 %
RCJ1E	RDB-Versagen vor Brennstoffladen, frühe Freisetzung durch Bypass in den Ringraum, frühe grosse Freisetzung	$8{,}35 \times 10^{-8}$ 2,4 %
RCJ1L	RDB-Versagen während oder nach Brennstoffladen, frühe Freisetzung durch Bypass in den Ringraum, frühe grosse Freisetzung	$1{,}33 \times 10^{-6}$ 37,9 %
CDALRB1E	Kein RDB-Versagen vor Brennstoffladen, Containment nicht isoliert, grosse Freisetzung	$1{,}84 \times 10^{-10}$ 0,0 %
CDALRB1L	Kein RDB-Versagen während oder nach Brennstoffladen, Containment nicht isoliert, grosse Freisetzung	$3{,}24 \times 10^{-7}$ 9,2 %
FDPOOL1	Brennstoffschaden im Brennelementbecken, frühe grosse Freisetzung	$6{,}71 \times 10^{-8}$ 1,9 %
FDBOTH1	Brennstoffschaden in RDB und Brennelementbecken, frühe grosse Freisetzung	$2{,}01 \times 10^{-8}$ 0,6 %
Total		**$3{,}51 \times 10^{-6}$**

Die HRA für Handlungen, die Bestandteile der PSA-Stufe-2-Unfallablaufanalysen für den Nichtleistungsbetrieb sind (z. B. das Schliessen grösserer Öffnungen am Containment), erfolgte entsprechend den Angaben der PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb (Kap. 7.4.3).

Beurteilung des ENSI

Die Dokumentation der Unfallablaufanalyse ist im Wesentlichen adäquat für eine Stufe-2-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes.

Die Methode zur Bestimmung der Quellterme entspricht dem Stand der Technik. Die ermittelten Quellterme basieren auf anlagenspezifischen Berechnungen und werden detailliert dargestellt. Die Zuordnung der Endzustände von den Unfallabläufen zu den Freisetzungskategorien ist plausibel. Für die HRA gilt die für den Leistungsbetrieb (Stufe 1) dargelegte Beurteilung (Kap. 7.3.2).

Die Verbesserungspunkte, welche für die Stufe-2-PSA zur Bewertung des Leistungsbetriebes identifiziert wurden, gelten meist auch für die Stufe-2-PSA zur Bewertung des Nichtleistungsbetriebes. Darüber hinaus hat das ENSI folgende Verbesserungspunkte identifiziert:

- Das KKG berücksichtigt einige Merkmale gemäss Richtlinie ENSI-A05 Kap. 5.1 zur Definition der PDS (wie den Zustand der Sicherheitssysteme und den Freisetzungspfad) nicht. Dies erschwert die Auswertung der Resultate von den Unfallabläufen.
- Es wurde zwar eine genügende Anzahl von anlagenspezifischen MELCOR-Analysen vorgenommen, jedoch gingen aus Sicht des ENSI zu wenige in die tatsächliche Bestimmung der Quellterme ein, um diese genügend anlagenspezifisch zu bestimmen. Es werden in vielen Fällen Freisetzungen durch sehr verschiedene Pfade in gemeinsamen Freisetzungskategorien zusammengefasst. Dies macht es schwer, die Ergebnisse zu deuten und die Eignung der MELCOR-Berechnungen für den jeweiligen Quellterm zu prüfen.
- Der Inhalt des Brennelementbeckens wird in MELCOR entsprechend den begrenzten Möglichkeiten früherer Programmversionen als Kern eines Siedewasserreaktors dargestellt, statt die vorhandene Möglichkeit zur Modellierung der Lagergestelle zu nutzen, und verschiedene Modellierungen des Brennstoffverhaltens wurden seither fortentwickelt. Dies führt zu verschiedenen Einschränkungen in der Darstellung der Schwerunfall-Phänomene.
- Es fehlt eine Berücksichtigung der Freisetzung von Cäsium als Molybdat in den MELCOR-Berechnungen.

Insgesamt sind die Analysen des KKG zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs akzeptabel.

7.7.2 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb

Angaben des KKG

Basierend auf den Quelltermen wird ermittelt, ob eine Freisetzungskategorie die Kriterien für eine grosse frühe Freisetzung bei Stillstand (shutdown large early release frequency, SLERF) erfüllt. Unfallsequenzen, welche innerhalb der ersten 10 h nach Kernschaden mehr als 2×10^{15} Bq Iod-131 in die Umgebung freisetzen, werden zur SLERF gezählt. Die SLERF beträgt gemäss GPSA2019 $3{,}51 \times 10^{-6}$ pro Jahr.

Wie Tabelle 7-11 zeigt, wird die SLERF von internen Bränden und Extremwinden dominiert. Bei den internen Ereignissen tragen Kühlmittelverluststörfälle und Transienten ähnlich bei.

Unter den auf den Ausfall einzelner Komponenten bezogenen Basisereignissen tragen vor allem die Dieselgeneratoren und einzelne Komponenten der Nachwärmeabfuhr zur SLERF bei. Bezüglich der aus Sicht der PSA relevanten Personalhandlungen sind insbesondere die Inbetriebnahme der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr, die Nachspeisung von Kühlmittel in den RDB bei nicht isolierbaren Lecks, die Wiederherstellung der primärseitigen Nachwärmeabfuhr, das Wiederauffüllen des RDB zur Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr sowie die Wiederherstellung der primärseitigen Nachwärmeabfuhr nach deren Isolation zu nennen.

Tabelle 7-11: SLERF-Beiträge der verschiedenen Ereigniskategorien

Zusammenfassungen	Ereigniskategorie	Mittlere SLERF [1/a]	Anteil [%]
Interne Ereignisse	Transienten	$3{,}21 \times 10^{-7}$	9,15
	Kühlmittelverluste	$4{,}95 \times 10^{-7}$	14,12
	Total	**$8{,}16 \times 10^{-7}$**	**23,27**
Interne systemübergreifende Ereignisse	Interne Brände	$1{,}27 \times 10^{-6}$	36,17
	Interne Überflutungen	$5{,}57 \times 10^{-8}$	1,59
	Total	**$1{,}32 \times 10^{-6}$**	**37,76**
Externe Ereignisse	Erdbeben	$1{,}97 \times 10^{-7}$	5,62
	Extreme Winde und Tornados	$1{,}07 \times 10^{-6}$	30,54
	Externe Überflutungen	$8{,}75 \times 10^{-8}$	2,49
	Flugzeugabstürze	$3{,}86 \times 10^{-9}$	0,11
	Andere externe Gefährdungen	$7{,}25 \times 10^{-9}$	0,21
	Total	**$1{,}37 \times 10^{-6}$**	**38,97**
Alle Ereignisse	**Gesamt**	**$3{,}51 \times 10^{-6}$**	**100,00**

Bei der Vorgängerstudie SPSA2016 war im Rahmen von Sensitivitätsstudien ermittelt worden, dass die spätere Öffnung und die frühere Schliessung von Containment-Entwässerungsleitungen oder Vorschriften zu deren fernbetätigter Schliessung im Störfall eine Senkung der SLERF in der Grössenordnung von 10^{-6} pro Jahr bewirken können. Erstere Massnahme wird als tendenziell wirksamer erachtet, da sie nicht von Stromversorgungen abhängig ist. Den passiven Wasserstoff-Rekombinatoren wird eine Senkung der SLERF um einige Promille zugeschrieben. Dabei wird eine deutliche Reduktion der Unsicherheit der Integrität des Containments angenommen, da vermiedene Wasserstoffverbrennungen die Rückhaltefunktion des Containments nicht beeinträchtigen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb überprüft. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Die Ereignisbäume der Stufe-2-PSA sind übersichtlich und verständlich dokumentiert. Die relevanten Phänomene werden berücksichtigt.
- Die Anteile der auslösenden Ereignisse an der SLERF sind sehr ähnlich wie bei der FDF verteilt. Es gibt also keine Hinweise darauf, dass ein quantitativ bedeutendes auslösendes Ereignis mit besonderen Schwierigkeiten bei der Aktivitätsrückhaltung verbunden wäre. Das Verhältnis von SLERF zu FDF ist markant höher als das bei Volllast entsprechende Verhältnis von LERF zu CDF. Erwartungsgemäss ist, wegen des temporär planmässig geöffneten Containments, die Rückhaltung radioaktiven Materials im Containment im Stillstand weniger verlässlich.
- Im Vergleich zur PSA für den Leistungsbetrieb haben viele Personalhandlungen eine hohe Importanz. Man erkennt einen geringeren Automatisierungsgrad der Störfallbeherrschung im Stillstand.

Im Rahmen einer Sensitivitätsstudie folgert das KKG, dass sich durch Absperrung der Containment-Entwässerungsleitungen ab Betriebszustand C11 eine Reduktion der SLERF um die Hälfte erzielen lässt. Hieraus ergibt sich, dass Verbesserungen an der Schliessung der Containment-Entwässerungsleitungen in diesem Zusammenhang wertvoll sein können.

Ferner ist aus dem Modell ersichtlich, dass in den Betriebszuständen C12 und C13 die Materialschleuse des Containments nicht als geschlossen modelliert wird. Stichprobenartige Prüfungen der Revisionsabstellprogramme ergaben, dass in diesen Zuständen die Materialschleuse geschlossen ist. Die führenden Beiträge zur

SLERF stammen zum grossen Teilen aus den Betriebszuständen C12 und C13. Eine Modellanpassung an die Praxis bzw. eine realistischere Modellierung würde daher aller Voraussicht nach eine Reduktion der SLERF bewirken, da für diese Zustände zu Störfallbeginn im Modell von einer weitestgehend vorliegenden Rückhaltefunktion des Containments auszugehen ist und somit keine zeitaufwändige Handmassnahme zum Schliessen einer grösseren Containment-Öffnung erforderlich ist.

Forderung 7-2 (Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb)

Es sind folgende Abklärungen im Zusammenhang mit der Minimierung des Freisetzungsrisikos während des Stillstands durchzuführen:

a) Das KKG hat eine Minimierung des Freisetzungsrisikos aufgrund der geöffneten Containment-Entwässerungsleitungen im Stillstand zu prüfen. Hierzu ist:

   I. zu prüfen, ob die für die unterschiedlichen Konfigurationen getroffenen Modellannahmen den tatsächlichen Anlagenzustand geeignet repräsentieren. Sofern dies nicht der Fall ist, ist das Modell entsprechend anzupassen;

   II. zu prüfen, ob das Revisionsabstellprogramm so angepasst werden kann, dass vor Übergang in die Konfiguration C11 die Containment-Entwässerungsleitungen geschlossen werden.

   III. abzuklären, ob die Störfallvorschriften, welche für die in den Konfigurationen C8 bis C13 ausgelösten Störfälle anzuwenden sind, durch Anweisungen zum Schliessen der Containment-Entwässerungsleitungen anzupassen sind.

b) Bezüglich der Betriebszustände C12 und C13 ist zu prüfen, ob die Modellannahme, dass für diese Betriebszustände das Containment offen ist, der Betriebserfahrung und den Regelungen des Betriebshandbuches entspricht. Sofern dies nicht der Fall ist, ist das Modell entsprechend anzupassen.

Termin: 31.12.2024.

7.8 Anwendungen der PSA

Angaben des KKG

Sicherheitsniveau der Anlage

Das KKG weist eine mittlere CDF von 7,91 × 10^{-6} pro Jahr und eine mittlere LERF von 2,50 × 10^{-6} pro Jahr für die Bewertung des Leistungsbetriebes aus. Die für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes ausgewiesene mittlere FDF beträgt 6,15 × 10^{-6} pro Jahr.

Die CDF und die FDF liegen unter dem vom ENSI in der Richtlinie ENSI-A06 festgelegten Schwellenwert von 1 × 10^{-5} pro Jahr, bei dem risikoreduzierende Massnahmen zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen sind. Die LERF hingegen überschreitet den entsprechenden Schwellenwert von 1 × 10^{-6} pro Jahr. Das KKG diskutiert risikoreduzierende Massnahmen und hat mit deren Umsetzung begonnen, wie zum Beispiel mit der Erweiterung der Notstandsysteme (ERNOS), der Modernisierung bzw. dem Austausch der Leittechnik (LETA) sowie diversen seismischen Ertüchtigungen. Mit der Realisierung der vorgesehenen Nachrüstungen erwartet das KKG nach aktuellem Kenntnisstand eine LERF im Bereich von 10^{-6} pro Jahr.

Ausgewogenheit der Risikobeiträge

Erdbeben ist mit einem Anteil von ca. 40 % die Ereigniskategorie mit dem grössten Beitrag zur CDF. Gemäss Richtlinie ENSI-A06 ist daher kein Risikobeitrag der auslösenden Ereigniskategorien als unausgewogen zu bezeichnen und es ist diesbezüglich zur Erfüllung der Ausgewogenheit nicht notwendig, risikoreduzierende Massnahmen zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.

Komponentenimportanz

Es werden einige hundert Komponenten identifiziert, die aus Sicht der PSA von risikotechnischer Bedeutung sind bzw. einen RAW von mehr als 2 oder eine FVI von mehr als 10^{-3} besitzen. Bei der Berechnung der Importanzen werden CCF berücksichtigt. Durch die FVI werden hauptsächlich Komponenten der Notstromversorgung und der primär- und sekundärseitigen Nachkühlung identifiziert, durch den RAW zusätzlich auch solche aus dem Reaktorschutz und der Reaktivitätskontrolle.

Klassierung

Das KKG hat einzelne Komponenten identifiziert, die nach Richtlinie ENSI-A06 Kap. 6.5 von sicherheitstechnischer Bedeutung und gleichzeitig unklassiert sind. Es wird mit den Abteilungen, welche für die Betreuung der jeweiligen Komponenten zuständig sind, eine Neuklassierung gemäss Richtlinie ENSI-G01 erwogen.

Alterungsüberwachung

Zur Alterungsüberwachung wird das Aufkommen an Störungsmeldungen für ausgewählte Komponenten über die Betriebszeit mittels verschiedenen statistischen Methoden auf Veränderungen untersucht. Es werden keine relevanten Anzeichen für steigende Fehlerraten erkannt.

Vollständigkeit und Ausgewogenheit der «Technischen Spezifikation»

Aus der Betrachtung der Liste der Komponenten, welche aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, wird geschlossen, dass die Technische Spezifikation (TS) vollständig ist.

Für die Überprüfung der Ausgewogenheit der zulässigen Reparaturzeiten wird die ICCDP (incremental conditional core damage probability) herangezogen. Die ICCDP einer Komponentenunverfügbarkeit ist gleich dem Produkt aus der Dauer und der Risikoerhöhung der Komponentenverfügbarkeit (siehe Richtlinie ENSI-A06). Das KKG legt für die Bestimmung der aus Sicht PSA zulässigen Reparaturzeit eine ICCDP von 10^{-6} fest, da eine Komponentenunverfügbarkeit, die eine solches Risiko erzeugt, aus risikotechnischer Sicht ein Vorkommnis der Stufe 1 auf der internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (INES) gemäss Richtlinie ENSI-A06 darstellt. Dividiert man den festgelegten ICCDP-Wert durch die Risikoerhöhung, welche sich aus der betrachteten Komponentenunverfügbarkeit ergibt, resultiert die aus Sicht des KKG zulässige Reparaturzeit gemäss PSA. Es zeigt sich, dass die so bestimmten Reparaturzeiten deutlich länger als diejenigen in der gültigen TS sind. Das KKG schliesst hieraus, dass die LCO in der derzeitigen TS aus Sicht der PSA konservativ sind.

Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung

Als Teil der systematischen Sicherheitsüberprüfung hat das KKG eine probabilistische Bewertung der Betriebserfahrungen der Jahre 2008 bis 2017 für den Leistungsbetrieb anhand des aktuellen PSA-Modells durchgeführt. Als Datengrundlage werden die Monats- und Jahresberichte, die Revisionsberichte Technik und die jährlichen Berichte zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrungen der Jahre 2008 bis 2017 verwendet.

Aus Sicht der PSA sind folgende meldepflichtige Vorkommnisse aus dem Überprüfungszeitraum erwähnenswert:

- Zur risikotechnischen Bewertung des Vorkommnisses «Montagefehler des Freilauf-Rückschlagventils RS01S001» vom 24. Juni 2013 wurde postuliert, dass die Notspeisepumpe RS01D001 auf Anforderung ihre Funktion nicht hätte ausführen können.
- Bei der risikotechnischen Bewertung des Vorkommnisses «Befunde beim Brandschutzklappen-Test im Schaltanlagengebäude» vom 15. Dezember 2016 erreichten bei einem Test nicht alle angesteuerten Brandschutzklappen die ZU-Endstellung, respektive sprangen nach dem Schliessen zurück in Richtung AUF.

Diese Vorkommnisse wurden aus risikotechnischer Sicht auf Basis der Richtlinie ENSI-A06 der Stufe INES 0 zugeordnet.

Die Analyse der probabilistischen Sicherheitsindikatoren zeigt, dass das inkrementelle kumulative Risiko beim KKG durch die geplante Instandhaltung (Strangrevisionen) dominiert ist. Aus der Analyse der inkrementellen kumulativen Kernschadenswahrscheinlichkeit ist kein Trend feststellbar. Die Risikospitzen der Jahre 2009 bis 2012 werden durch das Vorkommnis «Montagefehler des Freilauf-Rückschlagventils RS01S001» dominiert, da eine latente Unverfügbarkeit der Notspeisepumpe RS01D001 von der Revision 2007 bis im Juni 2013 angenommen wurde.

Die risikotechnischen Anforderungen gemäss Richtlinie ENSI-A06 Kap. 6.3.2 an die Wartung von Komponenten während des Leistungsbetriebes waren jedes Jahr erfüllt.

Beurteilung des ENSI

Sicherheitsniveau der Anlage

Auch unter Berücksichtigung des vom ENSI identifizierten Verbesserungspotenzials der GPSA2019 sind aus Sicht des ENSI die von der IAEA für bestehende Anlagen empfohlenen probabilistischen Sicherheitsziele deutlich eingehalten. Damit ist auch die Anforderung der Verordnung des UVEK UVEK-G erfüllt, wonach die CDF kleiner als 10^{-4} pro Jahr sein soll.

Aufgrund der identifizierten Verbesserungspunkte zur GPSA2019 ist unklar, ob der Schwellenwert, bei dem gemäss Richtlinie ENSI-A06 die Identifikation von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich ist, bezüglich CDF überschritten wird. Gemäss den vorliegenden Analysen überschreitet jedoch die LERF den entsprechenden Schwellenwert. Das KKG ist auf den Sachverhalt eingegangen. Eine Reihe von Anlagenverbesserungen ist geplant oder befindet sich bereits in Umsetzung. Das ENSI hält eine Risikoreduktion der CDF und der LERF durch die vorgesehenen Nachrüstungen für plausibel.

Ausgewogenheit der Risikobeiträge

Die Risikobeiträge der auslösenden Ereigniskategorien, wie sie die GPSA2019 ausweist, sind gemäss Richtlinie ENSI-A06 als ausgewogen zu bewerten. Jedoch kann aus Sicht des ENSI nicht ausgeschlossen werden, dass nach Umsetzung der zur GPSA2019 identifizierten Verbesserungspunkte die Risikobeiträge der Ereigniskategorien unausgewogen sind und folglich Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen sind. Das KKG ist auf den Sachverhalt eingegangen und ist daran, Anlagenverbesserungen zu planen und umzusetzen, welche dieser Unausgewogenheit entgegenwirken.

Das Verhältnis der mittleren CDF zur $CDF_{Baseline}$ wird vom KKG nicht direkt ausgewiesen. Aufgrund der vorliegenden Daten kann dafür jedoch der Wert 1,02 abgeleitet werden. Dieser Wert zeigt, dass die Instandhaltungsarbeiten (inklusive Strangrevisionen) einen geringen Einfluss auf das Risiko haben bzw. die Betriebserfahrung aus Sicht der PSA gut war.

Komponentenimportanz

Die Vorgehensweise des KKG zur Identifikation der Komponenten, die aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, entspricht für die CDF, die FDF und die LERF der Richtlinie ENSI-A06. Die Ergebnisse der Berechnungen sind plausibel.

Klassierung

Die Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.5.2 Bst. g verlangt die Ausweisung der Komponenten, deren Klassierung nicht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G01 entspricht. Ferner ist darzulegen, nach welchem Prozess die Klassierungsänderung erfolgen soll. Die Umsetzung der aus Sicht der PSA erforderlichen Neuklassierungen steht noch aus und der Prozess hierzu wurde noch nicht definiert.

Alterungsüberwachung

Das ENSI begrüsst die statistische Auswertung von Störungsmeldungen bezüglich PSA-relevanten Komponenten und stimmt den Betrachtungen zur Fehlerrate zu.

Die Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.5.2 Bst. h verlangt die Darlegung der Umsetzung der Alterungsüberwachung von Komponenten, welche gemäss Richtlinie ENSI-A06 von sicherheitstechnischer Bedeutung sind. Eine solche Darlegung ist im Rahmen der PSÜ nicht explizit erfolgt. Aus den Unterlagen geht jedoch hervor, dass die entsprechenden Komponenten im Alterungsüberwachungsprogramm enthalten sind.

Vollständigkeit und Ausgewogenheit der Technischen Spezifikation

Für die Komponenten, welche aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, legt das KKG die Berücksichtigung in der TS nicht systematisch dar. Das ENSI hat jedoch keine Komponenten identifiziert, die gemäss PSA in der TS aufgenommen werden sollen.

Das vom KKG verwendete Verfahren zur Bestimmung der zulässigen Reparaturzeiten aus Sicht der PSA ist nach Auffassung des ENSI grundsätzlich geeignet. Jedoch ist es in der Schweiz Stand der Praxis, nur eine ICCDP von 2×10^{-7} für die risikotechnische Bestimmung der Reparaturzeit zu akzeptieren. Hinzu kommt, dass zur Erfüllung der Forderung der Richtlinie ENSI-A06 nach Ausgewogenheit bezüglich der LERF eine analoge Anwendung des Verfahrens für eine bedingte Wahrscheinlichkeit grosser früher Freisetzungen (ICLERP) von 2×10^{-8} vorgenommen werden muss. Eine Betrachtung der ICLERP fehlt. Unter Anwendung dieser Kriterien bezüglich ICCDP und ICLERP erscheinen einzelne LCO als nicht konservativ. Dies betrifft beispielsweise diejenigen LCO für die Unverfügbarkeit zweier Notstanddieselgeneratoren, zweier Steuerungen eines Frischdampf-Absperrventils, zweier Notspeisebecken, des Notstandsystems, der Abblasestationen, des Gebäudeabschlusses, des Volumenregelsystems oder zweier Nebenkühlkreise.

Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung

Der zusammenfassende Bericht zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung für die Jahre 2008 bis 2017 entspricht im Allgemeinen den Vorgaben der Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-A06.

Die aus Sicht der PSA relevanten Vorkommnisse werden im zusammenfassenden Bericht genannt, mit Ausnahme der Reaktorschnellabschaltung (infolge Schliessen der ISO-Ventile RA01S001 und RA03S001) vom 13. Juli 2015. Das Vorkommnis wies eine inkrementelle kumulative Kernschadenswahrscheinlichkeit von $4{,}69 \times 10^{-8}$ auf. Jedoch kann das ENSI für den oben genannten Überprüfungszeitraum bestätigen, dass auf der INES-Skala keines der Vorkommnisse aus Sicht der PSA (gemäss Richtlinie ENSI-A06) zu einer Einstufung höher als 0 führte, was aus risikotechnischer Sicht auf eine gute Betriebserfahrung hinweist. Bei der Bewertung der Konfigurationen wurden systematisch latente Unverfügbarkeiten berücksichtigt.

Das ENSI stimmt der Schlussfolgerung des KKG zu, dass sich aus den inkrementellen kumulativen Kernschadenswahrscheinlichkeiten kein klarer Trend ergibt. Zum Trend bezüglich der maximalen jährlichen Risikospitzen macht das KKG keine Angaben. Aus den vorliegenden Daten kann jedoch abgeleitet werden, dass kein steigender Trend vorliegt.

Der Einfluss der Wartung von Komponenten auf das Risiko während des Leistungsbetriebs wurde gemäss Vorgaben der Richtlinie ENSI-A06 analysiert und die entsprechenden Anforderungen wurden eingehalten.

7.9 Zusammenfassende Bewertung

Basierend auf der vom KKG eingereichten PSA und den Resultaten der Überprüfung durch das ENSI können zusammenfassend folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Das PSA-Modell und die dazugehörende Dokumentation wurden vom KKG im Rahmen der PSÜ 2018 hinsichtlich der vorgenommenen Anlagenänderungen, der gewonnenen Betriebserfahrung, neu vorliegender Erkenntnisse zu Gefährdungsannahmen sowie der Stellungnahme des ENSI zur PSÜ 2008 umfassend überarbeitet und fristgerecht eingereicht. Somit wurde die PSA gegenüber der GPSA2009 wesentlich verbessert und damit auch ihre Aussagekraft erhöht. Ein bedeutender Verbesserungspunkt der GPSA2019 stellt die revidierte Erdbeben-PSA dar.

  Die PSA der Stufen 1 und 2 zur risikotechnischen Bewertung des Leistungsbetriebs und des Nichtleistungsbetriebs entspricht dem Stand der Technik. Sie berücksichtigt alle wesentlichen Unfallsequenzen (gemäss Richtlinie ENSI-A05) bis zum Kern- bzw. Brennstoffschaden (CDF, FDF) sowie den weiteren Verlauf des Kernschmelzunfalls bis zu einer frühen grossen Freisetzung (LERF) von radioaktiven Stoffen in die Umwelt.

  Das ENSI identifizierte bei gewissen Teilen der umfangreichen PSA-Dokumentation ein Verbesserungspotenzial. Ferner hat das ENSI zu verschiedenen Bereichen der Modellierung Verbesserungsbedarf festgestellt. So liegen zwischenzeitlich weitere überarbeitete Erdbeben-Fragilityanalysen vor, deren Berücksichtigung zu einem Anstieg der CDF und FDF (bzw. der LERF und SLERF) führen wird. Zudem werden die seismischen Versagenswahrscheinlichkeiten im Bereich tiefer Beschleunigungen vereinfacht im PSA-Modell berücksichtigt, wodurch die seismisch bedingte CDF leicht unterschätzt wird. Weiterer Verbesserungsbedarf besteht bei der Brand-PSA, allerdings wird dessen Behebung eher zu einer Verschiebung der Risikobeiträge zwischen Bränden in verschiedenen Anlagenbereichen als zu einer merklichen Erhöhung der CDF oder FDF führen. Eine überarbeitete Tornadoanalyse, basierend auf den Vorgaben der Richtline ENSI-A05, wird zu einer höheren CDF, FDF und LERF führen.

  Insgesamt kann jedoch festgehalten werden, dass die GPSA2019 eine weitgehend aussagekräftige Studie darstellt.

- Zur risikotechnischen Bewertung des Sicherheitsniveaus des Leistungsbetriebes weist das KKG eine mittlere CDF von $7{,}91 \times 10^{-6}$ pro Jahr sowie eine mittlere LERF von $2{,}50 \times 10^{-6}$ pro Jahr aus.

  Auch unter Berücksichtigung des identifizierten Verbesserungspotenzials der GPSA2019 wird aus Sicht des ENSI das von der Verordnung des UVEK UVEK-G vorgegebene und von der IAEA für bestehende Anlagen empfohlene probabilistische Sicherheitsziel einer CDF von kleiner als 10^{-4} pro Jahr deutlich eingehalten.

  Aufgrund der identifizierten Verbesserungspunkte kann nicht ausgeschlossen werden, dass der Schwellenwert bezüglich CDF von 10^{-5} pro Jahr, bei dem gemäss Richtlinie ENSI-A06 die Identifikation von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich ist, überschritten wird. Jedoch ist gemäss den vorliegenden Analysen klar, dass die LERF den entsprechenden Schwellenwert von 10^{-6} pro Jahr überschreitet.

- Zur risikotechnischen Bewertung des Sicherheitsniveaus des Nichtleistungsbetriebes weist das KKG eine mittlere FDF von $6{,}15 \times 10^{-6}$ pro Jahr sowie eine mittlere SLERF von $3{,}51 \times 10^{-6}$ pro Jahr aus.

  Dass die FDF im selben Bereich wie die CDF liegt, resultiert aus Sicht des ENSI aus der teilweise konservativen Modellierung des Stillstandbetriebs. Der Einsatz der verfügbaren Stränge des Nachkühlsystems wird weniger flexibel modelliert, als im Störfall zu erwarten wäre. Das ENSI schätzt, dass die FDF auch nach der Umsetzung aller identifizierten Verbesserungspunkte unter dem Schwellenwert von 10^{-5} pro Jahr, bei dem gemäss Richtlinie ENSI-A06 die Identifikation von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich ist, bleiben wird.

Die SLERF von $3{,}51 \times 10^{-6}$ pro Jahr ist plausibel und lässt die Aktivitätsrückhaltung im Stillstand weniger wirksam erscheinen als im Leistungsbetrieb. Dieser Unterschied kann mittels Verbesserung einiger Containmentabsperrungen möglicherweise verringert werden. Auch würde eine deutliche Reduktion der FDF im Zuge des Abbaus der oben beschriebenen Konservativitäten direkt eine Senkung der SLERF bewirken.

- Zur Ausgewogenheit der Risikobeiträge ergeben sich zusammengefasst nachstehende Erkenntnisse. Erdbeben liefern mit einem Anteil von ca. 40 % den grössten Beitrag zur CDF. Des Weiteren ergeben extreme Winde und Tornados (ca. 22 %), interne Brände (ca. 22 %) sowie Kühlmittelverluststörfälle (ca. 13 %) jeweils bedeutende Beiträge. Auch hier kann gemäss ENSI nicht ausgeschlossen werden, dass die in der Richtlinie ENSI-A06 festgehaltenen Schwellenwerte bezüglich Ausgewogenheit nach Umsetzung der Verbesserungspunkte überschritten werden und folglich Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen sind. Bei den Ergebnissen fällt auf, dass die Ereigniskategorie «extreme Winde und Tornados» einen bedeutenden Beitrag zur CDF liefert. Grund dafür ist, dass bei einem Kühlturmversagen mit ungünstiger Fallrichtung bei Wind konservativ der Ausfall des nuklearen Nebenkühlwassersystems angenommen wird.

  Das Verhältnis der mittleren CDF zur $CDF_{Baseline}$ beträgt 1,02 und zeigt damit den geringen Einfluss der Instandhaltungsarbeiten (inklusive Strangrevisionen) auf das Risiko bzw. die aus Sicht der PSA gute Betriebserfahrung.

  Bei der LERF liefern die Ereigniskategorien «Erdbeben» (ca. 58 %) und «interne Brände» (ca. 37 %) die grössten Beiträge. Es besteht eine auffällige Anhäufung hoher Importanzen im Bereich der Vermeidung und Beherrschung von SBO-Störfällen. Die solchen Störfällen bisher zugemessene Aufmerksamkeit war angemessen und soll weitergeführt werden. Die Häufigkeit grosser früher Freisetzungen beträgt ein Drittel von denjenigen der Kernschäden und ist damit deutlich geringer.

- Aufgrund der CDF, der LERF sowie der Betrachtung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge ist gemäss Richtlinie ENSI-A06 die Identifizierung von Massnahmen zur Reduktion des Risikos und – sofern angemessen – deren Umsetzung gefragt. Das KKG ist auf den Sachverhalt eingegangen. Eine Reihe von Anlagenverbesserungen (seismische Ertüchtigungen, Modernisierung der Leittechnik, Erweiterung des Notstandsystems) sind geplant oder befinden sich in Umsetzung.

Insgesamt kommt das ENSI zum Schluss, dass das KKG bezüglich auslegungsüberschreitender Störfälle einen guten Sicherheitsstatus aufweist. Die bei der Überprüfung der PSA identifizierten Verbesserungspunkte sind in einer Aktionsliste zusammengefasst und vom ENSI gefordert ENSI 2023-05-5.

8 Organisation und Personal

8.1 Organisation des Bewilligungsinhabers

8.1.1 Eigentumsverhältnisse und Organisationsstruktur

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht [BER-C-92657].

Die Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG ist eine Aktiengesellschaft, an der fünf Aktionäre zu unterschiedlichen Anteilen beteiligt sind. Die Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG ist die Bewilligungsinhaberin für den Betrieb des KKG. Der Verwaltungsrat ernennt den Geschäftsleiter, den Kraftwerksleiter und seine Stellvertreter. Organisation, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen dieser Organe sind im Organisationsreglement (Ausgabe 2005) geregelt.

Die Alpiq AG ist als geschäftsführendes Organ für die KKG-Geschäftsleitung zuständig. Diese unterstützt und überwacht die Kraftwerksleitung bei der Führung des Werkes. Sie trägt im Rahmen der ihr übertragenen Obliegenheiten und Befugnisse die Verantwortung für die Führung der Geschäfte des KKG und erledigt sämtliche Geschäfte, die nicht in den Aufgabenbereich der Kraftwerksleitung fallen oder nicht anderen Organen des KKG zugeordnet sind. Unter anderem nimmt sie die folgenden Aufgaben wahr:

- Bereitstellung bzw. Antragstellung an den Verwaltungsrat der Mittel und Arbeitsstellen, die sie in Übereinstimmung mit der Kraftwerksleitung im Hinblick auf einen sicheren und wirtschaftlichen Betrieb als notwendig erachtet;
- Überprüfung und Inkraftsetzung des Kraftwerksreglements.

Im Überprüfungszeitraum erfolgte keine Änderung der Beteiligungsverteilung. Ende Januar 2009 ging die Aare-Tessin AG in die neu gegründete Alpiq AG auf.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 30

Richtlinie[ENSI-G07], Kap. 4.1

Beurteilung des ENSI

Im Überprüfungszeitraum erfolgte keine für die Sicherheit des KKG relevante Änderung der Eigentumsverhältnisse und der übergeordneten Organisationsstruktur der Bewilligungsinhaberin. Die Bewilligungsinhaberin erfüllt die relevanten Vorgaben von [KEG], [KEV] und Richtlinie [ENSI-G07].

8.1.2 Sicherheitsverantwortung

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht [BER-C-92657].

Der Verwaltungsrat trägt die übergeordnete Verantwortung für den sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Betrieb des KKG. Nach Angaben des KKG ist sich die Bewilligungsinhaberin ihrer Verantwortung für die nukleare Sicherheit bewusst und trifft klare Vorgaben, diese als Referenz für die Entscheidungsfindung und bei der Lösung von Problemen anzuwenden. Die Bewilligungsinhaberin wendet die ihr zur Verfügung gestellten Mittel für die kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit an. Die finanziellen Mittel, um die notwendigen personellen Ressourcen zu erhalten bzw. zu beschaffen, werden nach Angaben des KKG durch die Bewilligungsinhaberin jederzeit zur Verfügung gestellt.

Die Umsetzung der Anforderungen aus dem Regelwerk betreffend die Verantwortung für die Sicherheit von Kernanlagen in der Schweiz (gemäss Richtlinie ENSI-G07) ist im Organisationsreglement der KKG AG geregelt.

Das Unternehmensziel ist im Kraftwerksreglement festgehalten. Es liegt in der sicheren und zuverlässigen Erzeugung elektrischer Energie, unter Wahrung des Schutzes von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern ausserhalb und innerhalb des Werkareals, unter Berücksichtigung wirtschaftlicher Grundsätze in dem von den Partnern gewünschten Umfang. Das Streben nach dem Unternehmensziel basiert unter anderem auf dem Grundsatz, dass die nukleare Sicherheit jederzeit Vorrang vor allen anderen Zielen hat.

Das Unternehmensleitbild wurde 2015 vom Führungsteam überarbeitet und von der Geschäftsleitung verabschiedet. Dieses definiert die Mission, die Vision und die Werte. Der sichere, zuverlässige und wirtschaftliche Betrieb des KKG liegt sowohl der Mission als auch der Vision zugrunde. Das KKG legt im Unternehmensleitbild ausserdem seine Werte dar: Sicherheit, Respekt, Integrität und Transparenz. Das Leitbild zur Sicherheitskultur WSG-D-44 unterstützt zudem die im Unternehmensleitbild dargelegten Festlegungen mit den Grundsätzen «Kommunikativ, Kritisch, Gründlich».

Für den Austausch auf den obersten Führungsebenen verwendet das KKG weitere Instrumente, wie beispielsweise den quartalsweise erstellten Bericht über den Sicherheitsstatus des Werks an die Geschäftsleitung, die jährliche Risikoanalyse zu Händen des Verwaltungsrates, die regelmässigen Sitzungen der Kraftwerksleitung und Geschäftsleitung etc.

2015 wurden das Leitbild des KKG überarbeitet, der vierteljährliche Bericht über den Sicherheitsstatus des KKG an die Geschäftsleitung eingeführt und ein Managementmeeting zwischen dem Führungsteam des KKG und der Geschäftsleitung etabliert.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz KEG, Art. 22

Kernenergieverordnung KEV, Art. 30

Richtlinie ENSI-G07, Kap. 4.1

Beurteilung des ENSI

Die KKG AG als Bewilligungsinhaberin legt in ihren Grundlagendokumenten, namentlich dem Organisationsreglement, dem Kraftwerksreglement, dem Unternehmensleitbild und dem Sicherheitskulturleitbild nach Wertung des ENSI plausibel dar, dass und wie sie ihrer Verantwortung für die nukleare Sicherheit gerecht wird bzw. dass sie der nuklearen Sicherheit jederzeit oberste Priorität einräumt. Das ENSI beurteilt die relevanten Vorgaben aus KEG, KEV und Richtlinie ENSI-G07 somit als erfüllt.

Das KKG verfügt über eine Reihe von Kanälen, über welche es die Kommunikation zwischen der obersten Leitung des KKG und der Geschäftsleitung sicherstellt. Das ENSI begrüsst den regelmässigen Kontakt und Austausch, der zwischen der Kraftwerks- und Geschäftsleitung sowie dem Verwaltungsrat gepflegt wird. Insbesondere stützt es die systematische Berichterstattung über den Sicherheitsstatus des KKG an die Geschäftsleitung. Die Inhalte der verschiedenen Kommunikationskanäle können aus dem Bericht BER-C-92657 sowie aus weiterführenden Quellen (z. B. Bericht WSG-D-83699) abgeleitet werden.

Aus diesen geht hervor, dass sich der vierteljährliche Bericht zum Sicherheitsstatus auf eine systematische Auswertung zahlreicher aus unterschiedlichen Quellen stammender, primär quantitativer Angaben über den Betrieb der Anlage (z. B. Daten zum Betriebsverlauf und der Betriebserfahrung, Sicherheitsindikatoren, Daten zum Strahlenschutz etc.) stützt. Daten und Erkenntnisse aus den umfangreichen Aktivitäten des KKG zur Reflexion und Beurteilung der eigenen (Sicherheits-)Kultur und deren Weiterentwicklung waren bis zum Ende des Überprüfungszeitraums der vorliegenden PSÜ nicht enthalten. Allerdings ist das ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit in Kenntnis entsprechender Bemühungen seitens des KKG und der Geschäftsleitung (siehe dazu Kap. 8.1.3 dieser Stellungnahme).

8.1.3 Kompetenzen des Kraftwerksleiters und ihm zur Verfügung gestellte Mittel

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht [BER-C-92657].

Der Kraftwerksleiter ist gegenüber der Geschäftsleitung und dem Verwaltungsrat sowie den zuständigen Behörden für eine sichere und wirtschaftliche Betriebsführung verantwortlich. Er ist für die Entscheide in Bezug auf die Sicherheit und Sicherung des Kraftwerks verantwortlich. Er verfügt über all jene Kompetenzen, die zur Wahrnehmung der ihm übertragenen Aufgaben notwendig sind. Diese sind im Organisationsreglement und im Kraftwerksreglement festgelegt.

Dem Kraftwerksleiter stehen zwei stellvertretende Kraftwerksleiter zur Seite. Ausserdem wird er durch etliche Beauftragte bzw. benannte Personen unterstützt. Diese verfügen über einen direkten Interventionszugang zum Kraftwerksleiter, sind organisatorisch jedoch in die Linienorganisation des KKG eingegliedert. Im Überprüfungszeitraum wurden zusätzlich zwei weitere Personen (ein Verantwortlicher für die werkseigene Produktionskontrolle und ein Verantwortlicher für die Schweissaufsicht gemäss [EN 1] und [EN 2]) ernannt.

Der Kraftwerksleiter nimmt ausserdem die Verantwortung und Aufgaben des Beauftragten für das Qualitäts-/ Umwelt- und Arbeitssicherheitsmanagement wahr. Schliesslich koordiniert er die Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur». In regelmässigen Besprechungen mit dem Vorsitzenden dieser Arbeitsgruppe trifft er die Entscheide bezüglich der notwendigen Massnahmen zur Förderung einer guten Sicherheitskultur im KKG und spricht die entsprechenden finanziellen und personellen Mittel zu.

Die Geschäftsleitung stellt die von ihr in Übereinstimmung mit der Kraftwerksleitung als notwendig erachteten Mittel und Arbeitsstellen im Hinblick auf einen sicheren und wirtschaftlichen Betrieb bereit bzw. sie beantragt jene Mittel, die ausserhalb ihres Kompetenzrahmens liegen, beim Verwaltungsrat.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 30

Richtlinie [ENSI-G07], Kap. 4.1

Beurteilung des ENSI

Die Aufgaben und Kompetenzen des Kraftwerksleiters sowie die Bereitstellung der notwendigen Mittel sind ausreichend geregelt und erfüllen die massgebenden Vorgaben von [KEG], [KEV] und Richtlinie [ENSI-G07].

8.1.4 Entscheidungsfindung bei Sicherheitsfragen und Kommunikationswegen

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht [BER-C-92657]. Darin nennt das KKG die Gremien und Instanzen, welche in Entscheidungen in Sicherheitsfragen einbezogen werden bzw. zwischen denen Kommunikationskanäle und -gefässe bestehen. Der Kraftwerksleiter nimmt seinerseits an den Sitzungen des Verwaltungsrates teil und informiert diesen über die sicherheitstechnischen Belange aus dem Kraftwerksbetrieb und über Projekte. Er ist zudem ständiger Beisitzer der Betriebskommission. Diese berät den Verwaltungsrat hinsichtlich Belange für den sicheren und wirtschaftlichen Betrieb der Anlage und der Beurteilung von Projekten und Investitionsvorhaben.

Das Führungsteam des KKG, das aus dem Kraftwerksleiter und den Abteilungsleitern besteht und die obere Führungsebene darstellt, trifft sich quartalsweise mit dem Geschäftsleiter, um u. a. über Sicherheit, Betrieb und Projekte zu beraten.

Ein Vertreter der Geschäftsleitung ist ständiges Mitglied im «Internen Sicherheitsausschuss» (ISA) und hat darin beratende Funktion, jedoch kein Stimmrecht (vgl. dazu Kap. 8.2.1 dieser Stellungnahme). Die Erweiterung des ISA durch den Vertreter der Geschäftsleitung erfolgte während des Überprüfungszeitraums.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Zwischen dem Kraftwerksleiter bzw. der obersten Führungsebene des KKG und der übergeordneten Organisation des Bewilligungsinhabers, bestehen etliche Kommunikationskanäle und -gefässe, welche den Informationsfluss zu Belangen, die die Sicherheit betreffen sowie entsprechende Entscheidungsprozesse, nach Wertung des ENSI, angemessen unterstützen. Der Kraftwerksleiter ist in den Gremien, welche übergeordnete, KKG-spezifische Entscheidungen treffen, vertreten bzw. wird von diesen beigezogen.

Eine besondere Rolle kommt aus Sicht des ENSI der Kommunikation zwischen dem Kraftwerksleiter bzw. dem Führungsteam und dem Geschäftsleiter der Alpiq zu. Aus Sicht des ENSI ist, wie in Kap. 3.1.2 und Kap. 8.1.2 dargelegt, die Integration der qualitativen Erkenntnisse betreffend die Kultur und deren Weiterentwicklung in die Berichterstattung wünschenswert. Aus seiner Aufsichtstätigkeit in jüngerer Zeit ist dem ENSI bekannt, dass bereits entsprechende Bestrebungen unternommen wurden. Das ENSI wird sich im Rahmen seiner regulären Aufsichtstätigkeit vergewissern, dass bzw. inwiefern die Erweiterung der Berichterstattung und Kommunikation zwischen dem KKG und dem Geschäftsleiter um die kulturellen Aspekte effektiv realisiert wurde.

Die massgebenden Vorgaben der Richtlinie ENSI-G07 sind erfüllt.

8.2 Organisation des Kernkraftwerks

8.2.1 Organisationsstruktur, Verantwortlichkeiten, sicherheitsrelevante Funktionen und Aufgaben

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657.

Die gesamte Kraftwerksbelegschaft ist dem Kraftwerksleiter unterstellt. Im Überprüfungszeitraum war sie nach Fachgebieten in die folgenden Abteilungen eingeteilt: Personal und Dienste, Betrieb, Überwachung, Elektrotechnik, Kernbrennstoff, Informatik, Kommunikation, Maschinentechnik und Sicherheit. Die Aufgaben der Abteilungen sowie die Verantwortlichkeiten und Kompetenzen des leitenden Personals sind im Kraftwerksreglement festgelegt. Bei Stellen mit Relevanz für die Sicherheit sind die Stellvertreter bestimmt. Alle Mitarbeitenden haben eine Stellenbeschreibung, in welcher Funktion, Aufgaben und Befugnisse sowie die Zuständigkeiten festgehalten sind.

Neben der Linienorganisation sind für die Bearbeitung abteilungsübergreifender Fragestellungen ständige sowie temporäre Kommissionen, Arbeitsgruppen, Ausschüsse etc. eingesetzt, beispielsweise der interne Sicherheitsausschuss (ISA), die Änderungskommission, die Arbeitssicherheitskommission, der Notfallstab, die Koordinationsgruppe für Qualitäts- und Umweltmanagement, die Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» etc. Die Kraftwerksleitung entscheidet auf Antrag über die Einsetzung solcher Gremien.

Eine zentrale Rolle kommt dabei u. a. dem ISA zu. Dieser berät den Kraftwerksleiter in allen Belangen der Sicherheit und tritt regelmässig zusammen. Der ISA steht unter der Leitung eines bezeichneten stellvertretenden Kraftwerksleiters. Mitglieder des ISA sind der Kraftwerksleiter und seine Stellvertreter, die Abteilungsleiter, der stellvertretende Leiter der Abteilung Maschinentechnik sowie eine aussenstehende Fachperson und ein Vertreter der Geschäftsleitung der Alpiq. Die aussenstehende Fachperson, der Vertreter der Geschäftsleitung und der Abteilungsleiter Kommunikation haben im ISA eine beratende Funktion. Die übrigen Mitglieder sind stimmberechtigt. Eine bezüglich menschlicher und organisatorischer Faktoren ausgebildete Fachperson vertritt das Expertenpanel für Vorkommnisanalysen im ISA (vgl. Kap. 3.2.1 dieser Stellungnahme). Der ISA ist das bezeichnete Gremium gemäss Art. 30 Abs. 3 KEV. Im Überprüfungszeitraum wurde eine Forderung aus

der ENSI-Stellungnahme ENSI 17/1350 zur PSÜ 2008 bezüglich des Einbezugs der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» in die Entscheidungsfindung WSG-D-83699 des ISA erfüllt und der ISA wurde um den Vertreter der Geschäftsleitung der Alpiq erweitert.

Die Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» ist ein weiteres beratendes Organ des Kraftwerksleiters. Der Vorsitzende der Arbeitsgruppe fungiert als Bindeglied zwischen der Arbeitsgruppe und dem Kraftwerksleiter und berichtet periodisch dem ISA über die Tätigkeiten der Arbeitsgruppe (siehe dazu auch Kap. 8.2.5 dieser Stellungnahme).

Die sicherheitsrelevanten Funktionen und Aufgaben der organisatorischen Einheiten, Fachgruppen und internen Kommissionen sowie die Funktionen (namentlich Pikettingenieur, Schichtchef, A- und B-Operateure, Fachpikett, Qualitätskoordinatoren der Abteilungen) und Vorgaben für den Kraftwerksbetrieb sind im Kraftwerksreglement festgelegt. Ebenso beschreibt das Kraftwerksreglement die Aufgaben der Beauftragten und weiteren benannten Personen und schreibt deren Möglichkeit eines direkten Interventionszugangs zum Kraftwerksleiter fest.

Zur Bearbeitung des mit zunehmendem Alter der Anlage steigenden Erneuerungsbedarfs werden jeweils Projekte gebildet. 2014 wurde ein Projekt-Portfoliomanagement initiiert. Die Aufgaben, Kompetenzen und Verantwortung aller an einem Projekt beteiligten Personen sind in einem Projektleitfaden festgehalten.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz KEG, Art. 22

Kernenergieverordnung KEV, Art. 30

Richtlinie ENSI-G07

Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.6.3

Beurteilung des ENSI

Die Organisation des Kernkraftwerks und die Festlegung der Verantwortlichkeiten erfüllen die massgebenden Vorgaben aus KEG, KEV und Richtlinie ENSI-G07.

Aus der PSÜ 2008 resultierte die Forderung ENSI 17/1350, wonach sicherzustellen sei, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» systematisch in die Entscheidungsfindung des ISA einfliessen. Im Dezember 2012 legte das KKG dem ENSI dar, wie die Forderung zukünftig erfüllt wird. Das ENSI hat mit seinem Schreiben ENSI 2013-03-20 die Forderung als erfüllt beurteilt und das entsprechende Geschäft geschlossen. Unter anderem legte das KKG fest, dass mindestens ein Mitglied der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» zugleich Mitglied im ISA sei. Das ENSI weist das KKG darauf hin, dass diese Festlegung im Kraftwerksreglement nicht explizit festgeschrieben ist. Auch die ergänzende Weisung WSG-D-47878 Versionen 6 und 9 zur Führung und Organisation erwähnt lediglich, dass die Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» im ISA fallweise eingeladen wird. Zugleich ist das ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeiten, jedoch ausserhalb des Überprüfungszeitraums, von einer Neuorganisation der Arbeitsgruppe in Kenntnis gesetzt worden (vgl. dazu auch Kap. 8.2.5 dieser Stellungnahme). Das ENSI erachtet die Berücksichtigung der sicherheitskulturbezogenen Fragestellungen und Erkenntnisse durch den ISA bei seiner Entscheidungsfindung als zentral.

Forderung 8-1 (Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur»)

Das KKG hat die Regelungen im Kraftwerksreglement und anderen verbindlichen Dokumenten sowie die gelebte Praxis bezüglich der Involvierung der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» im ISA zu überprüfen, um sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» weiterhin effektiv in den ISA einfliessen. Allfällige Anpassungen am Kraftwerksreglement und weiteren relevanten Dokumenten (z. B. Weisungen) sind vorzunehmen. Termin: 31.12.2024.

8.2.2 Wesentliche organisatorische Änderungen im Überprüfungszeitraum

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657. Das Vorgehen bei der Durchführung von organisatorischen Änderungen ist zudem in der Weisung WSG-D-47878 festgelegt.

Im Überprüfungszeitraum zwischen 2008 und 2017 (und darüber hinaus) wurde eine Reihe organisatorischer Änderungen vorgenommen. Unter anderem wurde der Notfallstab von 15 auf insgesamt 26 Mitglieder vergrössert und das externe Lager in Reitnau wurde 2011 geschaffen. Der Stab der Kraftwerksleitung wurde ab 2016 als Abteilung Sicherheit geführt. 2016 wurde die Abteilung Maschinentechnik umstrukturiert, wobei dieser Reorganisation nach 2017, also ausserhalb des Überprüfungszeitraums der vorliegenden PSÜ, weitere organisatorische Anpassungen folgten (vgl. ENSI-Freigabe ENSI 2019-09-27). Eine Restrukturierung innerhalb der Abteilung Betrieb zur Bündelung der Kompetenzen und Ressourcen im Bereich menschlicher Faktoren in einem neuen Ressort Projekte/HOF wurde vom KKG in 2017 vorbereitet und Anfang 2018 umgesetzt. Ebenfalls ausserhalb des Überprüfungszeitraums erfolgte u. a. die Schaffung der neuen Abteilung Langzeitbetrieb (2019). Weiterhin wurden einige neue Funktionen geschaffen, namentlich jene des IT-Sicherheitsbeauftragten (2011), jene des Verantwortlichen für die werkseigene Produktionskontrolle gemäss Richtlinie EN 1 und des Verantwortlichen für die Schweissaufsicht (2016) sowie die Ernennung eines zweiten stellvertretenden Kraftwerksleiters (2014).

Das KKG kommt zum Schluss, dass der Betrieb, der Unterhalt sowie die Planung und Umsetzung von Projekten durch eine zweckmässige Organisation sichergestellt seien, wobei es bei der systematischen und strukturierten Umsetzung des Vorgehens bei organisatorischen Änderungen Verbesserungspotenzial identifizierte.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz KEG, Art. 22

Kernenergieverordnung KEV, Art. 30

Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat in den vergangenen Jahren vermehrte Anpassungen seiner Organisation an sich ändernde externe und interne Rahmenbedingungen und im Hinblick auf den Langzeitbetrieb vorgenommen. Das ENSI hat diese organisatorischen Änderungen aufsichtlich begleitet und die entsprechenden Anpassungen im Kraftwerksreglement freigegeben. Die Änderungen erfüllten jeweils die massgebenden Vorgaben von KEG, KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

Aufgrund der vermehrten Anpassungen in jüngerer Zeit hat das ENSI seine Aufsichtstätigkeit ausserdem verstärkt, insbesondere im Hinblick auf eine übergeordnete Betrachtung der organisatorischen Änderungen in ihrer Gesamtheit und deren Auswirkungen auf die Organisation als Ganzes (vgl. Gesprächsprotokoll ENSI 17/2558). Eine solche ganzheitliche Betrachtung organisatorischer Änderungen, inklusive deren mittel- und langfristigen Auswirkungen und Wirksamkeit, sind aus Sicht des ENSI vor dem Hintergrund der gestiegenen Anforderungen (Vorbereitung auf den Langzeitbetrieb, erschwerte betriebliche Randbedingungen etc.) von grosser Bedeutung. Das ENSI wird deshalb auch zukünftig der weiteren Anpassung der Organisation im KKG verstärkte Aufmerksamkeit widmen, insbesondere hinsichtlich deren übergeordneten und langfristigen Auswirkungen und Wirksamkeit.

Die Weisung WSG-D-47878 regelt das Verfahren für die Durchführung organisatorischer Änderungen. Die Vorgaben sind jedoch aus Sicht des ENSI sehr allgemein formuliert. Das KKG identifizierte in seiner Beurteilung selbst ein Verbesserungspotenzial hinsichtlich der Systematik bei der Umsetzung aufbauorganisatorischer Änderungen. Das ENSI begrüsst die selbst hinterfragende Haltung des KKG und erwartet, dass das KKG ihm in geeigneter Form erläutert, wie künftig organisatorische Änderungen systematisch abgewickelt werden. Insbesondere interessiert sich das ENSI für die Kriterien zu der in der Weisung WSG-D-47878 nur pauschal erwähnten Beurteilung des Einflusses auf die Sicherheit sowie die Kriterien und das Verfahren für die ebenfalls in

WSG-D-47878 vorgesehene Beurteilung der Wirksamkeit der durchgeführten organisatorischen Änderungen. Dabei sollen nicht ausschliesslich einzelne organisatorische Änderungen, sondern auch deren Implikationen für die Gesamtorganisation betrachtet werden.

Forderung 8-2 (Organisatorische Änderungen)

Das KKG hat in geeigneter Form zu erläutern, wie künftig organisatorische Änderungen systematisch abgewickelt und deren Wirksamkeit überprüft werden. Termin: 31.12.2025.

8.2.3 Personelle und materielle Ressourcen

8.2.3.1 Personalbestandsentwicklung und Personalressourcen

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657.

Der Personalbedarf wird im KKG systematisch, stellenbezogen und auf Personenebene bis 2039 geplant. Um den Know-how-Transfer zu gewährleisten, werden entsprechend der zu ersetzenden Funktion Überlappungszeiten eingeplant. Die Rekrutierung der Mitarbeitenden basiert auf einem definierten Prozess gemäss Managementsystem und erfolgt anhand strukturierter Interviews und gezielter Einzel-Assessments. Im Managementsystem sind die Prozesse «Eigenpersonal» und «Aus- und Weiterbildung» den Führungsprozessen zugeordnet. Die Aus- und Weiterbildung des KKG-Eigenpersonals ist in der Weisung WSG-D-63840 «Ausbildung im KKG» geregelt, welche ergänzt wird durch abteilungsinterne Weisungen (siehe auch Kap. 8.2.3.2 dieser Stellungnahme).

Offene Stellen aller Stufen konnten im Überprüfungszeitraum zeitgerecht durch qualifizierte Personen besetzt werden.

Der Personalbestand im KKG steigt seit 2006 stetig an. Ursachen für diesen Anstieg sind einerseits die frühzeitigen Ersatzanstellungen bei geplanten Pensionierungen zum Zwecke des Wissenstransfers und Wissenserhalts im Unternehmen. Andererseits besteht ein erhöhter Aufwand infolge diverser Modernisierungs-, Ersatz- und Nachrüstprojekte, behördlicher Auflagen, wachsender Dokumentations- und Nachweispflichten sowie der Bearbeitung von Forderungen Dritter wie Behörden, Versicherungen und internationaler Überwachungsorganisationen. Der Grund für einen sprunghaften Anstieg der Personalzahl in 2009 ist die Integration der Lernenden in den Personalbestand sowie aller Personen mit Teilzeitpensa wie z. B. Büroreinigungspersonal, Besucherführende im Nebenamt und Servicepersonal für das Personalrestaurant.

Die mittlere Fluktuationsrate liegt seit 2009 Brutto bei rund 5 %. Die leichte Erhöhung gegenüber v. a. den 1990er-Jahren ist auf die gestiegene Anzahl Pensionierungen zurückzuführen. Die Netto-Fluktuation (Kündigungen von Mitarbeitenden) verzeichnete im Überprüfungszeitraum eine geringfügige Zunahme, die sich aus Sicht des KKG nicht auf eine spezifische Ursache zurückführen lässt.

Auf die zunehmenden Herausforderungen auf den Lieferantenmärkten und den entsprechenden Wegfall von Know-how, hat das KKG mit dem Aufbau von eigenem, internem Know-how reagiert (siehe dazu insbesondere Kap. 8.2.3.2 sowie 8.2.3.3 dieser Stellungnahme). Unter anderem erfolgt dieser Know-how-Aufbau auch durch Rekrutierung von zusätzlichem Personal mit entsprechender Expertise (vgl. Bericht BER-C-92747).

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G07, Kap. 5

Beurteilung des ENSI

Das ENSI verfolgt die Personalbestandsentwicklung und die Personalressourcen im Rahmen seiner Aufsicht kontinuierlich, insbesondere durch die Kontrolle der Berichterstattung des KKG in den Monatsberichten und Jahresberichten sowie im Rahmen der jährlichen Fachsitzung zur Orientierung im personellen und organisatorischen Bereich. Es konnte sich vergewissern, dass das KKG eine proaktive und langfristige Personalpolitik

betreibt und fundierte und systematische Vorgehensweisen zu deren Umsetzung einsetzt. Das ENSI begrüsst die proaktive Personalpolitik des KKG, insbesondere vor dem Hintergrund der zunehmenden Herausforderungen hinsichtlich des Aufbaus und Erhalts von Know-how zur Sicherstellung eines sicheren (Langzeit-)Betriebs der Anlage (vgl. dazu auch Kap. 8.2.3.3 dieser Stellungnahme).

Die massgebenden Anforderungen der Richtlinie ENSI-G07 sind erfüllt.

8.2.3.2 Aus- und Weiterbildung

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657 sowie einer Reihe von Berichten und Weisungen der jeweiligen Abteilungen.

Allgemeine Aus- und Weiterbildung des Eigenpersonals

Unter Berücksichtigung der kurz-, mittel- und langfristigen Ziele der Unternehmung und der Mitarbeitenden, ist die Aufgabe der Personalentwicklung im KKG, die notwendigen Fähigkeiten und Kompetenzen über die gesamte Zeit einer Anstellung zu erhalten, fördern und erweitern. Mittels systematischer, effizienter und effektiver Qualifizierung der Mitarbeitenden, werden die notwendigen Kompetenzen zur Erfüllung heutiger und zukünftiger Aufgaben gemäss KKG BER-C-92657 (siehe dazu auch den Inspektionsbericht ENSI 17/1884) sichergestellt. Die Erfordernisse der Organisationseinheiten, Mitarbeitenden und des Umfelds werden dabei ebenso berücksichtigt, wie die Erfüllung der gesetzlichen Anforderungen. Die Ausbildungsgrundlagen sind in der KKG-Weisung WSG-D-63840 festgehalten.

Für alle strahlenexponierten Mitarbeitenden finden regelmässige interne Weiterbildungen statt. Die allgemeine strahlenschutzbezogene Aus- und Weiterbildung verfolgt seit 2008, neben der erforderlichen Einhaltung der gesetzlichen und behördlichen Anforderungen, grundsätzlich das Ziel, einen hohen Stand an Fachwissen und Erfahrung zu erreichen und zu erhalten.

Für eine angemessene Aus- und Weiterbildung aller Mitarbeitenden im Bereich Qualitäts- und Umweltmanagement sind Mindestanforderungen und die Vorgehensweisen auf die entsprechenden Funktionen und Aufgaben der Mitarbeitenden ausgerichtet. Die Mitarbeitenden werden periodisch sowie nach Bedarf geschult und informiert. Für die neuen Mitarbeitenden, die Prozessverantwortlichen, QM-Fachstelle, Qualitätskoordinatoren der Abteilungen und die Auditoren werden zielgruppenentsprechende Ausbildungsinhalte angeboten. Falls vertiefte Kenntnisse erforderlich sind, erfolgt nach Möglichkeit eine Ausbildung mit anschliessender Abschlussprüfung. In den letzten Jahren ergaben sich im Bereich Qualitäts- und Umweltmanagement keine grundlegenden Änderungen; hingegen waren punktuell Erweiterungen hinsichtlich Art und Umfang der Aus- und Weiterbildung notwendig.

Das Gremium «Arbeitsgruppe Allgemeine Ausbildung», welches 2012 gegründet wurde und aus Vertretern aller Abteilungen besteht, trägt zur Identifikation und Planung von bedarfsgerechten Aus- und Weiterbildungsmassnahmen bei.

Die allgemeine Aus- und Weiterbildung umfasst Kurse und Seminare für neu eintretende Mitarbeitende, persönlichkeitsbezogene Trainings, führungs- und projektmanagementspezifische Ausbildungen, Unterstützung durch Coaching sowie Massnahmen und Werkzeuge zum Wissenstransfer und Erfahrungsmanagement.

Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals

Die KKG-Weisung WSG-B-4, welche auf den Vorgaben VAPK und Richtlinie ENSI-B10 basiert, bildet die Grundlage für die Aus- und Weiterbildung sowie die Wiederholungsschulung der Anlagenoperateure und des zulassungspflichtigen Schichtpersonals der Abteilung Betrieb. Sie erfolgt durch das Ressort Ausbildung und wird von ausgebildeten Schichtchefs oder Pikettingenieuren durchgeführt. Die Ausbildung des Betriebspersonals beinhaltet neben überwiegend technischen Inhalten auch die Anwendung von Fehlervermeidungswerkzeugen wie z. B. Kommunikationstechniken, Gestaltung von Briefings, Selbstkontrolle von durchgeführten Arbeiten, Anwendung des Vieraugenprinzips und Arbeiten im Team. Die Ausbildungszeit bis zum Abschluss «Reaktorope-

rateur Stufe B» beträgt ca. 4,5 Jahre, weitere 2 Jahre bis zum «Reaktoroperateur Stufe A», bei entsprechender Voraussetzung kann in weiteren 2 Jahren die Ausbildung zum Schichtchef erfolgen. Der Werdegang zum Pikettingenieur, die letzte Laufbahnstufe, beträgt insgesamt 9,5 Jahre. Die Curricula für die genannten Ausbildungen sind definiert und werden mit einer Zulassungsprüfung im Beisein des ENSI abgeschlossen. Auch die Weiterbildung und Wiederholungsschulungen nehmen auf allen Ausbildungsstufen eine wichtige Stellung ein. Das zulassungspflichtige Personal absolviert im Mittel 20 Tage Wiederholungsschulung pro Jahr, davon ca. die Hälfte am kraftwerksspezifischen Simulator. Der hauseigene Fullscope-Simulator wird jährlich nachgerüstet, um die Realanlage möglichst genau abzubilden.

Schichtchefanwärter werden mit einem theoretischen Teil durch das Ressort Ausbildung sowie mit einem theoretischen und praktischen Teil durch anerkanntes Strahlenschutzpersonal im Strahlenschutz ausgebildet. Im Weiteren besucht das Schichtpersonal zyklisch an der Schule für Strahlenschutz des PSI Wiederholungskurse.

Nach Ausbildungskursen mit Bedeutung für die nukleare Sicherheit führt das KKG systematisch Lernzielkontrollen durch. Diese liefern zusammen mit dem zweijährlich stattfindenden Requalifikationsprozess am Simulator sowie den Ergebnissen der Zulassungsprüfungen, wertvolle Hinweise über die Leistungsfähigkeit und Weiterentwicklung des Betriebspersonals sowie über die Gesamtqualität der Ausbildung.

Aus- und Weiterbildung des Personals der Instandhaltung Maschinen- und Elektrotechnik

Eigenpersonal

Die Aus- und Weiterbildungsgrundlagen für das Instandhaltungspersonal sind unter anderem in den Berichten BER-C-92657 und BER-M-92748 sowie der Weisung WSG-M-64908 aufgeführt. Diese regeln die grundlegenden fachspezifischen Anforderungen. Der Aus- und Weiterbildungsbedarf für das Instandhaltungspersonal wird im Rahmen des jährlichen Leistungsbeurteilungs- und Fördergesprächs festgelegt und erfolgt durch den Besuch von internen oder externen Kursen. Dem Know-how-Verlust durch Pensionierungen wird mit mehrjährigen Überlappungszeiten begegnet. Dieses Vorgehen hat sich gut bewährt.

Durch viele Anlagenänderungs- und Nachrüstprojekte haben sich die Tätigkeiten von reinen Instandhaltungsarbeiten in den letzten Jahren im Bereich der Elektro- und Maschinentechnik verändert. Dazu wurden spezifische Ausbildungsmassnahmen durchgeführt und das Instandhaltungspersonal in die Projektierung von Anlagenänderungen, wie z. B. der Erstellung von Vorgabedokumentation und Teilnahme an Werksabnahmen, miteinbezogen.

Fremdpersonal

Fremdfirmenmitarbeitende, welche das KKG während der Jahresrevision unterstützen, werden nach Prüfung der nötigen Qualifikationen und Fähigkeiten sowie der erfolgten Sicherheitsbelehrung während des Aufenthaltes durch KKG-Kontaktpersonal betreut. Als weitere wichtige Sicherheitsmassnahme wird vor Arbeitsdurchführungen jeweils ein Pre-Job-Briefing abgehalten.

Aus- und Weiterbildung des Personals in den Ressorts Strahlenschutz und Chemie

Eigenpersonal

Die Aus- und Weiterbildungsgrundlagen für das Personal im Bereich Strahlenschutz ist unter anderem in der Weisung WSG-C-9 geregelt. Die jeweils direkt vorgesetzte Person legt im Vorfeld einer Anstellung die Einarbeitung im Strahlenschutz für die neuen Strahlenschutzmitarbeitenden fest. Die Grundausbildung für die anerkennungspflichtigen Strahlenschutzmitarbeitenden «Strahlenschutz-Sachverständiger, -Techniker und -Fachkraft» erfolgen an einer durch die Aufsichtsbehörde anerkannten Ausbildungsstätte. Die Dekontaminationsmitarbeitenden, welche nicht anerkennungspflichtig sind, werden vor Ort mit den wichtigsten Aufgaben vertraut gemacht, wobei Grundkenntnisse in Strahlenschutz und Messtechnik erlernt werden. Zusätzlich besuchen sie einen Einführungskurs im Strahlenschutz und einen Fachkurs für Dekont-Reiniger am PSI-Bildungszentrum. Die Abteilungsleitung erstellt jeweils einen Jahresplan für die Ausbildung und die periodisch wiederkehrenden Weiterbildungen der Strahlenschutzmitarbeitenden. Gesetzliche und interne Vorgaben fliessen genauso in die

Planung ein wie auch die Erfordernisse aus den Mitarbeiterbeurteilungen und die allgemeinen Wünsche der Vorgesetzten und Mitarbeitenden selbst.

Das Ressort Chemie plant die Aus- und Weiterbildungen des Personals funktionsbezogen. Neuerungen im Gerätepark der Laboratorien, Änderungen der gesetzlichen Vorgaben oder Entwicklungen im Bereich der Anlagenchemie werden dabei berücksichtigt. Regelmässige Rundgänge dienen unter anderem zur Überprüfung des Ausbildungsstandes des KKG- und Labor-Personals in Chemiebelangen.

Fremdpersonal im Strahlenschutz

Vor allem während den Jahresrevisionen und grösseren Projekten wird das Ressort Strahlenschutz durch Fremdpersonal unterstützt. Eine fachliche Einführung erhält das Fremdpersonal im Vorfeld durch Strahlenschutzfachkräfte und -techniker des KKG. Beruflich strahlenexponiertes Fremdpersonal erhält vor dem ersten Zutritt eine Strahlenschutzbelehrung mit integrierter Lernzielkontrolle. Die Fremdpersonalbeschaffung ist in den letzten Jahren im Bereich «Strahlenschutz» immer schwieriger geworden, deshalb verfolgt das KKG die Entwicklung der aktuellen Situation intensiv. Es legt Wert auf eine frühzeitige, detaillierte Personalplanung. Synergien zwischen den Schweizer KKW sollen dazu in Zukunft möglichst effizient genutzt werden.

Aus- und Weiterbildung technisch-wissenschaftliches Personal der Abteilung Sicherheit

Im Bericht BER-S-92636 werden die Anforderungen für die Aus- und Weiterbildung an das technisch-wissenschaftliche Personal der Abteilung Sicherheit geregelt. Im Rahmen des jährlichen Leistungsbeurteilungs- und Fördergesprächs ermittelt die Abteilung den Aus- und Weiterbildungsbedarf des Personals. Dieser erfolgt schwergewichtig durch den Besuch von Kursen sowie das tägliche «Training on the Job». Im Rahmen des Besuchs von Fachkonferenzen verfolgen die Mitarbeitenden den Stand von Wissenschaft und Technik. Seit dem Reaktorunfall von Fukushima spezialisierte sich das Personal nach Fachgebieten wie Erdbebeningenieurwesen, probabilistische und deterministische Sicherheitsanalysen und Systemtechnik. Methoden, neue Erkenntnisse und Resultate aus Studien werden im Rahmen von Fachvorträgen zur Gewährleistung eines Know-how-Transfers vermittelt.

Aus- und Weiterbildung technisch-wissenschaftliches Personal der Abteilung Kernbrennstoff

Eigenpersonal

Die Weisung WSG-F-64718 regelt die grundlegenden Anforderungen an die fachspezifische Aus- und Weiterbildung des Personals. Der Anforderungsbedarf wird im Rahmen des jährlichen Leistungs- und Fördergesprächs ermittelt. Anhand eines Einführungsprogramms werden neue Mitarbeitende systematisch in ihren Tätigkeitsbereich eingeführt. Aus- und Weiterbildungsmassnahmen finden hauptsächlich durch Kursbesuche, dem täglichen «Training on the job» sowie fach- und projektbezogene Veranstaltungen statt. Dank geplanten Überlappungszeiten konnte im Rahmen des Generationswechsels das Know-how den jungen Mitarbeitenden weitergegeben werden.

Fremdpersonal

Mehrmals jährlich werden Prüfungs- und Wartungsarbeiten an Brennelementen und -einbauten durch Fremdpersonal der Fa. Framatome durchgeführt. Die Qualifikationen des Brennelement-Service-Teams werden ebenfalls durch die Fa. Framatome geregelt. In anlagenspezifische Belange wird das Fremdpersonal im KKG eingeführt, nachdem das beruflich strahlenexponierte Personal vor dem ersten Zutritt in die kontrollierte Zone eine Strahlenschutz- und Arbeitssicherheitsbelehrung absolviert hat. Vor und nach den Kampagnen erfolgen jeweils Briefings. Das Wissen des Fremdpersonals wurde im Zusammenhang mit den Neuerungen und Entwicklungen der Werkzeuge und Technologien ständig aufrechterhalten und durch geeignete Kanäle systematisch an KKG-Mitarbeitende weitergegeben.

Aus- und Weiterbildung Notfallequipen

Die Aufgaben der einzelnen Notfallequipen sind im Band 1, Beilage 3 des Notfallreglements [REG-D-4] festgehalten. Der Aus- und Weiterbildungsbedarf wird in erster Linie aus Equipen-internen Schulungen sowie den jährlichen Notfallübungen ermittelt. Im KKG existieren 16 Notfallequipen, welche seit der letzten periodischen Sicherheitsüberprüfung durch gewachsene Ansprüche an die Einsatzmöglichkeiten der Notfallorganisation an der Zahl zugenommen haben. Alles in allem wurde von rund 250 auf 370 Personen aufgestockt. Somit ist der überwiegende Teil der technisch-versierten Belegschaft in die Notfallorganisation eingebunden.

Aus- und Weiterbildung des Personals in Arbeitssicherheit und Brandschutz

Eigenpersonal

Das Reglement [REG-D-6] dient als Grundlage für die Aus- und Weiterbildung des Personals im Bereich der Arbeitssicherheit sowie des Brandschutzes. Neue Mitarbeitende werden am ersten Arbeitstag mit der Arbeitssicherheits- und Strahlenschutzinstruktion sowie geltenden Sicherheitsbestimmungen vertraut gemacht. Eine arbeitsplatzspezifische Einführung bzw. Instruktion bezüglich Arbeitssicherheit finden durch den Vorgesetzten statt. Die Themen «Brandschutz, Arbeits- und Elektrosicherheit» werden mit dem Ausbildungsmodul «Managementsystem KKG» vertieft behandelt.

Fremdpersonal

Die Grundlagen für die Aus- und Weiterbildung des Fremdpersonals sind ebenso im Reglement [REG-D-6] geregelt wie für das Eigenpersonal. Ebenfalls werden am ersten Arbeitstag die Mitarbeitenden mit der Arbeitssicherheits- und Strahlenschutzinstruktion eingeführt. Die Instruktionen am Arbeitsplatz erfolgen durch die arbeitsverantwortlichen Betreuer vom KKG. Die bis zum Arbeitsbeginn zu erfüllenden Anforderungen sind im Bericht [BER-C-92657] beschrieben.

Aus- und Weiterbildung diverser Beauftragter

Die Anforderungen an die Ausbildung der Beauftragten, welche den Kraftwerksleiter in seiner Verantwortung unterstützen, sind im Bericht [BER-C-92657] beschrieben. Die Aufgaben und Kompetenzen der Beauftragten sind in den entsprechenden Stellenbeschreibungen und abteilungsinternen Weisungen geregelt. Zum Erhalt der Fachkompetenzen besuchen die Beauftragten fachbezogene Veranstaltungen und sind zusätzlich in Arbeitsgremien vertreten, damit ein Erfahrungs- und Erkenntnisaustausch stattfinden kann.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22 Abs. 1 Bst. b

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 30 Abs.1 Bst. j

Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen [VAPK]

Richtlinie [ENSI-B10]

Richtlinie [ENSI-G07], Kap. 5.2

Beurteilung des ENSI

Mit dem Generationenwechsel, den neu eingeführten technischen Systemen und Technologien, dem festgestellten Kompetenzverlust in der Zulieferindustrie und der Personalzunahme, erhöhte sich über den Überprüfungszeitraum auch der Aus- und Weiterbildungsbedarf, welchem das KKG nach Wertung des ENSI mit einer steten Weiterentwicklung und Anpassung der Aus- und Weiterbildungsprogramme ausreichend vorausschauend begegnete. Durch ein aktives und gut dokumentiertes Kompetenzmanagement, gemäss Managementsysteminspektion des ENSI in 2015 (siehe Berichte [ENSI 17/1884] und [BER-C-92657]), werden der Entwicklungsbedarf beim Personal identifiziert und die entsprechenden Aus- und Weiterbildungsmassnahmen eingeleitet, durchgeführt und auf ihre Wirksamkeit hin überprüft. Nach Ausbildungskursen mit Bedeutung für die nukleare Sicherheit führt das KKG systematisch Lernzielkontrollen durch. Die diversen Werkzeuge und Massnahmen zum

Austausch von Wissen und Sammeln von Erfahrungen deuten auf den hohen Stellenwert, den das KKG diesem Bereich beimisst, hin.

Das ENSI führt jährlich eine Inspektion zur Ausbildung des Personals auf Basis der Anforderungen der Richtlinie ENSI-B10 durch. Seit 2013 wird im Rahmen dieser Inspektionen jeweils nicht nur das zulassungspflichtige, sondern auch das übrige Personal betrachtet. In diesem Zeitraum wurden im Rahmen der Bewertungsgegenstände gemäss Richtlinie ENSI-B10 keine Abweichungen festgestellt. Einzig wurden Hinweise gegeben. Beispielsweise wies das ENSI darauf hin, dass auch Anlagenänderungen in nicht sicherheitstechnischen Bereichen Auswirkungen auf die Ausbildung und Wiederholungsschulung am Simulator und dadurch auch auf die Überwachung der Anlage und indirekt auf die Anlagensicherheit haben können und somit im Rahmen der Simulator-Nachrüstungen zu berücksichtigen sind. Das KKG verfügt über Prozesse, die eine angemessene Ausbildung des neuen sowie die Aus- und Weiterbildung des bestehenden Personals systematisch und bedarfsorientiert sicherstellen.

Die Aus- und Weiterbildungen im KKG erfüllen die Vorgaben von KEV, VAPK und der Richtlinien ENSI-B10 und ENSI-G07.

8.2.3.3 Beauftragung von Fremdpersonal und Fremdleistungen

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen dem Bericht BER-C-92657 sowie einer Reihe weiterer Berichte, insbesondere BER-C-92747 und BER-M-92759.

Das KKG geht im Bericht BER-C-92657 ausführlich auf die Lieferantenauswahl und Qualifikation der Lieferanten, den Vertragsschluss und die Bestellung, die Arbeitsausführung, Lieferantenaudits, Kontrolle und Intervention sowie auf die Lieferantenbeurteilung nach der Lieferung bzw. der erbrachten Dienstleistung ein. Bei der Lieferantenauswahl werden verschiedene Eignungskriterien angewendet, namentlich die Erfahrung in der sicherheitsrelevanten Branche, vorhandene Kapazitäten und personelle Qualifikationen, ein zertifiziertes bzw. etabliertes Managementsystem sowie kommerzielle Kriterien.

Für Arbeiten von Fremdpersonal auf dem Areal des KKG ist eine Reihe von Prozessschritten vorgesehen, welche unter anderen Belehrungen, Informationen und Unterweisungen in Bezug auf Themen wie Arbeitssicherheit, Strahlenschutz, arbeitsspezifische Sicherheitsmassnahmen, Einsatz von Arbeitsanträgen und Instandhaltungsservices etc., die Durchführung von Pre- und Post-Job-Briefings, die Auftragsüberwachung durch den KKG-Verantwortlichen, Prüfungen und Abnahmen durch das KKG und die Dokumentation sowie die Visierung der Rapporte umfassen. Beim Eintritt wird dem Fremdpersonal jeweils eine Broschüre, der sogenannte «Wegweiser», mit den verbindlichen Verhaltensregeln und Hinweisen, die die internen Sicherheitsstandards des KKG beinhalten, übergeben.

Mittels Lieferantenaudits wird überprüft, ob das Managementsystem bzw. die Abläufe der Lieferanten geeignet sind, um die Anforderungen und Ziele des KKG zu erreichen. Die zahlreichen Nachrüstprojekte und die veränderte Situation am Nuklearmarkt verlangen vom KKG eine erhöhte Überwachung und Begleitung von strategischen Lieferanten.

Lieferanten von sicherheitsklassierten Teilen sowie Lieferanten von Dienstleistungen zu diesen, werden durch das KKG nach erfolgter Lieferung anhand der Kriterien Qualität, Dokumentation, Termintreue und Kooperation beurteilt.

Im Überprüfungszeitraum wurde die Organisation hinsichtlich der Beauftragung von Fremdpersonal und Fremdleistungen dahingehend angepasst, dass das Ressort Logistik verselbständigt und personell mit einem Leiter aufgestockt, die Beschaffung um eine Einkäuferin mit Fachausweis verstärkt und die neue Funktion des Einkaufsleiters geschaffen wurden. Zudem wurde eine Reihe von Anpassungen an den dafür relevanten Prozessen vorgenommen. Das KKG beurteilt seine Vorkehrungen im Zusammenhang mit der Beauftragung von Fremdpersonal und Lieferanten insgesamt positiv, erkennt jedoch noch Verbesserungspotenzial BER-C-92657 bei der Systematik der Umsetzung der definierten Vorgehensweisen.

Neben den Angaben zur Beauftragung von Fremdpersonal und Fremdleistungen führt das KKG insbesondere in den Berichten BER-C-92747 und BER-M-92759 aus, welche Vorkehrungen es trifft, um das erforderliche interne und externe Know-how zu sichern. Weiter führt es aus, wie es eine ausreichende Kundenkompetenz beim KKG-Eigenpersonal bzw. in der KKG-Organisation und geeignete Verfahren und Strategien sicherstellt, um die Gesamtverantwortung für die Sicherheit von Produkten und Dienstleistungen von Lieferanten übernehmen zu können. Nach eigenen Angaben hat die Sicherstellung einer ausreichenden KKG-eigenen Kompetenz aufgrund der veränderten Situation am Nuklearmarkt sowie der Realisierung der zahlreichen Nachrüstprojekte an Bedeutung gewonnen. Für die Abteilungen Maschinentechnik, Elektrotechnik, Kernbrennstoff, Überwachung, Informatik, Sicherheit und Langzeitbetrieb (u. a. Projekt ERNOS) werden im Bericht BER-C-92747 detaillierte Angaben gemacht, wie die Sicherung des Know-hows spezifisch erfolgt. Beispielsweise wird dargelegt, dass das KKG vermehrt Aufgaben von (früheren) Lieferanten selbst übernimmt. Die Entscheidungen über die Wichtigkeit und die Umsetzung von Massnahmen zum Know-how-Erhalt basieren auf einer Risikoanalyse, welche kritische Komponenten oder Dienstleistungen im Hinblick auf die zukünftige Beschaffung identifiziert. Die in den unterschiedlichen Abteilungen getroffenen Massnahmen sehen verschiedene Möglichkeiten vor. Beispielsweise wird das Know-how der KKG-Mitarbeitenden weiterentwickelt, sodass das KKG vermehrt selbst in der Lage ist, unabhängig Anforderungsspezifikationen in Eigenregie oder ggf. unter Beizug externer unabhängiger Spezialisten zu erstellen, oder es wird angestrebt, auch die Planung und Ausführung von Arbeiten möglichst autonom durchzuführen. Schnittstellen zu den Dienstleistern für die Planung, die Ausführung und die Kontrolle werden genau definiert, sodass das KKG die Planungshoheit behält. Teilweise werden Experten aus der Branche bzw. von früheren Lieferanten in den Personalbestand des KKG integriert. Durch eine vertraglich vereinbarte Teilnahme von KKG-Mitarbeitenden, zum Beispiel bei Prüffeldarbeiten oder durch den Besuch von Technologiekursen beim Lieferanten, kann Know-how von Lieferanten auf KKG-Mitarbeitende übertragen werden. Eine weitere Möglichkeit stellen die verstärkte Forschungs- und Entwicklungszusammenarbeit mit Lieferanten oder Hochschulen sowie der nationale und internationale Austausch in Fachgremien dar. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb wurde u. a. entschieden, die Know-how-Verantwortung für die sicherheitstechnische und die grundsätzliche verfahrenstechnische Auslegung der Anlage (Design Authority), welche in der Vergangenheit vom Anlagenlieferanten verkörpert wurde, im KKG selbst aufzubauen. Zudem wurde im Januar 2019 die Abteilung Langzeitbetrieb neu gegründet, welche u. a. für den strategischen Planungsprozess für Projekte zuständig ist. Die Abteilung Langzeitbetrieb wurde im Januar 2022 in Abteilung ERNOS umbenannt und auf die Umsetzung des Projektes ERNOS (Erweiterung Notstandsysteme) fokussiert.

Das KKG befindet sich nach eigenen Angaben im Aufbau einer entsprechenden Systematik. Die Einführung und Umsetzung eines entsprechenden Vorgehens sind in verschiedenen Abteilungen unterschiedlich weit fortgeschritten.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 30

Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen VAPK

Richtlinie ENSI-G07, Kap. 7.9

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über Prozesse, die sicherstellen, dass das Fremdpersonal den geforderten Qualitäts- und Sicherheitsansprüchen genügt. 2014 führte das ENSI eine Inspektion ENSI 17/1755 zum Beschaffungsprozess im Managementsystem und zur Sicherstellung der erforderlichen Kundenkompetenz aufseiten des KKG durch. Es konnte sich vergewissern, dass das KKG über einen geeigneten Prozess zur Beschaffung von externen Produkten und Dienstleistungen verfügt und ein geeignetes Lieferantenmanagement betreibt. Der Aspekt der Kundenkompetenz wurde vom ENSI mit «guter Praxis» bewertet. Im Jahre 2020 führte das ENSI eine Inspektion des Managementsystems zum Thema der Auditierung durch. Gegenstand der Inspektion waren auch Lieferantenaudits. Das ENSI konnte sich vergewissern, dass das KKG den Lieferantenaudits in den letzten Jahren aufgrund der Entwicklung auf den Lieferantenmärkten vermehrtes Gewicht beimisst (vgl. Inspektionsbericht ENSI 17/2529). Die Beauftragung von Fremdpersonal und Fremdleistungen im KKG erfüllt insgesamt die

Vorgaben von KEV, VAPK und der Richtlinie ENSI-G07. Im Rahmen seiner Aufsicht stellte das ENSI jedoch wiederholt fest, dass die beschriebene Verknappung von Kapazitäten und Know-how auf dem Lieferantenmarkt für das KKG eine Herausforderung darstellt. Daraus resultieren erhöhte Anforderungen an die Qualitätssicherung durch das KKG, insbesondere der von den Lieferanten erstellten und dem KKG übergebenen Dokumentation. Lieferanten bekunden zunehmend Mühe, den hohen Anforderungen der Nuklearindustrie an die Dokumentation gerecht zu werden. Die Qualitätssicherung erfordert demnach im KKG erhebliche Ressourcen, welche nicht immer im notwendigen Ausmass verfügbar sind.

Das ENSI stellt demgegenüber jedoch fest, dass das KKG seit einigen Jahren die Problematik des Know-how-Erhalts aktiv angeht. Es sucht proaktiv und zukunftsorientiert nach Lösungen und versucht, den Unsicherheiten auf den Lieferantenmärkten durch vermehrtes Insourcing von Ressourcen und Expertise sowie den KKG-internen Aufbau von Know-how zu begegnen. Das ENSI begrüsst diese Anstrengungen des KKG und die von ihm in die Wege geleiteten Massnahmen ausdrücklich und fordert es auf, den eingeschlagenen Weg weiterzugehen. Die Sicherstellung einer ausreichenden KKG-eigenen Kompetenz zur Spezifizierung, Überwachung und Qualitätssicherung von externen Dienstleistungen, zu Produkten sowie der Dokumentation, oder bei Bedarf sogar die Übernahme von Aufgaben und Know-how und deren Integration in die KKG-Organisation selbst, ist auch aus Sicht des ENSI sehr zentral. Dies ist umso mehr der Fall als die veränderte Situation am Nuklearmarkt sowie die zahlreichen Nachrüstprojekte vom KKG eine erhöhte Überwachung und Begleitung von strategischen Lieferanten verlangen. Das ENSI wird im Rahmen seiner Aufsicht der Thematik des Know-how-Erhalts und -Aufbaus weiterhin besondere Aufmerksamkeit schenken.

Nebst dem Insourcing von fachlichem Know-how und dem weiteren Aufbau personeller Ressourcen hat das KKG auf den sich zuspitzenden Know-how- und Kapazitätsverlust auf dem Lieferanten- und Arbeitsmarkt und die gleichzeitige Notwendigkeit, sich auf den Langzeitbetrieb vorzubereiten, auch mit der zunehmenden internen Ausführung von Arbeiten, welche in der Vergangenheit durch externe Lieferanten ausgeführt wurden sowie durch Anpassungen seiner Organisationsstrukturen reagiert. Insbesondere wurde zur eigenständigen internen Abwicklung strategisch wichtiger Projekte die Abteilung Langzeitbetrieb gegründet. Die vollständige Übernahme komplexer Grossprojekte, namentlich die Erweiterung der Notstandsysteme (Projekt ERNOS), mit den entsprechenden hohen Anforderungen auch im Bereich des Projektmanagements, stellte das KKG vor neuartige Herausforderungen hinsichtlich der Abwicklung komplexer Projekte im erwähnten anspruchsvollen Markt-Kontext sowie der Integration der neuen Abteilung in die bestehende Organisationsstruktur und -kultur. Aufgrund der nach der Gründung der Abteilung Langzeitbetrieb gewonnenen ersten Erfahrungen und dem damit verbundenen durchlebten Lernprozess innerhalb der Gesamtorganisation, überprüfte und optimierte das KKG die Aufgaben der Abteilung und fokussierte diese auf das Projekt ERNOS, wobei es die Abteilung per Anfang 2022 entsprechend in «ERNOS» umbenannte. Das ENSI begrüsst die Bestrebungen des KKG, seine Organisation aufbauend auf den gewonnenen Erfahrungen und Erkenntnissen weiterzuentwickeln und wird den weiteren Lern- und Integrationsprozess des KKG aufsichtlich weiterverfolgen.

8.2.3.4 Infrastruktur, Arbeitsmittel und Arbeitsbedingungen

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657.

Die zur Gewährleistung der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage notwendigen personellen, finanziellen und materiellen Mittel werden anhand des Prozesses «Unternehmensentwicklung/Unternehmensführung und Verbesserungen» im Managementsystem des KKG ermittelt und festgelegt. Die strategische Planung basiert auf der Vision/Mission des KKG sowie auf diversen Analysen des Unternehmens, unter Berücksichtigung der gesetzlichen, gesellschaftlichen, umweltpolitischen und marktspezifischen Entwicklungen. Darauf aufbauend erfolgt die operative Planung aller notwendigen personellen, finanziellen und materiellen Mittel. Das KKG geht darüber hinaus auf die Regelungen im Managementsystem und deren Umsetzung, namentlich bezüglich Infrastruktur und Arbeitsmittel, Kommunikation und Information im KKG, den finanziellen Mitteln sowie Arbeitsbedingungen und Mitwirkung, inklusive Arbeitssicherheit und Gesundheitsschutz, ein und beschreibt eine Reihe von Änderungen und Entwicklungen, welche im Überprüfungszeitraum erfolgt sind. Unter anderem führte das KKG in 2011 eine Umfrage der Mitarbeitenden in Zusammenarbeit mit der ETHZ durch, welche das

Ziel verfolgte, das Arbeitsumfeld und die Arbeitsbeziehungen im KKG einzuschätzen (siehe auch Kap. 8.2.4 dieser Stellungnahme). Die Erkenntnisse mündeten in entsprechende Massnahmen, insbesondere in den Bereichen «Führung und Kommunikation».

Nur am Rande erwähnt das KKG im Bericht [BER-C-92657] sein Verfahren zur Berücksichtigung der menschlichen und organisatorischen Aspekte bei der Gestaltung der Arbeitsstätten, Prozesse, Installationen, Maschinen, Einrichtungen, Betriebsanweisungen und der Arbeitsorganisation, einschliesslich deren Anpassungen an menschliches Verhalten, Fähigkeiten und andere menschliche Faktoren. Dem ENSI ist das dafür vorgesehene Verfahren – vom KKG HOFE (human and organisational factors engineering) genannt – aus seiner regulären Aufsichtstätigkeit, namentlich aus den Freigabeverfahren bei freigabepflichtigen Anlagenänderungen gemäss Richtlinie [ENSI-A04], im Detail bekannt. Das HOFE ist ein nutzerzentriertes, iteratives Verfahren, welches im KKG seit ca. 10 Jahren (Projekt LETA 1) bei Anlagenänderungsprojekten systematisch und basierend auf einem Graded Approach angewandt wird. Die Mitarbeitenden werden dabei, insbesondere in Projekten sowie bei der Entwicklung und Änderung von Arbeitsinstrumenten und der Arbeitsumgebung, einbezogen und bringen so ihr Wissen und ihre Erfahrungen ein.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung [KEV], Art. 7 und 31

Richtlinie [ENSI-G07]

Beurteilung des ENSI

Die massgebenden Anforderungen aus der Kernenergieverordnung [KEV] und Richtlinie [ENSI-G07] betreffend Infrastruktur, Arbeitsmittel und Arbeitsbedingungen sind erfüllt.

Das Verfahren zur Berücksichtigung der menschlichen und organisatorischen Faktoren bildet im KKG seit etlichen Jahren einen Standardbaustein des Änderungsprozesses, obschon es in letzterem nicht ausdrücklich beschrieben ist. Es dient dazu, bei technischen Änderungen in der Anlage sicherzustellen, dass die Anforderungen der verschiedenen Nutzerkategorien (z. B. Betriebspersonal, Instandhaltungspersonal) an die Gestaltung des Mensch-Maschine-Systems und deren Wissen und Erfahrungen systematisch in die Gestaltung des technischen Systems und der Dokumentation (z. B. Vorschriften) einfliessen. Damit kann aus Sicht des ENSI eine hohe Gewähr erreicht werden, dass das zu erneuernde oder neu einzuführende sozio-technische System als Ganzes sicher und zuverlässig betrieben werden bzw. seinen (sicherheitsrelevanten) Zweck erfüllen kann. Die Anwendung eines solchen systemischen und systematischen Gestaltungsverfahrens entspricht nach Wertung des ENSI dem Stand von Wissenschaft und Technik (vgl. z. B. IAEA Guide [IAEA SSG-51]) und der Anforderung der Richtlinie [ENSI-G07], wonach die Kernanlage als sozio-technisches System anzusehen sei, das aus den Systemteilen Mensch, Technik und Organisation besteht. Die praktische Anwendung des HOFE-Verfahrens des KKG, welches u. a. durch das ENSI im Rahmen einer Inspektion des Änderungsmanagements [ENSI 17/2016] in 2016 bewertet wurde, hat sich im KKG insbesondere in den letzten Jahren, in welchen zahlreiche Modernisierungsprojekte durchgeführt wurden, etabliert. Das KKG verfügt über ausgewiesene interne fachliche Kompetenzen im Bereich der menschlichen und organisatorischen Faktoren und hat diese Kompetenzen im Überprüfungszeitraum stets weiter ausgebaut. Zudem hat es sie durch die Schaffung entsprechender Strukturen in seiner Organisation gestärkt (vgl. Kap. 8.2.2 dieser Stellungnahme). Das ENSI begrüsst diese Entwicklung im KKG ausdrücklich.

Das ENSI empfiehlt, angesichts umfangreicher Modernisierungsprojekte eine explizite Integration des HOFE-Verfahrens ins Managementsystem zu prüfen. Damit würden die Basis für die sozio-technische Weiterentwicklung der Anlage und somit auch die Sicherheit weiter gestärkt.

8.2.4 Führungskultur

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht [BER-C-92657].

Das Führungsverhalten im KKG orientiert sich am Leitbild. Dieses wurde durch das Führungsteam erarbeitet und behandelt die Themenkomplexe Sicherheit, Respekt, Transparenz, Integrität und Vision. Ergänzend erarbeitete das Führungsteam Führungsgrundsätze, welche die Führungskräfte unterstützen und deren Führungsrolle verdeutlichen. Leitbild und Führungsgrundsätze werden im Rahmen von Führungsausbildungen thematisiert. Zur Förderung des gegenseitigen Verständnisses zwischen den Führungskräften und Mitarbeitenden sind Führungskräfte zu regelmässigen Begehungen in der Anlage verpflichtet. Die Aufmerksamkeit richtet sich dabei auf technische Faktoren, Abläufe, Sauberkeit und Ordnung, auf die Arbeitssicherheit sowie auf das regelkonforme Verhalten der Mitarbeitenden. Anlässlich der jährlichen Qualifikationsgespräche werden die Effektivität des Führungsverhaltens überprüft und gegebenenfalls Massnahmen eingeleitet.

Führungsinstrumente auf der strategischen, der operativen und der dispositiven sowie auf der normativen Ebene sind in der Weisung [WSG-D-47878] unter Angabe von Themen, Rhythmus und Verantwortlichkeiten geregelt. Diese Führungsinstrumente umfassen insbesondere Sitzungs- und Gesprächsgefässe zwischen Teilnehmenden unterschiedlicher Hierarchiestufen und Funktionen zu Weitergabe und Austausch von Informationen, Entscheidungsfindung, Koordination, Beurteilung, Berichterstattung etc.

Im Überprüfungszeitraum realisierte das KKG eine Reihe von Änderungen. Der Wechsel in der Kraftwerksleitung in 2012 führte beispielsweise zur Überarbeitung des Unternehmensleitbilds, der Mission und Vision sowie der Definition von Unternehmenswerten. Die Umsetzung der neu definierten Inhalte führte zur konzeptionellen Neugestaltung der Führungs- und Fachkaderausbildung. Jährlich wurden Klausuren des Führungsteams mit unterschiedlichen Schwerpunkten durchgeführt. Im Rahmen des Projekts «Dialog» wurde 2011 mit der ETH Zürich eine Einschätzung der Arbeitsbeziehungen durchgeführt (vgl. dazu auch Kap. 8.2.3.4 dieser Stellungnahme). Dabei wurden einige Kritikpunkte, z. B. bezüglich der Präsenz der Führungskräfte in der Anlage und der Kommunikation, aufgenommen und entsprechende Massnahmen erarbeitet. Zwischen 2013 und 2016 wurden zwecks Verbesserungen der Sitzungsgestaltung in allen Abteilungen und auf unterschiedlichen Hierarchiestufen interne Audits durchgeführt. Dazu wurde die «Checkliste zur Optimierung von Beurteilungs- und Entscheidungsprozessen in Gremien» von der Hochschule für Angewandte Psychologie der FHNW in Olten eingesetzt.

Das KKG erkennt positive Trends und arbeitet weiter an der Umsetzung der erarbeiteten Grundsätze und getroffenen Massnahmen.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-G07]

Beurteilung des ENSI

Das ENSI konnte sich vergewissern, dass sich das KKG im Überprüfungszeitraum auf unterschiedlichen Ebenen (Grundsätze und Leitbilder, Führungsschulung, Führungsverhalten etc.) mit seiner Führungskultur befasst hat und diese als ein zentrales Element für den sicheren Betrieb des KKG betrachtet. Aus seiner Aufsichtstätigkeit in neuerer Zeit, sind dem ENSI ausserdem die aktuellen Aktivitäten des KKG, um die Rolle und Verantwortungsübernahme der Führungskräfte im Rahmen der Massnahmen zur Kulturentwicklung (siehe Kap. 8.2.5 dieser Stellungnahme) zu stärken, bekannt. Diese Anstrengungen des KKG werden vom ENSI im Rahmen seiner Aufsicht weiterhin begleitet.

Somit sind die massgebenden Anforderungen aus der Richtlinie [ENSI-G07] erfüllt.

8.2.5 Sicherheitskultur

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht [BER-C-92657] sowie dem Leitbild zur Sicherheitskultur [WSG-D-44].

Das Leitbild zur Sicherheitskultur [WSG-D-44] stellt im KKG das Fundament im Managementsystem dar. Es zeigt auf, welche Grundsätze (Kommunikativ – Kritisch – Gründlich, vgl. Kap. 8.1.2 dieser Stellungnahme) die Mitarbeitenden des KKG bei der Förderung der Sicherheitskultur leiten. Das KKG definiert die Sicherheitskultur wie folgt:

> *Die Sicherheitskultur ist Teil unserer Unternehmenskultur. Sie wird geprägt durch vorausschauendes, sicherheitsgerichtetes Verhalten und Lernen, durch gemeinsame Werte und durch verbindliche Regeln, die für alle Unternehmensangehörigen und sämtliche Unternehmensbereiche gültig sind.*

Aus diesem Verständnis von Sicherheitskultur leitet das KKG die sicherheitsgerichteten Verhaltensweisen ab, die von allen Mitarbeitenden erwartet werden.

Nach Einschätzung des KKG ist im Verlaufe des Überprüfungszeitraums das Bewusstsein für die Bedeutung einer starken Sicherheitskultur im KKG stetig gestiegen. Die Führung kommt heute in vielerlei Hinsicht mit der Sicherheitskultur in Berührung und sieht in der Weiterentwicklung des KKG zu einer HRO (high reliability organisation) ein klares Ziel für die nächsten Jahre.

Zur Unterstützung der Förderung der Sicherheitskultur setzte die Kraftwerksleitung die Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» ein. Die Arbeitsgruppe ist ein aus verschiedenen Abteilungen und Hierarchiestufen zusammengesetztes Organ, welches im Auftrag oder selbstständig Analysen macht und Massnahmenvorschläge erarbeitet. Sie ist mit einem Mitglied im ISA vertreten (vgl. dazu auch Kap. 8.2.1 dieser Stellungnahme).

Aktuelle Schwerpunkte der Massnahmen im Bereich der Sicherheitskultur im KKG sind die folgenden:

- Erfahrungsrückfluss und Lernen, Förderung einer offenen Fehlerkultur (Erfassen von Abweichungen und Beinahe-Ereignissen);
- Förderung der kritisch-hinterfragenden Grundhaltung (Stärkung von Pre- und Post-Job-Briefings, Nutzung der Werkzeuge zur konservativen Entscheidungsfindung);
- Weiterentwicklung zur HRO; und
- Identifikation mit der Sicherheit, z. B. Durchführung von praktischen HPO-Kursen (high performance organisation) für den Grossteil der Mitarbeitenden.

Die letzterwähnten HPO-Kurse stellen ein umfangreiches Projekt dar, welches vom KKG 2016 initialisiert wurde. Im Rahmen dieser Kurse wurde der Grossteil der Belegschaft anhand von realitätsnahen Instandhaltungsübungen an einer Testanlage geschult, wobei Sinn und Nutzen von Fehlervermeidungstechniken und Kommunikation in der Praxis erlebbar gemacht wurden.

Das KKG beschreibt, welche Aktivitäten zur Entwicklung und Förderung der Sicherheitskultur, zur internen Ausbildung, zum Monitoring der Sicherheitskultur sowie zum externen Austausch und der Verfolgung der Entwicklungen ausserhalb des KKG im Überprüfungszeitraum erfolgten.

Nach Einschätzung des KKG ist ein Prozess der Veränderung im Gange. Dieser sei jedoch langsam, da Verhaltensänderungen viel Zeit brauchen. Das KKG identifiziert positive Trends, sieht jedoch weiteres Verbesserungspotenzial, beispielsweise in Bezug auf die Nutzung von Fehlervermeidungstechniken (insbesondere Pre- und Post-Job-Briefings) oder die Meldung von «Beinahe-Ereignissen» sowie das flächendeckende Verständnis gemeinsamer Werte oder die Ausprägung des Sicherheitsbewusstseins. Es stellt ausserdem fest, dass die personellen Ressourcen für die Förderung und Umsetzung von Massnahmen zur Steigerung der Sicherheitskultur im Vergleich zu externen Organisationen eher knapp sind.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-G07 und ENSI-G09

Beurteilung des ENSI

Das ENSI begrüsst, dass das KKG im Überprüfungszeitraum der Sicherheitskultur grosse Bedeutung zugeschrieben und eine erhebliche Anzahl konkreter Aktivitäten und Massnahmen zu deren Stärkung ergriffen hat.

Im Jahre 2015 bewertete das ENSI das Vorkommnis «RESA infolge Schliessen der ISO-Ventile RA01S001 und RA03S001» (vgl. Kap. 3.2 dieser Stellungnahme) mit INES 1. Grund dafür waren wiederholte Auffälligkeiten im menschlichen und organisatorischen Bereich im Rahmen dieser und vorangegangener Vorkommnisse, welche das ENSI als Hinweis auf tiefer in der Organisation liegende Mechanismen, die das Auftreten von Fehlern bei der Arbeitsausführung begünstigten, deutete (vgl. Bericht ENSI 17/1868). Das ENSI forderte neben einer vertieften Analyse der spezifischen Vorkommnisse aus der menschlichen und organisatorischen Perspektive auch eine übergreifende Analyse der Vorkommnisse mit Ursachen im menschlichen und organisatorischen Bereich mindestens der vorangegangenen 3 Jahre. Als eine der zentralen Massnahmen aus diesen Vorkommnissen, leitete das KKG die HPO-Kurse ein, an welchen der überwiegende Teil der KKG-Belegschaft, inklusive der Führungskräfte aller Kaderstufen, teilnahmen. Das ENSI begleitet seither die Umsetzung dieser und weiterer vom KKG getroffenen Massnahmen im organisatorischen Bereich im Rahmen seiner Aufsicht. Das ENSI stellt anerkennend fest, dass das KKG die HPO-Kurse kontinuierlich weiterentwickelte. Es nutzte sie nicht nur zur Vermittlung des Einsatzes von Fehlervermeidungswerkzeugen, sondern in erster Linie als Instrumente der Kulturbeobachtung, -reflexion und -weiterentwicklung. Positiv wertet das ENSI auch, dass das KKG neben dem HPO-Programm, welches vom KKG bis zum heutigen Tag als ein Instrument der Kulturentwicklung weitergeführt wird, in seiner Organisation Strukturen und Abläufe schuf, welche auf Nachhaltigkeit und Langfristigkeit ausgelegt sind. Unter anderem wurde 2019 (also ausserhalb des Überprüfungszeitraums) ein sogenanntes HRO-Zentrum gegründet, welches als Drehscheibe für Themen im Zusammenhang mit der Weiterentwicklung der Kultur im KKG im Sinne des KKG-Leitbildes fungiert, und die Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» wurde neu ausgerichtet. Ebenso hervorheben möchte das ENSI, dass das KKG über Personal mit ausgewiesener fachlicher Kompetenz und Erfahrung im Bereich der menschlichen und organisatorischen Faktoren, inklusive der (Sicherheits- und Unternehmens-)Kultur, verfügt, und im Überprüfungszeitraum und nach deren Ende diese Kompetenzen und entsprechende Ressourcen weiter ausbaute. Neben einer Professionalisierung und Institutionalisierung der Anstrengungen zur Weiterentwicklung der Sicherheitskultur, schreibt das KKG auch der Rolle und Verantwortung der Führungskräfte hinsichtlich der Stärkung und Weiterentwicklung der Sicherheitskultur eine zentrale Bedeutung zu. Das ENSI ist überzeugt, dass eine solche differenzierte und auf eine breite und solide Grundlage abgestützte Vorgehensweise eine zentrale Bedingung für den langfristigen Erfolg von Kulturentwicklungsmassnahmen ist.

Das ENSI begrüsst deshalb die Anstrengungen und Massnahmen des KKG im Bereich der Stärkung und Weiterentwicklung seiner Sicherheitskultur und deren langfristige Ausrichtung ausdrücklich. Es wird die Weiterführung der eingeleiteten Massnahmen und deren Wirksamkeit weiterhin im Rahmen seiner Aufsicht aufmerksam verfolgen.

Der Umgang des KKG mit Fragestellungen im Bereich der Sicherheitskultur erfüllt die Vorgaben der Richtlinien ENSI-G07 und ENSI-G09.

8.2.6 Motivation zur Nutzung von Meldesystemen

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657. Weitere relevante Angaben finden sich im Leitbild zur Sicherheitskultur WSG-D-44.

Die Förderung eines offenen Umgangs mit Fehlern wird vom KKG im Zusammenhang mit dem Meldewesen als eine der zentralen Führungsaufgaben betrachtet. Im Rahmen der im Unternehmensleitbild des KKG neu definierten Werte (vgl. Kap. 8.1.2 dieser Stellungnahme) wird Transparenz im Umgang mit Fehlern angestrebt.

Diese wird u. a. mit dem Satz «Ich stehe zu meinen Fehlern, lerne daraus und informiere sofort» konkretisiert. Das Leitbild zur Sicherheitskultur [WSG-D-44] enthält zudem den Vorsatz:

> *Wir wollen Fehler frühzeitig erkennen. Wenn wir einen Fehler feststellen oder einem Irrtum unterlegen sind, dann melden wir dies unseren Vorgesetzten. Fehler oder Irrtümer werden konsequent und gründlich analysiert und die Lehren daraus gezogen.*

Alle Mitarbeitenden haben die Möglichkeit, eigeninitiativ auf unterschiedlichen Wegen eine Meldung oder Feststellung mit möglicher Bedeutung für die Sicherheit festzuhalten. Ein zentrales Gefäss stellt dabei das Instrument der Störmeldungen dar. Störmeldungen werden im Rahmen des Arbeitsantragverfahrens im Betriebsführungssystem IPIS erfasst und abgewickelt.

Das Vorgehen zur Meldung von meldepflichtigen Vorkommnissen und Befunden, nicht meldepflichtigen internen Vorkommnissen und Beinahe-Vorkommnissen ist im Rahmen einer Weisung [WSG-B-7] geregelt (vgl. dazu Kap. 3.2.1 dieser Stellungnahme). Das KKG propagiert im Zusammenhang mit dem Umgang mit Vorkommnissen die folgenden Grundsätze für die Förderung der Fehlerkultur:

- Es werden keine Schuldigen gesucht. Identifiziert werden sollen die Faktoren, die das Vorkommnis oder Beinahe-Vorkommnis ermöglichten.
- Es soll eine offene Diskussion im Team geführt werden, bei der jeder Beteiligte seine Rolle aus seiner Sicht schildern kann, ohne dabei tatsächlich gemachte Fehler verschleiern oder bestreiten zu müssen.

Weitere Meldekanäle stellen die im Verlauf des Überprüfungszeitraums eingeführten Formulare zur Arbeitsvor-/Nachbesprechung, die Wochensitzung «Technik», oder das Programm «Managers in the Field» dar. Das KKG arbeitet ausserdem nach eigenen Angaben an weiteren Optimierungen zur Motivation der Meldung von Beinahe-Vorkommnissen.

Bei diversen externen und internen Überprüfungen des Meldewesens wurde Verbesserungspotenzial im Bereich der Meldung und Auswertung von Abweichungen (Near Misses und Low Level Events von geringer Tragweite) festgestellt. Entsprechende Massnahmen befinden sich im KKG in Arbeit.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-G07]

Beurteilung des ENSI

Die festgelegten Grundsätze, welche das Streben nach einem offenen und vertrauensvollen Umgang mit Fehlern ausdrücken, beurteilt das ENSI als zielführend.

Bezüglich der Meldung und Bearbeitung von Beinahe-Ereignissen bzw. Abweichungen von geringer Tragweite (unterhalb der formalen Meldeschwelle für Ereignisse) haben das KKG selbst sowie externe Organisationen im Rahmen von Überprüfungen Verbesserungspotenzial identifiziert. Dem ENSI ist aus seiner Aufsichtstätigkeit bekannt, dass das KKG ein Meldesystem für (niederschwellige) Abweichungen entwickelt und eingeführt hat (vgl. dazu ENSI-Bericht [ENSI 17/1868]). Zudem hat es die Funktion einer «Vertrauensperson» geschaffen, welche vom Leiter der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» bekleidet wird, an welche sich die Mitarbeitenden, z. B. im Zusammenhang mit Abweichungsmeldungen und Themen mit Bezug zur Sicherheitskultur, wenden können. Es ist aus Sicht des ENSI zentral, dass in der Organisation niederschwellige Meldekanäle zur Verfügung stehen und von den Mitarbeitenden ohne Angst vor negativen Konsequenzen genutzt werden können. Dabei möchte das ENSI betonen, dass neben den Meldungen technischer Störungen oder eingetretener Abweichungen und Fehler, z. B. bei der Arbeitsausführung, auch die Möglichkeit der Meldung von Feststellungen mit organisatorischem und kulturellem Bezug möglich sein sollten. Das ENSI bewertet zudem die vom KKG zwischenzeitlich realisierte Erweiterung des Meldesystems um positive Meldungen. Damit wird die Palette an möglichen Lernfeldern erheblich vergrössert.

Das KKG verfügt demnach nach Wertung des ENSI über geeignete Kanäle, über welche die Mitarbeitenden Meldungen über festgestellte Abweichungen, Fehler oder Störungen formalisiert zur Kenntnis bringen und deren Bearbeitung initialisieren können. Das Meldewesen des KKG erfüllt die Vorgaben der Richtlinie ENSI-G07.

8.2.7 Vollständigkeit und Zweckmässigkeit des Managementsystems

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657 und dem Reglement REG-D-1.

Das KKG verfügt über ein Managementsystem, das gemäss der Schweizerischen Vereinigung für Qualitäts- und Managementsysteme (SQS) die Anforderungen der normativen Grundlagen nach ISO 9001:2015 «Qualitätsmanagementsystem», ISO 14001:2015 «Umweltmanagementsystem» und OHSAS 18001:2007 «Arbeitssicherheits- und Gesundheitsschutz-Managementsystem» erfüllt.

Der grundsätzliche Aufbau des integrierten Managementsystems (iMS) des KKG ist im Reglement REG-D-1 dargelegt. Mit dem Aufbau sind auch die Zuständigkeiten für die einzelnen Prozesse beschrieben, welche zur Sicherstellung und stetigen Verbesserung, zur Erfüllung der Kunden- und Partnererwartungen, zur gesellschaftlichen und unternehmerischen Verantwortung und zur Einhaltung der gesetzlichen und anderen bindenden Anforderungen notwendig sind.

Das iMS ist derart konzipiert, dass bei dessen konsequenter Anwendung zusätzlich zu den erwähnten ISO- und OHSAS-Normen, die aktuellen Anforderungen der IAEA IAEA GSR-2 und EN 1090:2011 Teil 1 EN 1 und Teil 2 EN 1 erfüllt werden.

Im Managementsystem sind die Prozesse in folgende drei Gruppen unterteilt: «Führungsprozesse», «Kernprozesse» und «Supportprozesse». Die Prozessfamilien, in welche die Gruppen gegliedert sind, unterstützen die Umsetzung der Vision und der Mission unter Beachtung der Werte für den sicheren, zuverlässigen und wirtschaftlichen Betrieb der Anlage.

Der PDCA (Plan–Do–Check–Act)-Zyklus wird im Sinne der stetigen Verbesserung bei allen relevanten betrieblichen Tätigkeiten, Teilprozessen und Prozessen angewendet. Die Zweckmässigkeit und Wirksamkeit der festgelegten Prozesse im Managementsystem werden jährlich überprüft. Die genauen Aufgaben der Prozessverantwortlichen sind im Bericht BER-C-92657 beschrieben. Sie bewerten jährlich ihre Prozesse zur Ermittlung des Reifegrads und zur Eruierung der Verbesserungspotenziale für die Gewährleistung der Sicherheit. Schnittstellen zwischen den Prozessen werden hinterfragt und Änderungen und Zustand der Prozessdokumentation ausgewiesen. Bei dieser Bewertung wird die Umsetzung des Prozesses nach festgelegten Vorgaben durch die Mitarbeitenden und die Rückmeldungen der Prozessbeteiligten aus der Perspektive des Prozesseigners begutachtet. Die aktuellen Kennzahlen und Indikatoren werden bei der Bewertung auf die Aussagekraft hinterfragt und die Ergebnisse ausgewiesen, neue Massnahmen geplant und die umgesetzten auf ihre Wirksamkeit und Vollständigkeit überprüft und beurteilt.

Das KKG führt eine jährliche Managementsystembewertung zur periodischen Überwachung des Stands und des Fortschritts sowie die Festlegung von Zielen und Massnahmen zur Verbesserung durch. Die Bewertungsgegenstände sind im Bericht BER-C-92657 aufgeführt.

Geschulte Auditoren überprüfen mit internen Audits planmässig die Wirksamkeit des Managementsystems. Die unterschiedlichen Arten von internen Audits, die Schwerpunkte der Audits, die Planung, Durchführung und Auswertungen sind im Bericht BER-C-92657 beschrieben.

Das Managementsystem wurde gemäss Bericht BER-C-92657 über die Jahre stets weiterentwickelt.

Die seit 2012 jährlichen Inspektionen des ENSI zum Managementsystem, welche bestimmte Themen vertieft behandelten, wurden stets mit «Normalität» und einmal mit «Gute Praxis» bewertet.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 31

Richtlinien ENSI-G07 und ENSI-G09

Inspektionsberichte ENSI 17/1884, ENSI 17/1755, ENSI 17/2016, ENSI 17/1378, ENSI 17/1648, ENSI 17/2167 und ENSI 17/2301

Beurteilung des ENSI

Aus den jährlichen Managementsysteminspektionen, welche das ENSI seit 2012 durchführt, hat es themenspezifisch, teils tiefe Einblicke ins Managementsystem des KKG gewonnen. Folgende Themen wurden in den letzten Jahren inspiziert und mit «Normalität» und einmal «Gute Praxis» bewertet.

- 2012: Integration Regelwerk ENSI 17/1378

  Schwerpunkt der Inspektion waren die Integration des Regelwerks in das Managementsystem und die Kompatibilität desselben mit den Anforderungen gemäss IAEA Safety Standards, Safety Requirements no. GSR-3, «The Management System for Facilities and Activities».

- 2013: Qualitätssicherung von Dokumenten ENSI 17/1648

  Im Rahmen der Inspektion ging es um die Überprüfung der Erfüllung des Kap. 7.4 «Dokumentation und Aufzeichnung» und des Kap. 7.5 «Qualitätsmanagement» der Richtlinie ENSI-G07.

- 2014: Beschaffung und Kundenkompetenz ENSI 17/1755

  Das ENSI inspizierte den Beschaffungsprozess des KKG, welcher dem Kernprozess «Versorgung» zugeordnet ist und direkt oder indirekt eine Vielzahl weiterer Prozesse beeinflusst. Im Zusammenhang mit der Kundenkompetenz präsentierte das KKG zwei Beschaffungsbeispiele, welche vom ENSI mit «Gute Praxis» bewertet wurden.

- 2015: Kompetenzmanagement ENSI 17/1884

  Schwerpunktthema dieser Inspektion des Managementsystems war das «Kompetenzmanagement» (vgl. dazu auch Kap. 8.2.3.2 dieser Stellungnahme). Das ENSI überzeugte sich davon, dass die Abläufe und Vorgaben zur Ermittlung der erforderlichen Kompetenzen des Eigenpersonals und die Identifikation des Bedarfs zum Kompetenzerhalt und -aufbau inklusive der Überprüfung der Wirksamkeit klar, kohärent, angemessen detailliert und verbindlich geregelt sind.

- 2016: Änderungsmanagement ENSI 17/2016

  Im Rahmen der Inspektion «Änderungsmanagement» überzeugte sich das ENSI davon, dass die Abläufe und Vorgaben bei technischen und organisatorischen Änderungen klar, kohärent, angemessen detailliert und verbindlich geregelt sind und die Auswirkungen auf Mensch, Technik und Organisation und auf deren Wechselwirkungen berücksichtigt werden.

- 2017: Betriebserfahrung ENSI 17/2167

  Schwerpunkte der Managementsysteminspektion zur Betriebserfahrung waren die Erfassung, Auswertung und Umsetzung interner und externer Betriebserfahrungen, welche in einer Reihe von KKG-internen Weisungen und Prozessen geregelt sind (vgl. dazu auch Kap. 3.1 und 3.2 dieser Stellungnahme).

- 2018: Arbeitsauftragsverfahren und Betriebsführungssysteme ENSI 17/2301

  Die Prozesse und zugehörigen Weisungen des KKG-Managementsystems gewährleisten mit Unterstützung des Betriebsführungssystems (IPIS) eine kohärente Regelung des Arbeitsauftragsverfahrens für geplante und ungeplante (störungsbedingte) Tätigkeiten. Die Funktionalität des IPIS wurde für das KKG angepasst und mit speziellen Modulen erweitert. Im Rahmen der Inspektion wurden die Arbeitsinitiierung, Planung, Vorbereitung, Durchführung, Qualitätskontrolle sowie der Erfahrungsrückfluss inspiziert.

- 2019: Qualitätssicherung bei wiederkehrenden (Funktions-)Prüfungen ENSI 17/2477

  Schwerpunkt der Managementsysteminspektion war die Qualitätssicherung bei wiederkehrenden Funktionsprüfungen (Prüfvorschriften, Qualifizierung des Prüfpersonals, Prüfaufsicht und Bewertung). Anhand praktischer Beispiele aus den Bereichen Maschinentechnik und Elektrotechnik zeigte das KKG auf, wie wiederkehrende Prüfungen geplant und abgewickelt werden. Es erläuterte, wie die Qualifikation des Personals sichergestellt wird und wie die Qualitätssicherung der Prüfungen erfolgt.

- 2020: Interne Audits und Lieferantenaudits ENSI 17/2529

  Eine Managementsysteminspektion zum Thema «Interne Audits und Lieferantenaudits» wurde im Herbst 2020 durchgeführt. Schwerpunkt der Inspektion waren die Vorgaben und das Verfahren zur Planung, Durchführung und Auswertung von internen und externen Audits inklusive der Nachverfolgung und Umsetzung der resultierenden Verbesserungsmassnahmen und deren Nutzung zur Bewertung der Wirksamkeit des Managementsystems.

- 2021: Managementreview bzw. Systemaudit ENSI 17/2690

  Im Rahmen der Inspektion zum Managementreview zeigte das KKG auf, dass und wie die oberste Leitung das Managementsystem bewertet, um dessen fortdauernde Eignung, Angemessenheit und Wirksamkeit in Bezug auf die sicherheitsrelevanten Aspekte sowie dessen Angleichung an die strategische Ausrichtung der Organisation sicherstellt.

Das ENSI kommt aufgrund der obigen Angaben und der themenspezifischen Inspektionen zum integrierten Managementsystem des KKG zum Schluss, dass das KKG die Vorgaben des Art. 31 KEV und der Richtlinien ENSI-G07 und ENSI-G09 erfüllt. Das ENSI begrüsst die stetige Weiterentwicklung des Managementsystems und die Involvierung der Nutzenden in die Wirksamkeitskontrolle der Prozesse. Somit können die täglichen Erkenntnisse bei der Ausführung von Tätigkeiten in die Prozesse miteinfliessen und die Prozesse wiederum im Alltag besser angewendet werden.

8.2.8 Kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit und Sicherung

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen in erster Linie dem Bericht BER-C-92657. Bezüge bestehen ausserdem zu weiteren Dokumenten, insbesondere WSG-B-7 und WSG-D-1 (vgl. dazu Kap. 3.1.1, 3.2.1, 3.8.1 dieser Stellungnahme).

Gemäss den Festlegungen im Managementsystem des KKG wird die kontinuierliche Verbesserung grundsätzlich durch Erkennen, Korrigieren, Vorbeugen von Abweichungen vom Sollzustand und Beurteilen der Wirksamkeit der eingeleiteten Massnahmen sowie durch Erkennen und Realisieren von Verbesserungspotenzialen sichergestellt. Das KKG legt weiter dar, dass sich der kontinuierliche Verbesserungsprozess als System geschlossener Regelkreise abbilden lässt. Dabei wird zwischen einem kleinen Regelkreis (Behandlung von Einzelabweichungen), einem mittleren Regelkreis (Korrektur- und Vorbeugemassnahmen aus Auswertung von Einzelmeldungen) und einem grossen Regelkreis (Steigerung der Sicherheit und der Unternehmensleistung; Weiterentwicklung des Managementsystems) unterschieden.

Etliche Quellen stellen Inputs für Verbesserungen dar, z. B. Abweichungsmeldungen, Beinahe-Ereignisse, Störmeldungen oder Instandhaltungsaufträge, externe Ereignismeldungen, Anlagenänderungen, Managementsystem-Bewertungen, Risikoanalyse, Audits, internationale Überprüfungen etc. Aus den systematischen Sicherheits- und Sicherungsbewertungen, aus der Durchführung der jährlichen Notfallübungen und aus der Beurteilung der sicherheitsrelevanten Prozesse werden die notwendigen Verbesserungsmassnahmen definiert, die einen Einfluss auf die Jahresziele des KKG und auf die Planung der Anlagen- und Organisationsänderungen bzw. Projekte haben.

Der Interne Sicherheitsausschuss (ISA) behandelt neben den meldepflichtigen Ereignissen und den Massnahmen aus internen und externen Erfahrungsmeldungen auch aktuelle sicherheitsrelevante Angelegenheiten. Das KKG nennt exemplarisch Themen im Zusammenhang mit der Verbesserung der Sicherheit, welche

durch den ISA im Überprüfungszeitraum behandelt wurden. Diese Themen betreffen unter anderem wesentliche Änderungen der Anlage bzw. von sicherheitstechnisch relevanten Systemen und Komponenten sowie organisatorische Änderungen, die Beurteilung von Sicherheits- und Störfallanalysen, sicherheitsrelevante Änderungen an Dokumenten, die Nutzung von Betriebserfahrungen aus anderen Kernanlagen, Erkenntnisse aus Notfallübungen etc.

Im Überprüfungszeitraum wurden ausserdem die Prozesse des Projektmanagements weiterentwickelt. Die Optimierung des Projektmanagements ist nach Angaben des KKG noch nicht abgeschlossen.

Das KKG beurteilt die kontinuierliche Verbesserung in seiner Organisation positiv und identifiziert, mit Ausnahme des sich noch in Optimierung befindenden Projektmanagements, keinen spezifischen Verbesserungsbedarf.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über geeignete formalisierte Grundlagen und systematische Verfahren, um die kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit zu gewährleisten. Im Überprüfungszeitraum hat das KKG zahlreiche Verbesserungen an seiner Anlage und seiner Organisation umgesetzt, welche das ENSI aufsichtlich verfolgt hat. Das ENSI verfolgt die weitere vom KKG geplante Optimierung im Bereich des Projektmanagements im Rahmen seiner Aufsicht.

Die Konzeption der kontinuierlichen Verbesserung als System geschlossener Regelkreise, welches aus je einem kleinen, mittleren und grossen Regelkreis besteht, zeigt aus Sicht des ENSI, dass das KKG einen ganzheitlichen Ansatz verfolgt. Die ineinander verschachtelten Regel- bzw. Lernkreise stellen die Basis für eine integrierte Betrachtung und Behandlung aller menschlichen, organisatorischen und technischen Aspekte dar, welche die Sicherheit beeinflussen bzw. gewährleisten. Das ENSI begrüsst diese Herangehensweise des KKG und verweist auf die in Kap. 3.1.1 dieser Stellungnahme diskutierte und empfohlene Integration der anhand unterschiedlicher methodischer Ansätze und unterschiedlicher Datenquellen gewonnenen Erkenntnisse zu einer ganzheitlichen Erfassung der Sicherheitsleistung des KKG (vgl. Forderung 3-1, siehe Kap. 3.1.1 der Stellungnahme).

Die massgebenden Anforderungen der Richtlinie ENSI-G07 sind erfüllt.

8.2.9 Prozess zur Gewährleistung der Qualität und zur internen Freigabe von Vorschriften

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG entstammen dem Bericht BER-C-92657 sowie einer Reihe weiterer Dokumente und interner Weisungen, namentlich WSG-A-5, ANO-D-65494, HDB-B-77612, HDB-B-78910 und HDB-B-30837.

Die Grundsätze und Anforderungen für die einheitliche Erstellung, Handhabung, Verwaltung und Archivierung von internen und externen Dokumenten sind in der Weisung zur Erstellung und Handhabung von Dokumenten WSG-A-5 beschrieben. Die Weisung regelt u. a. Aufgaben und Verantwortlichkeiten, die Klassifizierung, die Erstellung und Änderung von Dokumenten, die Zugriffsberechtigungen, Verteilung, Archivierung und Ausserkraftsetzung. Vorgabedokumente (Reglemente, Weisungen, Vorschriften, Anlagendokumentation, Handbücher und Stellenbeschreibungen) müssen alle 5 Jahre auf ihre Aktualität überprüft werden. Sie unterliegen einem mehrstufigen Freigabeverfahren, welches in der Weisung spezifiziert ist.

Um die erforderliche Qualität von Vorgabedokumenten zu gewährleisten, wurde eine anwendergerechte Schulungsunterlage zur Gestaltung von Vorschriften erstellt ANO-D-65494. Diese dient als Hilfsmittel zur Erstellung und Überarbeitung von Vorgabedokumenten unter Berücksichtigung von Grundsätzen und Erkenntnissen aus dem Bereich der menschlichen Faktoren.

Der Verfahrensablauf und das Freigabeverfahren bei der Revision des Betriebshandbuchs (BHB), inklusive der Technischen Spezifikationen sowie des Notfallhandbuchs (NHB) sind in spezifischen Handbüchern (HDB-B-

77612 und HDB-B-78910) geregelt. Unter anderem sieht das Verfahren zur Revision des BHB die Möglichkeit einer Überprüfung eines überarbeiteten oder neuen BHB am Simulator vor. Die Entscheidung darüber wird von der Revisionsstelle zusammen mit der Abteilungsleitung Betrieb getroffen. Eine inhaltliche Anpassung des NHB ist dem ISA vorzulegen und von diesem freizugeben.

Die administrativen Abläufe und die Überwachung der (übrigen) Dokumente in der Abteilung Betrieb, z. B. Reaktorschutzprüfungen, Funktionsprüfanweisungen, Schichtanweisungen, Freischaltanleitungen, Arbeitsanweisungen etc. sind in der Schichtanweisung Nr. 1 (siehe Handbuch HDB-B-30837) geregelt. Dieses Dokument legt Regeln und Verantwortlichkeiten bezüglich Erstellung, Prüfung und Freigabe der Betriebsanweisungen fest.

2017 wurde das elektronische Dokumentenmanagementsystem ersetzt, was zu einer Reihe von Optimierungen führte. Im Überprüfungszeitraum erfolgten zudem u. a. eine fortlaufende Digitalisierung der Papierdokumentation und eine Verbesserung der elektronischen Verfügbarkeit der Dokumentation.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 31

Richtlinien ENSI-G07 und ENSI-B12

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über geeignete formalisierte Verfahren, welche der Sicherstellung der Qualität der Dokumente, insbesondere der sicherheitsrelevanten Vorgabedokumente, dienen. Neben der Prüfung der vom KKG eingereichten Dokumentation im Rahmen der vorliegenden periodischen Sicherheitsüberprüfung, hat sich das ENSI wiederholt in seiner regulären Aufsicht mit der Qualitätssicherung und Freigabe von (Vorgabe-)Dokumenten befasst. Namentlich hat es 2013 im Rahmen einer Inspektion die Qualitätssicherung von Dokumenten ENSI 17/1648 sowie 2019 die Vorgaben für die Erstellung, periodische Prüfung und Revision von Vorschriften für wiederkehrende Prüfungen ENSI 17/2477 überprüft (vgl. dazu Kap. 8.2.7 dieser Stellungnahme) und dabei jeweils festgestellt, dass die Anforderungen aus dem Regelwerk erfüllt sind. Auch im Rahmen der vorliegenden Prüfung kommt das ENSI zum Schluss, dass die massgeblichen Anforderungen der KEV und der Richtlinie ENSI-G07 erfüllt sind.

Das KKG schult das Personal, welches mit der Erstellung oder Überarbeitung von Vorschriften betraut ist, anhand einer Schulungsunterlage bzw. nutzt diese als Hilfsmittel zur Erstellung und Überarbeitung von Vorgabedokumenten ANO-D-65494. Das KKG betrachtet die Vorschriften als Element der Arbeitsgestaltung. Es strebt bei der Gestaltung von Vorschriften nach der Schaffung von Bedingungen, die das Ausspielen der menschlichen Stärken fördern und die Auswirkungen menschlicher Schwächen minimieren ENSI 17/2477. Das ENSI begrüsst diese Haltung des KKG und die dazu entwickelte Hilfestellung für die Mitarbeitenden ausdrücklich.

Im Rahmen von Ereignissen in jüngerer Zeit hat das KKG die Notwendigkeit erkannt, u. a. bei den Prüfanweisungen (z. B. für Funktionsprüfungen, wiederkehrende Prüfungen etc.) in verschiedenen Bereichen (u. a. im Fachbereich Elektrotechnik), diese auf Basis neuerer Erkenntnisse und Anforderungen hinsichtlich deren Inhalte und ergonomischer Gestaltung zu überprüfen und ggf. anzupassen. Die Prüfung und Überarbeitung der Gestaltung und Anwendung von Vorschriften erfolgt im Gesamtkontext der übergeordneten Anstrengungen des KKG zur Weiterentwicklung seiner Sicherheitskultur (u. a. im Rahmen der HPO-Trainings), was vom ENSI begrüsst wird. Das ENSI wird die Handhabung von Vorschriften durch das KKG im Rahmen seiner regulären Aufsicht weiterverfolgen.

Das ENSI begrüsst zudem, dass im Zusammenhang mit der Erstellung oder Änderung des BHB die Möglichkeit einer Überprüfung (Validierung) des neuen bzw. geänderten BHB am Simulator vorgesehen ist (siehe Handbuch «Verfahrensablauf BHB-Revision» HDB-B-77612). Die Validierung einer Vorschrift aus der Perspektive der menschlichen und organisatorischen Faktoren stellt aus Sicht des ENSI ein zentrales Element des Verfahrens der Erstellung oder Überarbeitung einer Vorschrift dar, da die Vorschrift ein wesentliches Arbeitsmittel

für das Personal darstellt und somit zum sicheren Betrieb der Anlage beiträgt bzw. u. U. einen solchen beeinträchtigen kann. Das Handbuch [HDB-B-77612] sieht allerdings lediglich eine allgemeine Formulierung der Möglichkeit einer solchen Validierung vor.

Im Falle der Erstellung bzw. Revision des NHB ist hingegen im entsprechenden Handbuch «Verfahrensablauf NHB-Revision» [HDB-B-78910] die Möglichkeit der Validierung gar nicht vorgesehen. Das ENSI erachtet eine Validierung neuer oder (wesentlich) geänderter Vorschriften, welche der Beherrschung oder Linderung von Notfällen dienen, als besonders wichtig. Entsprechend fordert die Richtlinie [ENSI-B12] eine Validierung von Störfallvorschriften und SAMG.

Forderung 8-3 (Validierung von Vorschriften BHB und NHB)

Das KKG hat die Handbücher zur Erstellung und Revision des BHB und des NHB hinsichtlich der Validierung von Änderungen zu prüfen:

a) Das KKG hat zu prüfen, ob spezifischere Anforderungen bezüglich der Validierung des Betriebshandbuchs, inklusive der Technischen Spezifikationen, formuliert werden sollten, z. B. in Form von Kriterien als Hilfestellung bei der Entscheidung, wann eine Prüfung am Simulator angezeigt bzw. erforderlich ist.

b) Das KKG hat zu prüfen, inwiefern die Überprüfung von neuen oder substantiell geänderten Vorgaben im NHB hinsichtlich ihrer praktischen Tauglichkeit unter möglichst realitätsnahen Bedingungen (Validierung) im Verfahrensablauf der NHB-Revision explizit geregelt werden sollte.

Termin: 31.12.2025.

9 Notfallschutz

Ziel des Notfallschutzes ist der Schutz des Personals und der Bevölkerung vor den Auswirkungen erhöhter Radioaktivität bei Stör- und Unfällen. Zum Schutz der Bevölkerung werden Behörden und Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen (innerhalb der Notfallschutzzonen 1 und 2) über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und über Schutzmassnahmen im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass im Ereignisfall die Behörden rechtzeitig gewarnt werden. Die Bevölkerung wird mit Sirenen alarmiert und über Radio angewiesen, entsprechende Schutzmassnahmen zu befolgen, idealerweise bevor radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang aus der Anlage austreten.

Verantwortlichkeiten und Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und im Notfallreglement der Kernanlage festgeschrieben. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen und Inspektionen überprüft.

Im Rahmen der vorliegenden Stellungnahme wird nur der anlageninterne Notfallschutz bewertet, da der anlagenexterne Notfallschutz anderen dafür zuständigen Stellen des Bundes und der Kantone obliegt.

9.1 Notfallvorsorge und Notfallbereitschaft

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen eines Störfalls, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die zeitgerechte Meldung an die Behörden. Mit einer Notfallorganisation, unterstützt durch Infrastruktureinrichtungen und Handlungsanweisungen in Form einer Notfalldokumentation, werden die Aufgaben des Notfallschutzes wahrgenommen.

Angaben des KKG

Das Notfallreglement beschreibt die Ziele und Grundsätze des Notfallmanagements, die Notfallorganisation, die Aufgaben und Pflichten der Notfallelemente, die Definition der Notfälle sowie die Notfallanweisungen. Das Notfallreglement stellt sicher, dass sich die Notfallorganisation sowie die Notfalleinrichtungen und -ausrüstungen jederzeit im Bereitschaftszustand befinden. Massnahmen sind in Form von Handlungsabläufen bzw. Checklisten im Notfallreglement, im Notfallhandbuch sowie übergeordnet im Prozess 1.2.2 «Notfallmanagement» des Managementsystem KKG beschrieben. Die Notfalldokumentation wird regelmässig überprüft. Das KKG tauscht sich im Rahmen von Fachgesprächen mit den Notfallschutzpartnern aus und passt die Prozesse dahingehend an, dass die Informationsbedürfnisse der Notfallschutzpartner erfüllt werden.

Die Notfallausrüstung und die Notfalleinrichtungen werden regelmässig überprüft. Die Resultate der Überprüfungen werden dazu verwendet, die Notfallvorsorge, die Notfallbereitschaft und die Zweckmässigkeit der Notfalldokumentation kontinuierlich weiterzuentwickeln und zu verbessern. Interne Erfahrungen aus Ereignisanalysen oder aus Übungen sowie externe Erfahrungen und Empfehlungen von der World Association of Nuclear Operators (WANO) und dem technischen Verband der Energieanlagen-Betreiber (VGB) werden im internen Sicherheitsausschuss (ISA) besprochen und allfällige Massnahmen einer Organisationseinheit zugeordnet und von dieser umgesetzt.

Das Kernstück zur Überprüfung der Notfallbereitschaft bildet die jährliche Notfallübung gemäss Richtlinie ENSI-B11 sowie zwei Stabsübungen im Rahmen der beiden Ausbildungstage für den Notfallstab. Dabei werden die technischen Einrichtungen, die Kommunikationssysteme und die technische Ausrüstung in ihrer Anwendung überprüft. Obwohl die Verfügbarkeit von IT-Mitteln zunehmend an Bedeutung gewinnt, sind die Strukturen der Notfallbekämpfung so ausgelegt, dass die Datenerhebung und die Führung im Notfall auch ohne IT-Mittel möglich sind. Fest installierte Systeme werden über das Instandhaltungs- und Informationssystem verwaltet und mittels Reaktorschutzprüfungen periodisch getestet. Ausfälle von Systemen sind inklusive Ausfallzeit aufgelistet und sind überwiegend bedingt durch geplante Instandhaltung. Ungeplante Instandhaltung an Systemen führte zu höchstens 6 h Ausfallzeit. Es gab 42 Störmeldungen in Zusammenhang mit 3910 Funktions- und Reaktorschutzprüfungen. Drei der 42 Störmeldungen führten zu einer Ereignisanalyse, die restlichen 39 hatten keinen Einfluss auf die Verfügbarkeit der Systeme.

Seit 2015 wertet das KKG die Teilnahme an Übungen individuell aus. Das KKG-interne Ziel, dass Notfallstabsmitglieder an mindestens sechs von neun möglichen Übungen teilnehmen, wurde nur von drei Mitgliedern um eine Übung verfehlt.

Die Richtlinie ENSI-B12 verlangt, dass die Notfallorganisation innerhalb der von der Richtlinie ENSI-B11 geforderten Zeiten einsatzbereit ist. Die diesbezügliche Bereitschaft wird anhand von Alarmierungsnotfallübungen regelmässig nachgewiesen. Zusätzlich zur vom ENSI ausgelösten Alarmierungsnotfallübung führt das KKG auch eigene unangemeldete Alarmierungsnotfallübungen via E-Alarm durch. Im Überprüfungszeitraum wurden vom KKG vier Einrückübungen ausserhalb der Arbeitszeit durchgeführt. Jeweils über 60 % der alarmierten Personen waren innerhalb von 60 min vor Ort. Die monatlich durchgeführten Tests mit E-Alarm seit 2016, zeigen eine sehr gute Erreichbarkeit der kompletten Notfallorganisation. Die Kriterien zur Erfüllung der jährlichen Alarmierungsnotfallübung wurden im Überprüfungszeitraum erfüllt.

Beurteilungsgrundlagen

Strahlenschutzverordnung StSV, Art. 123–127

Kernenergieverordnung KEV, Art. 33, Anhang 3

Richtlinie ENSI-B10

Richtlinie ENSI-B11

Richtlinie ENSI-B12

Richtlinie ENSI-G07

Notfallschutzkonzept bei einem KKW-Unfall in der Schweiz, Stand 23. Juni 2015

Beurteilung des ENSI

Das KKG legt den Prozess der Notfallvorsorge und der Notfallbereitschaft anhand des Notfallreglements dar. Mit der Aufteilung des Notfallreglements in zwei Teilbereiche werden einerseits sämtliche Vorkehrungen zusammengefasst, welche der Entwicklung und Erhaltung der Fähigkeit für die Beherrschung bzw. Schadensbegrenzung im Notfall dienen, andererseits alle Massnahmen, welche im Notfall zur Begrenzung der Auswirkungen zur Anwendung kommen. Der Prozess 1.2.2 des Managementsystems stellt die Notfallvorsorge und die Notfallbekämpfung sicher. Die strukturierte Notfallbekämpfung, die ständige Bereitschaft der Notfallorganisation, deren Ausrüstung und Einrichtungen, die effiziente Zusammenarbeit und Kommunikation mit internen und externen Stellen, eine klare Zuweisung von Aufgaben, Pflichten und Kompetenzen und nicht zuletzt der Einsatz von qualifizierten Mitarbeitenden werden dadurch sichergestellt. Rückmeldungen und Erkenntnisse aus Übungen werden im Rahmen des internen Sicherheitsausschusses aufgegriffen, um die Notfallbereitschaft weiter zu verbessern. In Notfallübungen wurde die Bereitschaft der KKG-Notfallorganisation bestätigt. , Die Bereitschaft der im Notfall verwendeten Systeme sowie der Notfallausrüstung wird mit Systemfunktionstests sichergestellt. Gleichfalls bestätigen die Notfallübungen, dass die Notfallorganisation des KKG die an sie gestellten Anforderungen erfüllt, wonach der Betreiber einen Störfall erkennen und beurteilen, entsprechende Massnahmen zu dessen Beherrschung treffen sowie für die Alarmierung und die rasche Orientierung der zuständigen Behörden sorgen muss.

9.2 Notfallorganisation, Notfallausbildung, Notfallübung

9.2.1 Notfallorganisation

Angaben des KKG

Die Anforderungen an die Notfallorganisation sind in den vergangenen Jahren stark gewachsen, was wiederholte Anpassungen der Organisationsstruktur zur Folge hatte. Im Jahr 2008 bestand die Notfallorganisation aus sieben Sektionen, dem Notfallleiter und dem Stabschef sowie dem diensthabenden Pikettingenieur. Mit den zehn Notfallequipen zu Unterstützung bestand die Notfallorganisation aus 214 Personen. Bis Ende 2017

wurde die Notfallorganisation um eine Sektion und sechs Notfallequipen erweitert und umfasst nun 408 Personen. Dabei sind 38 Personen für mehr als eine Funktion vorgesehen. Überschneidungen gibt es insbesondere zwischen Strahlenschutz und Betriebsfeuerwehr. Die Erfüllung der Aufgaben der einzelnen Notfallelemente ist dadurch nicht beeinträchtigt. Die neuen Notfallequipen sind:

- Leittechnik (Sektion Elektrotechnik)
- Starkstrom (Sektion Elektrotechnik)
- Maschinentechnik (Sektion Maschinentechnik)
- Labor (Sektion Strahlenschutz, Chemie und Sanität)
- Reaktorsicherheit (Sektion Störfallanalysen und Kernauslegung)
- Informatik (direkt dem Stabschef unterstellt)

Der Notfallstab wurde von 16 Personen auf 26 erweitert, um einerseits die Einsatzfähigkeit im Mehrschichtbetrieb zu gewährleisten und um eine höhere Ausfallsicherheit zu erhalten. Jede der acht Notfallstabsfunktionen ist mindestens doppelt besetzt, technisch wichtige Funktionen sind mindestens dreifach besetzt.

Zu den baulichen Massnahmen wurden Betriebsschutz und Betriebsfeuerwehr mit dem Aufstellen von Hochwasserschutzbarrieren vertraut gemacht, um beim Eintreten der neu eingeführten Notfallart «Hochwasser» rasch reagieren zu können.

Der Notfallstab wurde mit Fachleuten ergänzt, die anhand diverser vorberechneter Szenarien eine rasche Abschätzung des möglichen Quellterms erstellen können und diese, wenn immer möglich, vor einer allfälligen Freisetzung den Behörden übermitteln können.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-B11 und ENSI-B12

Beurteilung des ENSI

Die Notfallorganisation wird im KKG-Notfallreglement beschrieben und entspricht in ihrer organisatorischen Zusammensetzung den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B12. Gleichfalls entsprechen die organisatorischen Regelungen zur Aktivierung der Notfallorganisation und die Übernahme der Notfallleitung durch den Kraftwerksleiter und den Notfallstab den behördlichen Anforderungen. Durch die Stabsarbeit während und zwischen den Notfallstabsrapporten erarbeiten die Mitglieder des Notfallstabes in ihrem Fachgebiet die notwendigen Entscheidungsgrundlagen für den Notfallleiter und unterstützen ihn in seinen Führungstätigkeiten. Ein strukturierter Übergang beendet den Einsatz der Notfallorganisation. Erkenntnisse aus Übungen und Ereignissen wurden zur Optimierung der Notfallorganisation umgesetzt und deren Wirksamkeit überprüft. Die Auswertung der durchgeführten Alarmierungsnotfallübungen belegt zudem die Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B11.

9.2.2 Notfallausbildung

Angaben des KKG

Die Notfallausbildung wird im PSÜ-Bericht «Organisation und Personal» BER-C-92657 des KKG beschrieben und ist im Prozess 1.2.2 «Notfallmanagement» als Output festgehalten.

Für den Notfallstab, d. h. den Notfallleiter, die Notfallstabsmitglieder und die Pikettingenieure, werden jedes Jahr zwei interne Ausbildungstage durchgeführt. Diese bestehen jeweils aus einem Theorieblock und einer Stabsübung (Table-Top-Übung). Dabei werden die jeweiligen Rollen so verteilt, dass jede für eine bestimmte Funktion vorgesehene Person, diese unter Übungsbedingungen auch ausüben kann. Beispielsweise wird die Rolle des Notfallleiters bewusst von verschiedenen Personen wahrgenommen. Alle neuen Mitglieder des Notfallstabs erhalten in den ersten 6 Monaten eine Grundausbildung in Notfallstabsarbeit. Einzelne Notfallequipen, insbesondere «Reaktorsicherheit und SAMG» werden aufgrund der engen Zusammenarbeit mit dem Notfallstab ebenfalls zu dessen Schulungen eingeladen.

Das Personal der Betriebsschicht, Schichtchefs und Pikettingenieure, nehmen jährlich an einem 5 Tage dauernden Kurs teil. Dieser behandelt Störfälle im Bereich der Anlagenauslegung und darüber hinaus.

Bei den Notfallequipen wird der Fokus verstärkt auf die Aufrechterhaltung, beziehungsweise Wiederherstellung der Strom- und Wasserversorgung gelegt. Die zusätzlichen Anschaffungen im Bereich von SAMG (z. B. externes Lager Reitnau) ist in der Ausbildung der Notfallequipen verankert.

Schulungsinhalte beinhalten wiederkehrende Themen zur Stabsarbeit und Erkenntnisse beziehungsweise erkanntes Verbesserungspotenzial aus bereits durchgeführten und ausgewerteten Notfallübungen.

Das KKG bewertet den Ausbildungsstand der Notfallorganisation als gut. Einen Schwerpunkt setzt das KKG bei der Effizienzsteigerung von verbandsübergreifenden Arbeiten. Aufträge, die innerhalb einer Notfallequipe erledigt werden können, funktionieren sehr gut. Der Umfang der Ausbildung ist damit genügend und bleibt flexibel. Insbesondere bei der Einführung neuer Aufgaben wurden Zusatzausbildungen durchgeführt oder auch nach der zahlenmässigen Vergrösserung gezielt die neu Eingeteilten in die Notfallarbeit eingeführt.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B10

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über eine zweckdienliche Grundausbildung für die Notfallorganisation. Relevante Ausbildungsthemen werden wiederkehrend behandelt und die Notfallequipen zweckmässig geschult. Durch die Sicherstellung der regelmässigen Teilnahme aller Notfallequipen an Notfallübungen stellt das KKG sicher, dass gelerntes Wissen unter Übungsbedingungen auch angewendet werden kann. Massnahmen aus Erkenntnissen ausgewerteter Notfallübungen werden ins Ausbildungsprogramm aufgenommen und geschult. Aktuell liegen nicht für alle Notfallequipen Jahresprogramme für die Schulung vor, sind aber gemäss KKG in Arbeit.

Überprüft wird die Effektivität der Schulung in den wiederkehrenden internen und den vom ENSI inspizierten Notfallübungen gemäss Richtlinie ENSI-B12. Damit erfüllt das KKG die behördlichen Anforderungen an die Notfallausbildung des Personals gemäss Richtlinie ENSI-B10.

9.2.3 Notfallübungen

Angaben des KKG

Notfallübungen dienen der Optimierung der Organisation, der Führung und des Mitteleinsatzes in Notlagen. Die verschiedenen Notfallsituationen und Elemente der Notfallübungen werden regelmässig wiederkehrend in die Übungsszenarien eingebunden. Pro Jahr werden jeweils mindestens eine – meistens zwei – anlageninterne Stabsnotfallübungen im Rahmen der Ausbildungstage des Notfallstabs, und eine vom ENSI inspizierte Notfallübung unter Einbezug externer Stellen durchgeführt.

Die Planung, der Ablauf und die Auswertung der Notfallübungen richten sich für die vom ENSI inspizierten Übungen nach den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B11. Die Auswertung der gewonnenen Erkenntnisse werden vom internen Sicherheitsausschuss besprochen und die korrigierenden Massnahmen festgelegt. Die jährlich durchgeführten Notfallübungen dienen sowohl der praktischen Ausbildung, wie dem Ausbildungsnachweis der Notfallorganisation. Im Zusammenhang mit der Übungsvorbereitung werden für die beteiligten Notfallelemente die Übungsziele gemäss Richtlinie ENSI-B11 und den internen Vorgaben festgelegt. Als Grundlage für die Beurteilung der Zielerfüllung dienen den Beobachtern Checklisten, anhand derer für die beteiligten Einsatzelemente die Erwartungskriterien vorgegeben sind. Die Beobachterkommentare werden in der Detailauswertung der Übung zusammengefasst. Neben der kraftwerksinternen Bewertung nimmt das ENSI eine eigene unabhängige Bewertung der durch die Behörde begleiteten Notfallübungen gemäss Richtlinie ENSI-B11 vor. Der identifizierte Verbesserungsbedarf wird in Form von Auflagen an das Werk weitergeleitet.

Im Überprüfungszeitraum wurde die interne Kommunikation verbessert (unter den Notfallequipen, Medieninformationen, Information von Angehörigen, Lautsprecherdurchsagen zur Lage für nicht am Notfall direkt be-

teiligtes Personal), die Entscheidungskompetenz bei Nichterreichbarkeit des Notfallleiters präzisiert, gemeinsame Schulungen mit den Notfallschutzpartnern für eine bessere Zusammenarbeit organisiert, der Pikettingenieur in der Anfangsphase des Notfalls entlastet, der Notfallstab personell verstärkt (für lang andauernde Ereignisse), der Prozess zum Aufgebot der Notfallorganisation optimiert, die Stabsarbeit hinsichtlich der Rollenverteilung und Verantwortlichkeiten verbessert, die gesamte Notfallorganisation überprüft und erweitert (Einführung von sechs neuen Notfallequipen, inklusive Informatik), der Bestellablauf für Material aus Reitnau transparenter gestaltet und vorbereitende Massnahmen für SAMG bei Strangrevisionen eingeführt.

Organisatorisch wuchs insbesondere mit den nach Fukushima erhöhten Anforderungen die Erkenntnis, dass die mobilen Einsatzmittel nur mit zusätzlichen Notfallequipen effizient eingesetzt und die neu ausgearbeiteten oder angepassten Notfallhandbuchmassnahmen erfolgreich umgesetzt werden können.

Übergeordnet hält das KKG fest, dass alle wesentlichen Zielsetzungen der Übungen erfüllt wurden, die Fachарbeit der Notfallequipen gut funktioniert hat und die Eignung der KKG-Notfallorganisation gezeigt werden konnte.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B11

Beurteilung des ENSI

Gemäss RichtlinieENSI-B11 hat das KKG jährlich eine vom ENSI inspizierte Notfallübung durchzuführen. In den jeweiligen Übungsberichten zeigt das KKG auf, dass alle Elemente der Notfallorganisation entsprechend ihrer Aufgaben im Verband regelmässig beübt wurden. Im Überprüfungszeitraum wurde auch eine Übung mit längerer Dauer und Schichtwechseln durchgeführt (2015). Mit der Werksnotfallübung CORVUS (2009) erfolgte der Einbezug der Kantonspolizei in eine Übung und mit der Werksnotfallübung GRISU (2013) der Einbezug der externen Feuerwehr. Mit vom ENSI im Überprüfungszeitraum ausgelösten jährlichen Alarmierungsnotfallübungen konnte die Erreichbarkeit des KKG-Notfallstabs erfolgreich nachgewiesen werden. Die in den Übungen sowohl vom ENSI als auch vom KKG identifizierten Verbesserungsmassnahmen wurden umgesetzt und deren Wirksamkeit überprüft. Damit erfüllt das KKG mit den im Überprüfungszeitraum durchgeführten Notfallübungen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B11.

9.3 Notfallabläufe

9.3.1 Notfallabläufe

Angaben des KKG

Die im Notfallreglement abgebildeten Notfallarten sind im Wesentlichen aufgeteilt in von Dritten mutwillig herbeigeführte Notfälle, in technische Notfälle aufgrund interner Einflüsse sowie in Notfälle ausgelöst durch äussere Einflüsse. Abhängig vom Verlauf können zudem weitere Notfallarten ausgelöst werden, die Massnahmen respektive Alarmierungen im Bevölkerungsschutz nach sich ziehen. Zudem wurden im Überprüfungszeitraum die Notfallarten überprüft und in IAEA-kompatible Notfallklassen eingeteilt. Damit besteht eine direkte Übertragbarkeit ins Meldesystem der IAEA und auch eine Schnellabschätzung der potenziellen Konsequenzen zur Initialisierung der Behördenreaktion.

Im KKG werden 22 unterschiedliche Notfallarten unterschieden und im Notfallreglement behandelt. Die bestehenden Notfallanweisungen wurden laufend nachgeführt. Ein Leitschema, welches sämtliche Kriterien für das Erreichen eines Notfallkriteriums enthält, erleichtert den Einstieg in die entsprechende Notfallanweisung. Die Notfallanweisungen legen für Schicht, Wache, Strahlenschutz, Betriebsschutz, Pikettingenieur, Notfallstab und Notfallleiter die in einem Notfall durchzuführenden Massnahmen zur Notfallbeherrschung fest. Dabei handelt es sich hauptsächlich um Alarmierungen, Informationen und sonstige Sofortmassnahmen. Schalthandlungen für die Anlage sind in den Störfallvorschriften festgelegt. Mit der Einführung der IAEA-kompatiblen Notfallklassierung wurde auch der Notfalleinstieg «Entscheid Notfallleiter» formalisiert. Dies erlaubt es dem amtierenden

Notfallleiter auch ohne Erreichen eines Einstiegkriteriums einen Notfall zu deklarieren und die Notfallorganisation einzusetzen.

Die höchste Priorität der Notfallbekämpfung hat der Schutz der Bevölkerung und der Umwelt. Mit dem Alarmsystem RABE (Rasche Alarmierung der Bevölkerung) werden eine rasche Warnung und Alarmierung der zuständigen Behörden und deren Organe sowie eine rasche Alarmierung der Bevölkerung in der Zone 1 garantiert, in der Zone 2 sollen Notfallschutzmassnahmen für die Bevölkerung rasch angeordnet werden können. Die sogenannten RABE-Kriterien sind derart gestaffelt, dass eine ausreichende Vorwarnzeit im Ereignisfall gewährleistet ist. Die RABE-Kriterien sind untereinander abgeglichen und einfach durch das Betriebspersonal erkenn- und verfolgbar, sodass im Ereignisfall eine Prognose abgegeben werden kann, wann die nächste Stufe erreicht werden könnte. Die vorhandenen Notfallarten decken mögliche interne und externe Risiken ab. Zum Vergleich der Vollständigkeit der Notfallarten wurden diese mit den beispielhaft aufgeführten Notfallklassen für Leichtwasserreaktoren aus dem IAEA-Guide [IAEA GSG-2] verglichen.

Die im KKG verwendeten Notfallarten werden als zweckmässig eingestuft, auch weil sie tendenziell früher als von der IAEA vorgesehen zu einschneidenden Massnahmen führen. Im Vergleich mit den RABE-Kriterien als bisher einzige Grenze für die Alarmierung, wird mit den neuen Notfallklassen durchwegs früher alarmiert und damit Zeit für die Vorbereitungen im Bevölkerungsschutz bzw. für die Verhinderung der Freisetzung gewonnen.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-B12]

Beurteilung des ENSI

Das KKG legt dar, wie die Anforderungen der Richtlinie [ENSI-B12], Kap. 4.3 umgesetzt werden. Die Eintrittskriterien sind in den Notfallvorschriften klar definiert, ebenfalls sind die einzelnen Zuständigkeitsbereiche und zu treffenden Massnahmen klar erkennbar. Die Kommunikation mit externen Stellen ist in den Notfallvorschriften geregelt. Das jeweilige Aufgebot und die Zuständigkeit sind in den Notfallvorschriften, die medizinische Unterstützung ist im Notfallreglement geregelt. Die Massnahmen zur Quelltermbestimmung, die technischen Kriterien für die Warnung der Behörden und die Alarmierung der Bevölkerung sowie das Vorgehen bei anstehenden RABE-Kriterien sind in Notfallanweisungen festgelegt. Mit den jährlichen Notfallübungen wird der Nachweis erbracht, dass das benötigte Einsatzpersonal zeitgerecht zur Verfügung steht und die vorgesehenen Melde- und Entscheidungswege eingehalten werden. Das KKG erfüllt damit die Anforderungen an die Notfallabläufe nach Richtlinie [ENSI-B12].

9.3.2 Flucht und Interventionswege

Angaben des KKG

Massgebend für die Darlegung des Fluchtwegkonzepts sind die Dokumente [BER-M-92952] und [REG-D-7].

Im KKG sind die Fluchtwege in Gebäuden der Bauwerksklassen BK I und BK II dadurch erkennbar, indem sie mit grünen, nachleuchtenden Markierungen am Boden signalisiert und mit Sicherheitsbeleuchtungen, welche eine Mindestausleuchtung von 1 Lux in einem Abstand von 10 cm vom Boden aufweisen, versehen sind. Die Fluchtwege sind in den Brandschutzplänen eingezeichnet.

Im KKG werden Fluchtwegdistanzen und Vorgaben für Notausgänge wo immer möglich eingehalten. Soll dies aus anlagentechnischen Gründen nicht realisierbar sein, wird an den entsprechenden Orten durch organisatorische Massnahmen, wie z. B. Instruktionen oder Einschränkungen der Personenkreise, eine Nichteinhaltung kompensiert.

Die Mindestbreite für Treppen in den als eigene Brandabschnitte ausgelegten vertikalen Fluchtwegen beträgt überall die vorgeschriebenen 1,2 m. Horizontale Fluchtwege sind auch als separate Brandabschnitte ausgelegt.

Nutzungsbedingt kann nicht überall die maximal zulässige Fluchtweglänge von 35 m eingehalten werden. Das KKG hat deshalb als kompensatorische Massnahme die Fluchtwege aus jedem Raum mit nachleuchtenden Bodenmarkierungen angezeigt. Dadurch kann der nächste Notausgang jederzeit rasch erreicht werden. Zusätzlich stehen mehrheitlich Fluchtwege in unabhängige Fluchtrichtungen zur Verfügung. In diesem Zusammenhang erwähnt das KKG, dass bei einem Brand in der kontrollierten Zone Bereiche mit Fluchtwegen aufgrund der mehrheitlich grosszügigen Raumhöhe länger rauchfrei bleiben.

Die nachtleuchtenden Markierungen der Fluchtwege in den Gebäuden mit den Bauwerksklassen BK I und BK II werden regelmässig überprüft und aufgefrischt. Abhängig von den Lichtverhältnissen sind die Nachleuchtzeiten unterschiedlich lang. Zusätzlich sind die Fluchtwege mit sicherheitsbeleuchtenden oder nachleuchtenden Fluchtwegkennzeichnungen versehen.

In allen Gebäuden der Sicherheitsklassen I und II sind Fluchtwegbeleuchtungen – im KKG Sicherheitsbeleuchtungen genannt – sowie nachleuchtende Fluchtwegmarkierungen vorhanden. Die Versorgung der Fluchtwegbeleuchtung wird entweder durch eine autonome, qualifizierte Notlichtanlage oder durch die Notstromversorgung des betroffenen Gebäudes versorgt und sichergestellt. Für Arbeitsplätze oder Anlagenräume mit besonderer Gefährdung sind zusätzlich Notbeleuchtungen installiert.

Bei Anlagenänderungen, Erweiterungen oder Sanierungen wird die alte Fluchtwegbeleuchtung durch solche mit dem modernen Funktionserhalt E60 erstellt bzw. verbessert.

Der Zutritt der Feuerwehr zur kontrollierten Zone erfolgt über die Fluchttüren der Bauteile B und C nach Freigabe durch den Strahlenschutz und Öffnung durch die Wache.

Nach einer Evakuation sammeln sich alle Personen bei den Sammelplätzen. Das Verhalten und die drei Sammelplätze sind im Wegweiser («Wegweiser, Hinweise für Mitarbeitende im Kernkraftwerk Gösgen») beschrieben.

Für alle Gebäude bestehen Brandschutzpläne, in welcher auch die Flucht- und Rettungswege integriert sind.

Der Sicherheitsbeauftragte «Brandschutz» stellt gemäss VKF die Freihaltung von Flucht- und Rettungswegen sicher. Er hat direkte Interventionsmöglichkeit und wird durch die Kraftwerksleitung für die Anliegen des vorbeugenden Brandschutzes unterstützt.

Mittels Arbeitssicherheitsschulungen werden das Eigen- und Fremdpersonal sowie unbegleitete Besucher über die Fluchtwegsituation und die Verhaltensweise bei Alarm informiert. Die Wiederholungen der Schulungen erfolgen jährlich für das Fremdpersonal und periodisch für das Eigenpersonal.

Gemäss KKG ist in der Anlage eine Freihaltung der Fluchtwege etabliert, wie die Sicherheitskultur im KKG auch verlangt. Administrativ wird die Freihaltung in der Weisung WSG-B-1 festgehalten.

Der Sicherheitsbeauftragte «Brandschutz» übernimmt die Verantwortung, dass sämtliche Brandschutzmassnahmen sowie die Freihaltung der Fluchtwege eingehalten werden. Administrativ wird dies in seinem Stellenbeschrieb sowie im übergeordneten Brandschutzkonzept REG-D-7 festgehalten. Die Überprüfung erfolgt mittels Rundgänge, die in einer Vorschrift VOR-M-92480 geregelt sind.

Zusätzlich zu den oben aufgeführten Vorgaben gelten für die kontrollierte Zone weitere Verhaltensregeln. Das KKG teilt mit, dass bis zum Zonentyp III das instruierte Personal meistens allein unterwegs ist. In Notfällen stellen Zonenabsperrungen, wie z. B. Kunststoffseile oder Schranken, keine wirkliche Behinderung dar und den grünen Bodenmarkierungen kann gefolgt werden. Ab einem Zonentyp IV ist eine Fachperson des Strahlenschutzes immer vor Ort und überwacht die Arbeiten. Diese Person ist für die Sicherheit des überwachten Personals zuständig und hat die notwendigen Kenntnisse über die Fluchtwege. Diese Regelungen gelten für den Normal- und Revisionsbetrieb.

Das KKG kommt zum Schluss, dass aus Sicht der Fachbereiche Brandschutz und Feuerwehr sowie Arbeitssicherheit die Kennzeichnung der Fluchtwege in ausreichendem Mass ausgeführt ist. Ferner sind Massnahmen geschult und etabliert. Weitere Konzepte sind somit aus Sicht des KKG nicht notwendig.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-G12 und HSK-R-50

Brandschutzrichtlinien VKF-3 und VKF-4

Brandschutzpläne KKG

Beurteilung des ENSI

Im KKG liegt kein spezielles Fluchtwegkonzept vor, sondern die diesbezüglichen Informationen sind hauptsächlich in den beiden oben erwähnten Dokumenten BER-M-92952 und REG-D-7 sowie in den Brandschutzplänen integriert. In der Vorgänger-Version des Dokuments REG-D-7 «Übergeordnetes Brandschutzkonzept» fielen die flucht- und interventionsrelevanten Informationen knapp aus. Die aktuelle Version 5 enthält grundsätzlich erweiterte Informationen, die das ENSI als zweckmässig bewertet.

Das KKG macht darauf aufmerksam, dass die maximal zulässigen Fluchtwegdistanzen von 20 m, ab 2015 von 35 m, nicht in allen Bereichen eingehalten werden können. Die teils überlangen Fluchtwege werden durch eine zusätzliche Bodenmarkierung kompensiert. Die Bodenmarkierungen erachtet das ENSI als Hilfe für flüchtende Personen, jedoch nicht als Kompensation. Sind Raumhöhen von mehr als 6 m vorhanden, kann die maximal zulässige Fluchtwegdistanz auf 50 m verlängert werden. Bei Raumhöhen unter 6 m sind Nachweise notwendig, welche aufzeigen, dass flüchtende Personen genügend Zeit haben den Ereignisraum zu verlassen. Im Weiteren besteht die Möglichkeit ein anlagenbezogenes Fluchtwegkonzept zu erstellen, in welchem aufgezeigt wird, wie mit den überlangen Fluchtwegen umgegangen wird (z. B. Brandabschnittswechsel).

Das KKG spricht Schnittstellen zwischen Fluchtwegen und Strahlenschutz an. Das ENSI erkennt, dass jederzeit strahlenschutzrelevante Infrastruktur rasch und problemlos entfernt werden kann oder das vor Ort anwesendes Strahlenschutzpersonal Unterstützung leisten kann, um eine sichere Flucht zu gewährleisten. Auch revisionsbedingte Arbeiten sind keine Störfaktoren für eine Flucht in und aus der kontrollierten Zone.

Insgesamt beurteilt das ENSI das Flucht- und Interventionswegkonzept nicht in allen Punkten als ausreichend, siehe Forderung.

Forderung 9-1 (Fluchtwegkonzept)

Bei Raumhöhen unter 6 m und Fluchtwegdistanzen über 35 m sind Nachweise zu erbringen, welche aufzeigen, dass flüchtende Personen im Brandfall genügend Zeit haben, den Ereignisraum zu verlassen. Alternativ kann auch ein anlagenbezogenes Fluchtwegkonzept erstellt werden, in welchem aufgezeigt wird, wie mit den überlangen Fluchtwegen umgegangen wird (z. B. Brandabschnittswechsel, Evakuierungsräume, etc.). Termin: 31.12.2025.

9.4 Notfalldokumentation

9.4.1 Notfallvorschrift «Notanspeisung ab Wasserkraftwerk Gösgen»

Angaben des KKG

Im Dokument BER-C-92659 wird vom KKG dargelegt, dass Kap. 8.9.1 «Notanspeisung ab Wasserkraftwerk Gösgen» des NHB nach einem Umbau der Leittechnik im Wasserkraftwerk und Änderungen in der Netzeinbindung mit zusätzlichem Trafo aufgehoben werden musste. Durch die grosse Induktivität der Transformatorenkette und neuen Leitungskomponenten bilden sich Oberwellen, die zu massiven Überspannungen führen und zur sofortigen Abschaltung der Wasserturbine führten. Weitere Abklärungen dazu sind im Gange.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G02

Beurteilung des ENSI

Im Wasserkraftwerk Gösgen waren bisher zwei der vier 10-MW-Generatoren für das KKG reserviert, mit denen es auf Anforderung möglich war, über die bestehende Netzkonfiguration (50-kV- und 220-kV-Unterwerke Gösgen), der 220-kV-Fremdnetzzuleitung des KKG und der 10-kV-Schaltanlage die strangbezogenen 6-kV-Notstromschienen BU-BX mit Spannung zu versorgen. Damit wurde sichergestellt, dass bei länger andauernden Netzausfällen der 220-kV- und der 400-kV-Ebene die Notstromdieselaggregate des KKG geschont werden konnten. Nach technischen Änderungen an der bestehenden Netzinfrastruktur wurde im Jahr 2016 ein Versuch zur Überprüfung der korrekten Funktion dieser Schaltung durchgeführt. Das negative Versuchsergebnis und die anschliessend durchgeführten Analysen belegen gemäss Aussage des KKG, dass diese Schaltungsvariante zur Spannungsversorgung der Notstromschienen aufgrund der veränderten Netzparameter nicht mehr genutzt werden kann.

Die Versorgung der 6-kV-Notstromschienen hat für die Aufrechterhaltung eines stabilen Anlagenzustandes bzw. für das Überführen der Anlage in den «kalt abgestellten» Anlagenzustand eine sicherheitstechnisch hohe Bedeutung. Die Richtlinie ENSI-G02 fordert in Kap. 7.12.1 Bst. g., dass nach einem Verlust der Stromversorgung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 innerhalb weniger Tage eine Verbindung zu einem externen Netz durch provisorische Massnahmen erstellt werden können muss. Die entsprechenden Massnahmen sollen im Voraus geplant und vorbereitet werden. Da die bisherige Verbindung zum Wasserkraftwerk Gösgen nicht mehr benutzt werden kann, fordert das ENSI vom KKG den Aufbau und den Nachweis der Funktionsfähigkeit einer Verbindungsmöglichkeit zu einer externen Netzeinspeisung.

Forderung 9-2 (Notanspeisung)

a) Das KKG hat spätestens bis zum Abschluss der Jahresrevision 2026 eine Verbindungsmöglichkeit mit einem externen Netz vorzubereiten und mittels eines Tests deren Funktionsfähigkeit aufzuzeigen.

b) Nach erfolgreichem Test ist das NHB mit den erforderlichen Anweisungen zur Herstellung der Verbindung eines externen Netzes und zur Einspeisung auf die 6-kV-Notstromschienen zu ergänzen.

Termin: 30.06.2026.

9.4.2 Severe Accident Management Guidance

Für das systematische Notfallmanagement eines auslegungsüberschreitenden Störfalls mit stark beschädigtem Brennstoff – im Folgenden als «schwerer Unfall» bezeichnet – ist der Einsatz schriftlicher Entscheidungshilfen (severe accident management guidance, SAMG) notwendig, um die Unfallauswirkungen zu mildern. SAMG hat das Ziel, den Brennstoffschmelzvorgang zu beenden oder zumindest die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung so gering wie möglich zu halten. Dementsprechend ist der SAMG-Einsatzbeginn definiert durch den Übergang von der präventiven (d. h. auf die Vermeidung eines schweren Unfalls ausgerichteten) auf die mitigative (d. h. auf die Milderung der Folgen eines schweren Unfalls ausgerichteten) Störfallbehandlung. Es entspricht dem Stand der Technik, dass Erkenntnisse aus Notfallübungen und der Forschung zu schweren Unfällen zur stetigen Verbesserung der SAMG herangezogen werden, siehe IAEA NS-G-2.12. Das ENSI verlangte Anfang 1998 die systematische Einführung von SAMG in allen Schweizer Kernkraftwerken und präzisierte Ende 2000 diese Forderung HSK-AN-2028 inhaltlich.

Im Mai 2005 reichte das KKG der HSK ein durch SAMG ergänztes Notfallhandbuch (NHB) als Entwurf ein. Ferner lieferte das KKG eine Hintergrunddokumentation für mitigative Notfallmassnahmen (Stand April 2005), welche die technischen Grundlagen der SAMG beschreibt. Basierend auf den Erfahrungen einer Stabsausbildung (Oktober 2005) und einer Stabsnotfallübung (November 2005) wurde das NHB in einigen Punkten überarbeitet. Insbesondere wurde die Wasserstoffkonzentration im Containment als zusätzliches Kriterium für den Einstieg in die SAMG ergänzt. Ende 2005 implementierte das KKG das durch SAMG ergänzte NHB. Aufgrund der Erfahrung mit diesen Unterlagen erfolgten in den Jahren 2006 und 2007 weitere Anpassungen des NHB.

Im Zuge der SAMG-Entwicklung wurden vom KKG Anlagenänderungen zur Verbesserung des Notfallmanagements identifiziert und umgesetzt. Hierzu gehören eine Diagnosehilfe (Kohlenmonoxid-Messung in der Containmentatmosphäre) sowie die Einführung zusätzlicher Notfallmassnahmen (siehe Kap. 9.5.2).

Die nachfolgend dargestellten Betreiberangaben zu SAMG repräsentieren sowohl die diesbezüglich eingereichten Unterlagen [BER-C-92659] als auch das NHB gemäss Stand vom März 2019 (v17).

Angaben des KKG

SAMG ist im NHB dokumentiert. Bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen gilt das Notfallhandbuch, das wiederum in präventive und mitigative Massnahmen unterteilt ist. Die Betriebsschicht wird in den Störfallvorschriften auf die Relevanz des Notfallreglements hingewiesen und auch die Pikettingenieure sind entsprechend sensibilisiert. Zudem weist auch der Pikettingenieurbehelf auf das Notfallreglement hin, und bei Vorliegen eines Notfalls wird im Notfallreglement weiter auf das NHB-Leitschema verwiesen.

Der Übergang ins Unfallmanagement ist im NHB-Leitschema für bei geschlossenem Reaktorkühlkreislauf (RKL) ausgelöste Störfälle definiert als «BAT» (Brennelement-Austrittstemperatur) grösser als 620 °C. Als zusätzliches Einstiegskriterium dient die Verletzung von zwei oder mehr vom KKG festgelegten Schutzzielen in Kombination mit einer Dosisleistung von mehr als 10 000 mSv/h oder einer H2-Konzentration von mehr als 0,5 % an mehr als einer Messstelle im Containment (im NHB als «Sicherheitsbehälter» oder kurz «SHB» bezeichnet). Der daraufhin zu bearbeitende NHB-Teil umfasst Anleitungen zur Diagnose des Anlagenzustands hinsichtlich Kernschädigung sowie der Integrität von Reaktordruckbehälter (RDB) und SHB. Dem Diagnoseresultat wird eine Strategie (z. B. die Sicherstellung der SHB-Integrität bei geschmolzenem Kern und noch intaktem Reaktordruckbehälter) zugewiesen, innerhalb derer mittels Flussdiagramm die Auswahl von Notfallmassnahmen (z. B. SHB-Druckentlastung) geregelt wird. Zur Umsetzung dieser Massnahmen wird auf konkrete Prozeduren (siehe NHB oder BHB) verwiesen.

Im Störfall bei geöffnetem RKL im Nichtleistungsbetrieb oder im Störfall mit ausschliesslich betroffenem BE-Becken, Nasslagerbecken oder Ladebecken ist das mit «Notfallstrategie bei Anlagenstillstand» betitelte Leitschema zu verfolgen, welches sowohl den präventiven als auch den mitigativen Bereich der Störfallbehandlung umfasst. Zum mitigativen Bereich ist zu wechseln, wenn im RDB oder im BE-Becken die Temperatur grösser als 80 °C ist und weiter ansteigt. Zu den dann gemäss Leitschema zu ergreifenden Strategien gehören die Kühlung der SHB-Atmosphäre und das Schliessen des SHB-Material-Tors. Zur Umsetzung der in den Strategien aufgeführten Notfallmassnahmen wird auf konkrete Prozeduren (siehe NHB oder BHB) verwiesen.

Die im NHB verwendeten Entscheidungshilfen werden regelmässig mit den im aktuellen PSA-Modell verwendeten Annahmen abgeglichen. Zu den im NHB seit 2008 vorgenommenen Änderungen gehören:

- die Inkraftsetzung der Vorschrift für das Einspeisen von Feuerlöschwasser in den RKL;
- die Aufteilung des Schutzziels 5 «Primärseitiger Wärmetransport» auf die Systembereiche RKL (5A) und BE-Becken (5B) sowie den Spezialfall «Anlagenstillstand» (5C);
- die Einführung eines Kriteriums für den Übergang in den mitigativen Bereich (SAMG) im Anlagenstillstand;
- die Anweisung einer vorzeitigen Durchschaltung der Berstscheibe zur gefilterten Druckentlastung des Containments bei unverfügbaren Druckmessungen;
- die erweiterten Angaben zum Schliessen des Materialtors in den Notfallstrategien für den Anlagenstillstand;
- die Anweisung zur vollständigen Druckentlastung der Dampferzeuger (DE) in Vorbereitung auf deren alternativer Bespeisung;
- der Hinweis auf zusätzliche Wasserbezugsorte für die alternative DE-Bespeisung;
- die Anweisung zur Priorisierung von Massnahmen bei Total Station Black-Out (TSBO);
- der Hinweis auf die bei allen Strategien zu beachtende Sicherstellung der Stromversorgung;
- den Verweis auf eine Ausweichstrategie (im NHB mit «XX» bezeichnet) bei nicht durchführbarer Zustandsdiagnose; sowie

- die Einbindung diverser systemtechnischer Erweiterungen, die in Kap. 9.5.2 «Technische Einrichtungen für das Notfallmanagement» beschrieben sind.

Im Zusammenhang mit der Einbindung der passiven autokatalytischen Rekombinatoren ist vorgesehen, die Regelung zur Absperrung der Berstscheibe vom gefilterten Druckentlastungssystem zu überprüfen.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 7 und 41 sowie Anhang 3

Richtlinie ENSI-B12

Beurteilung des ENSI

Die KKG-SAMG sind konform mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12. Zu den bereits bei der PSÜ 2008 als positiv hervorgehobenen Aspekte gehören die umfassende Darlegung von Simulationsergebnissen zum Ablauf von Störfällen während des Leistungsbetriebs in der vorliegenden Hintergrunddokumentation für mitigative Notfallmassnahmen sowie die Berücksichtigung von Erkenntnissen aus Stabsausbildungen und Stabsnotfallübungen zu Störfällen während des Leistungsbetriebs zur weiteren Optimierung der Notfallvorbereitung. Weitere, neu hinzugekommene positive Aspekte sind die verbesserte Einbindung des Anlagenstillstands und des BE-Beckens, die Erhöhung von Zeitreserven durch die bereits frühzeitig wirksame Anweisung für das Schliessen des SHB-Materialtors, der zum Erhalt der Instrumentierung beitragende Hinweis auf die bei allen Strategien zu beachtende Sicherstellung der Stromversorgung und der die Robustheit gegenüber Widrigkeiten (wie z. B. Verlust der Instrumentierung) erhöhende Verweis auf eine Ausweichstrategie bei nicht durchführbarer Zustandsdiagnose.

Was das Redaktionelle betrifft, identifizierte das ENSI als Verbesserungspotenzial, dass im SAMG-Teil (NHB 3.1-1.4) ein Verweis auf einen nicht existierenden Abschnitt (Abschnitt 1 «Spannungsversorgung») des Schutzziel-Kontroll-Teils (NHB 2.1) erfolgt. Ausserdem besteht ein Bedarf an Prüfungen bezüglich Optimierungspotenzial (z. B. hinsichtlich Massnahmen zur Einsparung von Batteriestrom) und möglicher Nachteile der neu eingeführten Strategie, die unter bestimmten Bedingungen vorsieht, die Wärme aus dem BE-Becken mittels ungefilterter Containmentdruckentlastung abzuführen.

Forderung 9-3 (SAMG)

Das KKG hat sämtliche in der PSA-Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte bezüglich SAMG umzusetzen und ihre Umsetzung zu dokumentieren. Termin: 31.12.2024.

9.5 Technische Ausrüstungen

9.5.1 Räumlichkeiten des Notfallschutzes

Angaben des KKG

Für eine zuverlässige und effiziente Arbeitsweise sind im KKG für Notfallsituationen speziell ausgerüstete Notfallräume verfügbar:

- Hauptkommandoraum;
- Notsteuerstelle;
- Notfallraum;
- Ersatznotfallraum;
- externer Ausweichstandort;
- Kommunikationsraum;
- Feuerwehrmagazin und Leichtbau-Feuerwehrhalle.

Der primäre Notfallraum befindet sich im Schaltanlagengebäude in unmittelbarer Nähe des Hauptkommandoraums. Sofern es z. B. aufgrund der radiologischen Lage oder infolge der Zerstörung des Schaltanlagengebäudes erforderlich ist, kann auf den Ersatznotfallraum in der Betriebsschutzanlage unterhalb bzw. in der Nähe des Verwaltungsgebäudes ausgewichen werden. Sollte sich die Situation so verschlechtern, dass ein externer Ausweichstandort in Betracht gezogen werden muss, sind dafür drei Ausweichstandorte vorgesehen, namentlich im Verwaltungsschutzbau des Kantons Solothurn, im Zivilschutzausbildungszentrum Eiken sowie in der Betriebsschutzanlage der Axpo in Baden.

Der Ersatznotfallraum verfügt zudem über Aktivkohlefilter sowie CO_2-Absorberfilter und eine Sauerstoffversorgung zur Ergänzung der in den Filtern gebundenen Moleküle der Raumluft. Die Atemluftqualität kann zudem mittels Messgeräts überwacht werden. Es sind auch Lebensmittel für die ersten Tage eingelagert, die über das Personalrestaurant umgewälzt und damit stetig erneuert werden.

Die Notsteuerstelle befindet sich im räumlich vom Hauptkommandoraum getrennten Notstandgebäude. Sollte der Hauptkommandoraum nicht zur Verfügung stehen, kann die Anlage aus dem Notstandgebäude kontrolliert kalt gefahren werden und in den Nachkühlbetrieb überführt werden. Sowohl vom Hauptkommandoraum als auch aus dem Notstandgebäude können Schreiber und Analoganzeigen abgelesen werden, die den aktuellen Anlagenzustand abbilden.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B12

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt über die gemäss Richtlinie ENSI-B12 geforderten Räumlichkeiten und zusätzlich Ausweichstandorte in verschiedenen Himmelsrichtungen zum KKG. Die Räumlichkeiten der Notfallorganisation auf der Anlage wurden im Zusammenhang mit Betrachtungen zu möglichen langandauernden Freisetzungen bei einem Unfall vom ENSI im Überprüfungszeitraum inspiziert, Verbesserungsmassnahmen wurden vom KKG identifiziert und umgesetzt.

9.5.2 Technische Einrichtungen für das Notfallmanagement

Angaben des KKG

In dem Dokument BER-C-92659 «Notfallvorsorge und Notfallmanagement» wird vom KKG formuliert, dass das KKG über kein Messsystem zur Überwachung der radioaktiven Stoffe in Nachwärmeabfuhrsystemen mit nur einer Sicherheitsbarriere verfügt.

Im regulären Betrieb wird die Wärme über das nukleare Zwischenkühlsystem TF an den Vorfluter abgegeben. Dieses Zwischenkühlsystem, welches eine zweite Barriere darstellt, weist in den wärmeaufnehmenden Kühlern jeweils einen höheren Druck auf, weshalb ein Aktivitätsübertritt ins Zwischenkühlsystem unwahrscheinlich ist. Ausnahmen bilden der HD-Kühler und der Leckwasserkühler, beide gehören zum Volumenregelsystem TA, wo das Medium noch unter Primärdruck steht. Aus diesem Grund ist dieser Systemteil separat mit jeweils einer Aktivitätsmessstelle ausgerüstet, zusätzlich zu den jeweiligen Aktivitätsmessstellen zur Überwachung der Nachwärmekühler, der dritten Ausnahme mit höherem Druck des aktivitätsführenden Systems.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat in der Grobprüfung ENSI 17/2386 festgestellt, dass es im TF-System diesbezüglich noch weitere Kühler gibt, die eine Schnittstelle zwischen einem Hochdruck- und einem Niederdrucksystem bilden. Bei einem Kühlerrohrbruch kann eine nicht absperrbare Primärkreisleckage entstehen, die bis ausserhalb des Sicherheitsbehälters reicht. Hierbei handelt es sich um die Sperrwasserkühler der Hauptkühlmittelpumpen und die Probenahmekühler. Gemäss einer Weiterleitungsnachricht der GRS (GRS-WLN 05/91) waren diese Kühler

(auch der HD-Kühler und der Leckwasserkühler) bezüglich der Massnahmen bei einem Kühlerrohrbruch zu untersuchen und gegebenenfalls mit Detektionsmöglichkeiten und automatischen Verriegelungen nachzurüsten. Für das ENSI ist anhand der derzeitigen Anlagenkonfiguration nicht erkennbar, dass die Empfehlungen der GRS-WLN 05/91 vom KKG behandelt wurden. Daraufhin wurde im Rahmen der Grobprüfung [ENSI 17/2386] folgende Forderung formuliert:

> *Das KKG hat aufzuzeigen, wie Kühlerrohrbrüche an den genannten Kühlern detektiert und beherrscht werden und wie die GRS-WLN 05/91 behandelt wurde.*

Mit dem Dokument [ANO-S-92949] ist das KKG dieser Forderung nachgekommen. Darin werden die systemtechnischen Gegebenheiten der Kühler aufgezeigt. Darauf aufbauend wird eine Übersicht über die Erkennung und Gegenmassnahmen bei Primärkühlmittelleckagen in das nukleare Zwischenkühlsystem TF gegeben. Demnach wird ein Kühlerrohrbruch bei den Sperrwasserkühlern über automatische Massnahmen nach entsprechender Leckerkennung beherrscht. Weiterhin soll die Leckidentifikation durch Anpassungen im BHB Kap. 2.5.1 verbessert werden, was vom ENSI positiv bewertet wird. Die Aussage vom KKG, dass die GRS-WLN 05/91 damit abschliessend bewertet ist, kann das ENSI jedoch nicht teilen. Nach Wertung des ENSI sind keine Aussagen zur Druckabsicherung des Zwischenkühlkreises TF bei Kühlerrohrbrüchen getroffen worden. Sicherheitsventile sind bei den Sperrwasserkühlern der HKMP und den Probenahmekühlern nicht installiert. Bei den Probenahmekühlern ist keine Leckerkennung mit Auslösung automatischer Massnahmen vorhanden.

Nach Auffassung des ENSI sind diese Sachverhalte zu untersuchen und gegebenenfalls Nachrüstungen vorzunehmen, um die GRS-WLN 05/91 abschliessen zu können.

Forderung 9-4 (Probenahmekühler)

Für den Probenahmekühler ist die Möglichkeit einer Leckerkennung mit Auslösung automatischer Massnahmen zu untersuchen. Für die Sperrwasserkühler der Hauptkühlmittel-Pumpen und die Probenahmekühler ist auf der Niederdruckseite (TF) die Druckabsicherung zu untersuchen. Termin: 31.12.2025.

9.5.3 Technische Ausrüstungen für das Notfallmanagement

Angaben des KKG

Wichtige Ausrüstungen befinden sich auf dem Areal des KKG u. a. im Feuerwehrmagazin, in der Leichtbau-Feuerwehrhalle oder im Freien dort, wo sie benötigt werden.

Für das Unfallmanagement besitzt das KKG auf dem Gelände stationiertes Notfallmaterial zur Dampferzeuger-Notbespeisung mittels Dieselmotor-betriebener Pumpe. Diese Pumpe ist an ihrem vorgesehenen Einsatzort stationiert und wird sowohl von der Schicht als auch von der Feuerwehr bei Übungen betrieben und von letzterer auch gewartet. Als Wasserquelle kommt primär das Löschwassernetz infrage. Sollte dieses nicht verfügbar sein, kann die Saugleitung bis zum Zirkulator (Becken für die Kühlturmzusatzwasseraufbereitung) verlegt oder mittels zusätzlicher Motorspritze auch von der Kühlturmtasse mit Wasser versorgt werden. Bei längerem Betrieb wird über ein Ausgleichsbecken Aarewasser bis in den Ansaugbereich der Dieselmotor-betriebenen Pumpe gefördert. Die Dampferzeuger-Notbespeisung kann aber auch mittels TLF (Tanklöschfahrzeug) oder einer der beiden vorhandenen Motorspritzen erfolgen.

Sollte das Notstandsystem komplett ausgefallen sein, kann eine Notstandredundanz über eine mobile Notstromanlage wieder mit Strom versorgt werden. Mindestens eine der beiden mobilen Notstromanlagen steht immer in Anschlussnähe zum Notstandgebäude. Damit kann bereits die Schicht in überschaubarer Zeit eine Notstandredundanz wieder mit Spannung versorgen.

Im druckentlasteten RDB-Zustand (< 10 bar gemäss NHB) kann mit Feuerwehrmitteln (TLF oder Motorspritze gemäss NHB) direkt in den Kern eingespiesen werden. Abhängig vom Kernschadenszustand geschieht dies bei intakter Kernstruktur bevorzugt mit boriertem Wasser, wofür die Feuerwehr Zwischenbecken aufstellen und damit dem Wasser Bor beimischen kann. Für die RDB-Einspeisung gibt es jeweils zwei Einspeisemöglichkeiten, sodass durch die räumliche Trennung eine höhere Chance besteht, dass wenigstens ein Zugang

nutzbar ist. Über die gleichen Zugangspfade können auch das BE-Becken und das Ladebecken nachgefüllt werden, wofür aber kein borhaltiges Wasser verwendet werden muss.

Zudem befinden sich auf dem Areal ein mobiler Diesel-Kraftstoff-Tank, die zweite Noteinspeiseleitung für die Bespeisung des Brennelementbeckens sowie des Externen Nasslagers und eine neue Noteinspeiseleitung für die Bespeisung des Ladebeckens (seit 2014 gemäss NHB).

Aufgrund der Hochwasserschutzmauer rund um die gefährdeten Arealbereiche sind die mobilen Aggregate auch vor Hochwassersituationen geschützt.

2011 wurde aufgrund einer ENSI-Forderung gemeinsam mit den anderen Schweizer Kernkraftwerksbetreibern das externe Lager Reitnau eingerichtet, das umfangreiches mobiles Notfallmaterial in lufttransporttauglichen Behältnissen enthält. Hierzu gehören Feuerwehrmaterialien, mobile Pumpen und Notstromgruppen, weiteres Hilfsmaterial sowie Transportcontainer zur Treibstoffversorgung. Ferner ist vorgesehen, dass Treibstoff von einem weiteren Tanklager ausserhalb des KKG bezogen wird.

Die passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) für die Reduktion des Wasserstoffinventars innerhalb des Reaktorgebäudes bzw. insbesondere innerhalb des Containments, sind installiert und einsatzbereit.

Ferner verfügt das KKG über ein Containment-Druckentlastungssystem. Bei einem hypothetischen Kernschmelzunfall mit langfristigem Druckaufbau im Containment, ist der gefilterte Betrieb des Systems vorgesehen, um den Containment-Druck unterhalb der Versagensgrenze zu halten bzw. langfristig einen Druckabbau zu erreichen. Die Inbetriebnahme des Systems kann fernbedient im Hauptkommandoraum oder – bei Ausfall der Stromversorgung oder Störungen an der Fernbetätigung – vor Ort erfolgen.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-G02, Kap. 5.1 und 5.2.3

Beurteilung des ENSI

Die AM-Ausrüstungen des KKG wurden vom ENSI mehrfach inspiziert und geprüft, z. B. Inspektionsbericht ENSI 17/1873, Prüfbericht ENSI-AN-8149 und Bewertung ENSI-AN-9095. Die AM-Ausrüstungen sind demnach gut zugänglich, vom Eigenpersonal bedienbar, Gegenstand regelmässiger Tests und Wartungen, angemessen gegen äussere Einwirkungen wie Erdbeben oder Überflutung geschützt und intern (auf dem Areal) ausreichend vorhanden.

Mit dem externen Lager in Reitnau sind in zweckdienlicher Weise zusätzliche Sicherheitsreserven hinsichtlich Verfügbarkeit von AM-Ausrüstungen vorhanden. Dessen Aktivierung und Einsatz ist explizit im Notfallreglement sowie im NHB geregelt. Als positiv hervorzuheben sind die im NHB enthaltenen Hinweise zum vorsorglichen Aufbieten des Lagers.

Mit den PAR steht – neben den bislang vorhandenen Massnahmen (Containment-Venting; Vermischung des gesamten Inventars des Sicherheitsbehälters durch Öffnen der Überströmklappen und von Türen mit XP 50) – eine weitere Massnahme gegen die Wasserstoffgefährdung zur Verfügung.

Aus den Betreiberangaben ist nicht ersichtlich, welche Raten der Einspeisung (in den Reaktorkühlkreislauf, ins Brennelementbecken, ins Externe Nasslager und ins Ladebecken) mit den diesbezüglichen AM-Mitteln (Tanklöschfahrzeug, Dieselmotor-betriebene Pumpe und die im Feuerwehrmagazin befindlichen Motorspritzen) effektiv erzielbar sind. Derartige Angaben sind jedoch relevante Entscheidungshilfen für das präventive und mitigative Notfallmanagement.

Forderung 9-5 (Notfallausrüstung)

Es ist nachzuweisen, dass die mit den vorhandenen Pumpen der Notfallausrüstung (Tanklöschfahrzeug, die vor Ort gelagerte Pumpe und die im Feuerwehrmagazin befindlichen Motorspritzen) effektiv erzielbaren Einspeiseraten in den Reaktorkühlkreislauf, ins Brennelementbecken, ins Externe Nasslager und ins Ladebecken, unter Berücksichtigung der zu erwartenden Druckverluste (z. B. infolge der Höhe der Einspeisestutzen und infolge von Reibungsverlusten in Schläuchen und Rohrleitungen), ausreichend sind. Diese Einspeiseraten sind an geeigneten Stellen des NHB einzufügen. Termin: 31.05.2026.

9.5.4 Kommunikationsmittel für die Notfallorganisation

Die Angaben und Informationen zu den Kommunikationssystemen sind dem Dokument «Elektrotechnik – Betriebserfahrung und Zustand der SSK» BER-E-92665 sowie den einzelnen Dokumenten des Technologiekurses des KKG der Dokumentation zur «Notfallvorsorge und Notfallmanagement» BER-C-92659 entnommen.

Angaben des KKG

Diejenigen Teile der Kommunikationsmittel des KKG, welche eine sicherheitsrelevante Bedeutung bei der Stör- und Notfallbewältigung haben, sind in die elektrische Sicherheitsklasse 0E eingeteilt und werden als sicherheitsbezogene Systeme bezeichnet. Die Systeme sind dauernd im Einsatz, unabhängig vom Anlagenzustand. Die folgenden Systeme gehören dazu:

- Telefonanlage mit Cordless-Funkanlage, einschliesslich Personensuchanlage (MA);
- Gegensprechanlagen (MB);
- Stanofonanlage (MC);
- Lautsprecheranlage, einschliesslich Alarmanlage (MD).

Die Spannungsversorgung der Telefonanlage wird über eine Notstromschiene sichergestellt. Darüber hinaus ist die autonome Versorgung für mindestens 5 h über eine Stützbatterie gewährleistet.

Eine hohe Verfügbarkeit der Lautsprecher- und Alarmanlagen wird durch ihre Zweikanaligkeit sowie über eine redundante Anspeisung erreicht. Die Anlage erkennt Ausfälle und Störungen und meldet diese selbstständig.

Die Gegensprechanlage (0MB60) wird primär von der Wache verwendet. In der Hauptwarte als auch im Notleitstand befindet sich eine Sprechstelle dieses Systems, welche auch von der Betriebsmannschaft für Punkt-zu-Punkt-Verbindungen genutzt werden kann.

Betrieb (Instandsetzung, Prüfungen, Vorkommnisse, Störungen)

Die Systeme werden in regelmässigen Abständen geprüft. Aus den Prüfungen sind keine nennenswerten Unzulänglichkeiten festgestellt worden. Ausfälle und Störungen der Lautsprecheranlage werden vom System selbst erkannt und gemeldet. Ausfälle der Gegensprechanlagen werden durch den regelmässigen Gebrauch zeitnah bemerkt.

Änderungen

2009 wurden die Zentralenschränke der Lautsprecheranlage erneuert. Das System wurde dabei zweikanalig (redundant) aufgebaut. Im Zusammenhang mit Gebäudeerweiterungen bzw. Neubauten wurde die Lautsprecheranlage um zusätzliche Lautsprecher erweitert. Die Stanofonanlage wurde im Bereich des Ersatznotfallraums erweitert (Verbindung zwischen ZX und Ersatznotfallraum).

Alterungsüberwachung

Die Systeme sind in bewährter und grossmehrheitlich noch immer erhältlicher Technologie ausgeführt. Es sind keine vermehrten Alterungseffekte zu vermelden. Nur bei den Kunststoffteilen (Gehäuse) der Gegensprechanlage ZX-ZA macht sich eine gewisse alterungsbedingte Versprödung bemerkbar.

Bewertung und Ausblick

Die Lautsprecheranlage entspricht dem Stand der Technik. Änderungen und Erweiterung lassen sich problemlos realisieren. Eine Abkündigung des eingesetzten Systems ist aktuell nicht absehbar und der nötige Support ist gewährleistet.

Der Unterhalt für die Gegensprechanlagen ist für die nächsten Jahre gewährleistet. Der Ersatz der Gegensprechanlage ZX-ZA (0MB51) ist in den kommenden 10 Jahren geplant (Alterung der Kunststoffteile).

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B12

ENSI-Aktennotiz ENSI-AN-7219

Beurteilung des ENSI

Die Angaben des KKG zu den Kommunikationsanlagen sind für das ENSI verständlich und nachvollziehbar. Der regelmässige Betrieb sowie die Wiederholungsprüfungen zeigen über den Überprüfungszeitraum keine Auffälligkeiten. Die Erweiterung des Stanofonnetzes im Bereich des Ersatznotfallraums war aus Sicht des ENSI sinnvoll, denn das passive System stellt eine robuste Rückfallebene bei extremen Ereignissen dar. Die geplanten Erneuerungen im Bereich der Gegensprechanlage ZA-ZX sind angebracht, damit die alternden Kunststoffteile ersetzt werden. Die Anforderung der Aktennotiz ENSI-AN-7219 sind weiterhin erfüllt (gemäss PSÜ 2008). Im Rahmen der Überarbeitung der Richtlinie ENSI-B12 (in Kraft seit 2019) sind die Punkte der ENSI-AN-7219 sowie weitere Aspekte in der Richtlinie ENSI-B12 integriert. Die Erfüllung der Anforderungen der aktuellen Richtlinie ENSI-B12 soll im Nachgang zur PSÜ 2018 überprüft und bewertet werden.

Forderung 9-6 (Kommunikationsmittel)

Das KKG hat die Erfüllung der Anforderungen an die Kommunikationsmittel gemäss der aktuell gültigen Revision der Richtlinie ENSI-B12 zu überprüfen und zu bewerten. Termin: 31.12.2025.

9.5.5 Störfallinstrumentierung sowie Post-accident Sampling System

Die Angaben und Informationen zur Störfallinstrumentierung sind dem Dokument «Elektrotechnik – Betriebserfahrung und Zustand der SSK» BER-E-92665 sowie der Dokumentation zur «Notfallvorsorge und Notfallmanagement» des KKG BER-C-92659 entnommen.

Angaben des KKG

Störfallinstrumentierung ist die übergeordnete Bezeichnung für alle vorhandenen elektrischen Einrichtungen, die vor, während und nach einem Störfall Informationen über den jeweiligen Zustand der Anlage anzeigen und deren Verlauf aufzeichnen. Es ist zu bemerken, dass die Störfallinstrumentierung im Kommandoraum und die im Notstandleitstand (nur EVA) einen unterschiedlichen Umfang aufweisen.

Die Störfallinstrumentierung im KKG umfasst die in der 1E-Komponentenliste enthaltenen Bereiche Störfallübersichtsanzeige und die Störfalldetailanzeige. Dementsprechend wurde auch die Störfallklassifizierungsmatrix für die Messungen der Störfallinstrumentierung (SKMSi) ALD-E-32191 strukturiert.

Während des Überprüfungszeitraums wurde das Projekt ANTIKE abgeschlossen (2010), bei welchem nicht ausreichend qualifizierte oder nicht qualifizierte Komponenten der Elektrotechnik ausgetauscht bzw. ersetzt wurden. Es waren dabei auch einige Messstellen der Störfallinstrumentierung (u. a. Druckmessungen inkl. der Anzeigen und Schreiber) betroffen.

In der Revision 2016 wurden die zur Störfallinstrumentierung gehörenden Wasserstoffmessungen der Containment-Raumluft durch aktuelle, 1E-klassierte und dem Stand der Technik entsprechende Messungen ersetzt.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B12, Kap. 5.2

KTA-Regel KTA 3502

Beurteilung des ENSI

Die Störfallinstrumentierung im Kommandoraum kann bezüglich Auswahl der Prozessgrössen, des Messbereichs und der Störfallfestigkeit als angemessen betrachtet werden. Der in BER-C-92659 nach der Richtlinie ENSI-B12 bewertete Umfang der Störfallinstrumentierung deckt die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12 schon mit der PSÜ 2008 ab. Im Notstandleitstand sind Art und Menge der Störfallinstrumentierung auf die Aufgabenstellung bei EVA beschränkt.

Mit dem Abschluss des Projekts ANTIKE wurde auch aus Sicht des ENSI für die Messungen der Störfallinstrumentierung eine ausreichende Qualifizierung für den jeweiligen Einsatzbereich sichergestellt. Mit dem Ersatz der Wasserstoffmessungen der Containment-Raumluftüberwachung durch aktuelle Technologie wird aus Sicht des ENSI die zuverlässige Überwachung dieser Messgrösse für den weiteren Anlagenbetrieb sichergestellt.

Die relevante Störfallklassifizierungsmatrix ALD-E-32190 wurde während des Überprüfungszeitraums auf Basis der genannten Erneuerung aktualisiert. Diese wurde dem ENSI im Rahmen der jährlichen 1E/0E-Dokumentation eingereicht. Es ergaben sich im Überprüfungszeitraum keine nennenswerten Beanstandungen zu diesem Dokument.

Aufgrund der Revision der Richtlinie ENSI-G02 ist die Störfallinstrumentierung im KKG anhand dieser Auslegungsvorgaben neu zu beurteilen und sicherheitstechnisch zu bewerten.

Forderung 9-7 (Störfallinstrumentierung)

Die Störfallinstrumentierung im KKG ist anhand der Auslegungsvorgaben der aktuellen Richtlinie ENSI-G02 neu zu beurteilen und sicherheitstechnisch zu bewerten. Termin: 31.12.2025.

9.5.6 Safety Parameter Display System

Die Angaben und Informationen zum Safety Parameter Display System (SPDS) sind dem Dokument «Elektrotechnik – Betriebserfahrung und Zustand der SSK» BER-E-92665 sowie der Dokumentation zur «Notfallvorsorge und Notfallmanagement» des KKG BER-C-92659 entnommen.

Angaben des KKG

Das SPDS ist ein Bestandteil des 0E-klassierten Anlageninformationssystems PRODIS. Das SPDS innerhalb der PRODIS-Umgebung ermöglicht eine graphische Überwachung der Schutzziele anhand der physikalischen Messwerte gemäss dem Notfallhandbuch. Die für die Schutzzieldarstellung benötigten Signale sind im Anlageninformationssystem digital verfügbar. Durch den zweckmässigen Aufbau werden die SPDS-Bilder auch im täglichen Gebrauch verwendet. Dies führt dazu, dass genügend Routine für die Verwendung unter Stress (Störfall) aufgebaut wird. Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden an den SPDS-Schutzzielbildern keine Änderungen vorgenommen.

Da das SPDS ein Teil vom Anlageninformationssystem ist, sind die Angaben zur Betriebsumgebung (Betrieb, Änderungen, Alterungsüberwachung, Bewertung) in Kap. 4.5.16 «Prozessvisualisierungssystem» dieser Stellungnahme bereits mit enthalten.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B12, Kap. 5.3

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen einer Inspektion konnte sich das ENSI in 2015 von der Funktionalität sowie der korrekten Umsetzung gemäss den oben genannten Regelwerkvorgaben überzeugen. Durch die Einbettung in den täglichen Gebrauch des Anlagenbetriebs ist ein umfangreicher Kenntnisstand der Schutzzielbilder bei der Betriebsmannschaft vorhanden. Der Einsatz des SPDS im KKG wird vom ENSI als angemessen und korrekt beurteilt.

9.5.7 Anlagenparametersystem

Angaben des KKG

Die Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-B12 Kap. 10.3.2 wurden während des Überprüfungszeitraums (87 672 h) erfüllt. Es gab in diesen 10 Jahren 11 Ereignisse, bei denen das ANPA-System jeweils für mehr als 3 h nicht zur Verfügung stand. Insgesamt betrug die Unverfügbarkeit 47,5 h. Von diesen 11 Ereignissen waren neun geplant (Wartungsarbeiten) und zwei ungeplant (Störungen). Damit kann von durchwegs guten Erfahrungen mit der Zuverlässigkeit und Betriebsbereitschaft der ANPA-Datenerfassung und -Übertragung gesprochen werden.

Zwei Parameter (Brennelementlagerbecken-Niveau und -Temperatur) wurden während des Überprüfungszeitraums hinzugefügt in Übereinstimmung mit den Forderungen der Richtlinie ENSI-B12.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-B12

ANPA-Betriebsreglement ENSI-AN-7057

ENSI-Verfügung ENSI-AN-10433

Beurteilung des ENSI

Die Anlagenparameter werden im Zwei-Minuten-Takt und die Emissionsdaten im Zehn-Minuten-Takt an die Erfassungsrechner des ENSI geliefert. Die Messbereiche der übertragenen Parameter entsprechen denen des ANPA-Betriebsreglements ENSI-AN-7057 bzw. der ENSI-Verfügung ENSI-AN-10433. Die Daten wurden mit hoher Verfügbarkeit an die Erfassungsrechner des ENSI geliefert. Geplante Unterbrüche aufgrund von Wartungsarbeiten mit voraussichtlicher Dauer grösser 3 h wurden der MADUK-ANPA-Betriebsleitung beim ENSI frühzeitig mitgeteilt. Die Anforderungen des ENSI an das ANPA-System werden erfüllt.

10 Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb

In der vorliegenden periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG werden vom KKG wiederholt Aussagen zu sicherheitstechnischen Nachweisen für 60 Betriebsjahre getroffen. Das ENSI bewertet im Rahmen der vorliegenden PSÜ jedoch ausschliesslich Prognosen zum künftigen Sicherheitsstatus gemäss den Vorgaben der KEV Art. 34 und der Richtlinie ENSI-A03 für das folgende Betriebsjahrzehnt und damit für den Zeitraum von 50 Betriebsjahren.

10.1 Zustand von Grosskomponenten

Im vorliegenden Kapitel wird der Zustand der für den Langzeitbetrieb des KKG zentralen Grosskomponenten bewertet. Hierbei handelt es sich um den Reaktordruckbehälter (RDB) mit Kerneinbauten, die Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems (Dampferzeuger, Druckhalter, Hauptkühlmittelleitungen und -pumpen) sowie die Stahldruckschale und die Betonhülle des Containments. Die diesbezüglichen Betreiberangaben sind im Dokument BER-S-92623 zusammengestellt.

10.1.1 Auslegungsgrenzen und Ausserbetriebnahmekriterien

Für einen sicheren Betrieb werden Grenzwerte vorgegeben, deren Einhaltung zu überwachen ist. Solche Grenzen betreffen z. B. Auslegungsdruck und -temperatur, Ermüdungsgrad und wasserchemische Parameter.

In der UVEK-Verordnung UVEK-A zur vorläufigen Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken werden zusätzlich mehrere gesetzlich festgeschriebene Kriterien definiert, deren Nichteinhaltung eine Ausserbetriebnahme nach sich ziehen würde. Das sind:

- Sprödbruch-Referenztemperatur des RDB (von der Innenwand in einer Tiefe von einem Viertel der Wanddicke) von ≤ 93 °C;
- aktuelle Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen: ≥ 68 Joule;
- unzulässige Risse im Primärkreislauf;
- Unterschreitung der Mindestwandstärke im Primärkreislauf;
- Unterschreitung der Mindestwandstärke der Stahldruckschale;
- unzulässige Risse und Abplatzungen an der Betonhülle des Reaktorgebäudes.

Die genannten Aspekte sind daher im Rahmen der Bewertung des Langzeitbetriebes in der PSÜ zu adressieren. Dies erfolgt in den folgenden Abschnitten.

10.1.2 Alterungsmechanismen und Betriebsüberwachungsmassnahmen

Angaben des KKG

Im vorliegenden Kapitel werden die Auslegungsgrenzen, die relevanten Alterungsmechanismen und die entsprechenden Nachweise der Grosskomponenten dargelegt und bewertet.

Reaktordruckbehälter

In Tabelle 1 von BER-S-92623 werden die relevanten Alterungsmechanismen gemäss Steckbrief sowie GSKL-Katalog von Alterungsmechanismen für mechanische Ausrüstungen (KATAM GSKL-MECH-2) aufgeführt. Als für den RDB relevant werden Mulden-, Flächen-, Spannungsriss- und Reibkorrosion, Transienten-Ermüdung, Neutronenversprödung und Abrasiv-Gleitverschleiss aufgeführt.

Hauptkühlmittelpumpen

Analog zum RDB werden in Tabelle 2 von BER-S-92623 die für die Hauptkühlmittelpumpen relevanten Alterungsmechanismen genannt. Dazu zählen Loch-, Flächen- und Säurekorrosion, Versprödung von Elastomeren,

Zersetzung von Hydraulik- und Schmieröl, Abrasiv-Gleitverschleiss sowie tribochemischer Verschleiss, Verstopfung von Ölfiltern durch Fremdstoffe, Ermüdung durch Kolben- und Rotationsmaschinen und Kavitation.

Dampferzeuger

Die potenziellen Alterungsmechanismen der Dampferzeuger sind in Tabelle 3 von BER-S-92623 zusammengefasst. Sie umfassen Mulden-, Flächen-, Loch-, Reib- und Spannungsrisskorrosion, Transienten-Ermüdung, Abrasiv-Gleitverschleiss, tribochemische Reaktionen und Zersetzung von Hydrauliköl und Elastomeren.

Druckhalter

Eine weitere Komponente des Primärkreislaufs ist der Druckhalter. Die relevanten Alterungsmechanismen dieser Komponenten sind gemäss Tabelle 4 von BER-S-92623 Säure- und Spannungsrisskorrosion und plastische Dehnung.

Hauptkühlmittelleitungen

Für die Hauptkühlmittelleitungen werden als Alterungsmechanismen in Tabelle 5 von BER-S-92623 Mulden-, Flächen-, Loch-, Säure- und Spannungsrisskorrosion, Transienten-Ermüdung sowie Ermüdung durch Kolben- und Rotationsmaschinen genannt.

Stahldruckschale des Containments

Für die Stahldruckschale sind vor allem verschiedene Arten der Korrosion relevant (Tabelle 6 von BER-S-92623). Dazu kommen Versprödung, Zersetzung von Elastomeren an Dichtungen sowie Ermüdung an den Stutzen vom RA- und RL-System sowie der Brennelement-(BE)-Schleuse.

Betonhülle des Containments

Die Betonhülle des Containments wird als bautechnische Grosskomponente im Bericht «Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb» BER-S-92623 beurteilt. Für die Betonhülle des Containments werden als relevante Alterungsmechanismen Risse und Abplatzungen genannt.

Betriebsüberwachungsmassnahmen

Zur Sicherstellung der Integrität der mechanischen Grosskomponenten werden verschiedene Betriebsüberwachungsmassnahmen durchgeführt. Diese beinhalten je nach Komponente die Überwachung der Wasserchemie und der betrieblichen Belastungen, periodische Wiederholungsprüfungen, vorbeugende Instandhaltung sowie Funktionsprüfungen. Die Überwachung der Wasserchemie ist im Betriebshandbuch und Chemiehandbuch festgelegt und wird im Chemie-Informations-System (CIS) dokumentiert. Die thermischen und mechanischen Belastungen werden kontinuierlich überwacht, wobei die globalen betrieblichen Parameter im Prozessdaten-Informations-System (PRODIS) erfasst sind. Die erfassten Messwerte bilden die Basis der Transientenbuchhaltung. Seit 2014 kommt zusätzlich das Ermüdungsüberwachungssystem FAMOSi zum Einsatz, welches eine Überwachung und Auswertung von lokalen Temperaturen erlaubt. Die so gewonnenen Daten fliessen in die jährlichen Auswertungen und Extrapolationen der Erschöpfungsgrade ein.

Die vorbeugende Instandhaltung stützt sich auf die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B01 und ENSI-B06 sowie die SVTI-Festlegung NE-14. Sie beinhaltet zerstörungsfreie Prüfungen, System- und Komponentenbegehungen, Druckprüfungen, Funktionsprüfungen, Schwingungsüberwachung, Körperschallüberwachung und Leckageüberwachung. Des Weiteren fliessen die Ergebnisse und Erkenntnisse aus dem Alterungsüberwachungsprogramm in die Instandhaltung ein. Dies gilt sinngemäss auch für die bautechnischen Strukturen, insbesondere für die Betonhülle des Containments.

Bei den Hauptkühlmittelpumpen kommen noch die Wellenbahnüberwachung und eine Leckageüberwachung für die hydrodynamische Dichtung hinzu. Für die Stahldruckschale des Containments werden systematische Wanddickenmessungen und periodisch ein integraler Leckratentest durchgeführt.

Beurteilung des ENSI

Aus Sicht des ENSI sind die relevanten Alterungsmechanismen und Verschleissvorgänge für die mechanischen und bautechnischen Grosskomponenten vom KKG benannt und ausreichend behandelt. Die Details sind den Kap. 10.1.3 bis 10.1.6 zu entnehmen.

In der tabellarischen Auflistung der relevanten Alterungsmechanismen des KKG fehlt für den Druckhalter die Nennung der Ermüdung als relevanter Alterungsmechanismus. Dieser wird für alle Grosskomponenten, einschliesslich des Druckhalters, in Kap. 10.1.4.2 behandelt.

10.1.3 Reaktordruckbehälter (RDB) und Kerneinbauten

10.1.3.1 Werkstoffzustand des RDB

Angaben des KKG

Übersicht

Das Material des Reaktordruckbehälters erfährt durch die Bestrahlung mit schnellen Neutronen eine zunehmende Versprödung. Diese Werkstoffveränderung wird mithilfe von voreilend bestrahlten Begleitproben überwacht und ausgewertet. Von dem letzten entnommenen Probensatz im KKG werden deutlich mehr als 60 Betriebsjahre bzw. 54 Volllastjahre abgedeckt. Die Ergebnisse fliessen in die Nachweise der Sprödbruchsicherheit ein. Für Druckwasserreaktoren ist hierzu der Lastfall PTS (pressurized thermal shock) nachzuweisen.

Des Weiteren ist zu zeigen, dass der 2008 eingeführte Sprödbruch-Grenzwert aus der UVEK-Verordnung [UVEK-A] eingehalten wird. Führend in Bezug auf die Bestrahlungsreaktion ist der Grundwerkstoff im kernnahen Bereich des RDB.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Ergebnisse der Werkstoffprüfungen aus dem Bestrahlungsprogramm zur Absicherung gegen Sprödbruch unverändert weiter gültig sind. Die sicherheitstechnischen Analysen wurden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend aktualisiert. Details zum Bestrahlungsprogramm und den PTS-Analysen finden sich u. a. in den Referenzen [BER-S-92855], [PEG-M-812], [PEG-X-33552], [PEG-X-34582], [PEG-X-46837] und [PEG-X-52153].

Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung)

Das Mass für die Bestrahlung mit schnellen Neutronen (> 1 MeV) wird als schnelle Neutronenfluenz bzw. Fluenz bezeichnet. Der örtliche und zeitliche Verlauf der Fluenzwerte wird auf Basis von qualifizierten theoretischen Neutronenfluenzberechnungen ermittelt. Dazu wird auf gemessene Fluenzen bis zum 38. Betriebszyklus zurückgegriffen und anschliessend rechnerisch auf 54 Volllastjahre (VLJ) extrapoliert.

Im Reaktordruckbehälter sind die Materialproben an Stellen mit erhöhter Fluenz angebracht, um zeitlich voreilend bestrahlt zu werden. Der in 2006 entnommene Probensatz 3 deckt die Bereiche der RDB-Innenwand mit den höchsten Fluenzen, mit deutlich mehr als 60 Betriebsjahren ab. Die maximal ermittelten Fluenzen für 54 VLJ betragen unverändert 1,40E + 19 cm^{-2} an der Innenoberfläche sowie 8,30E + 18 cm^{-2} in ¼ Wandtiefe.

An den Stutzen beträgt der Fluenzwert 1,38E + 15 cm^{-2}, daher kann in dieser Region von quasi unversprödetem Material ausgegangen werden.

Die signifikant niedrigeren Fluenzwerte gegenüber der Ursprungsauslegung sind vor allem auf die gezielte Anwendung der sogenannten Low-Leakage-Beladung für den Reaktorkern zurückzuführen. Abbildung 10-1 zeigt die zeitliche Entwicklung der Neutronenfluenz an der Innenwand des RDB.

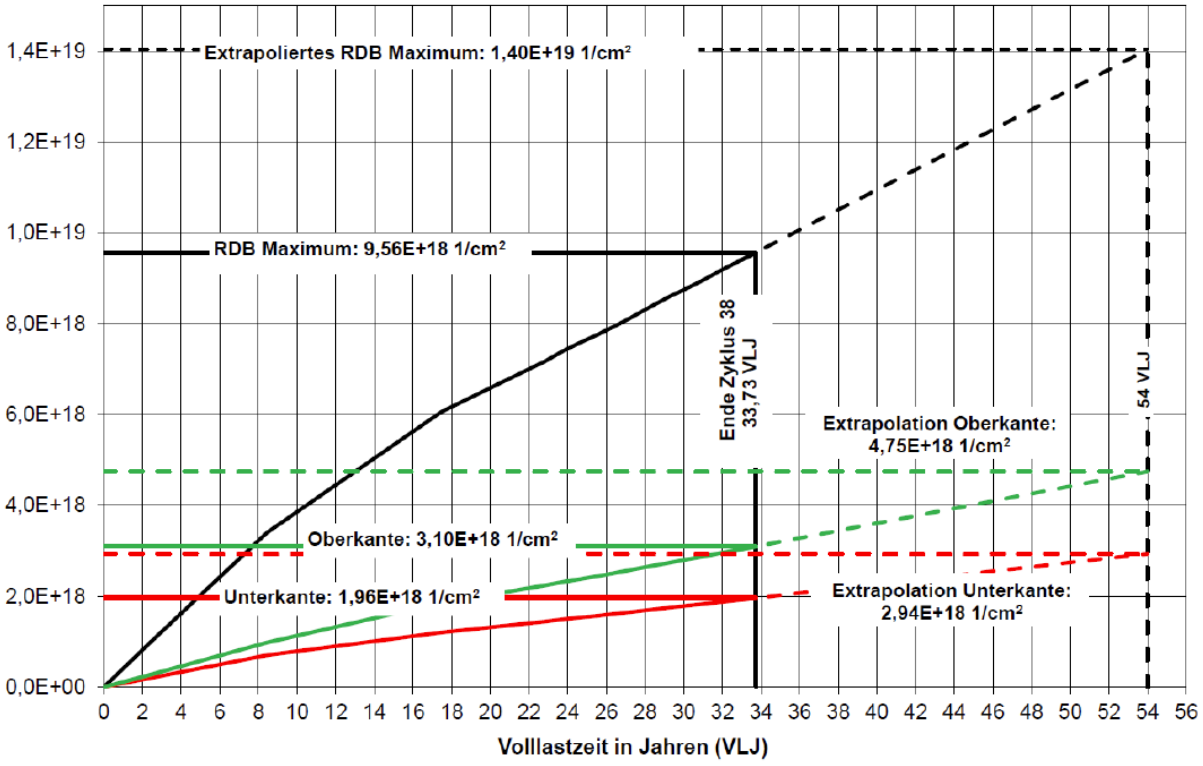

Abbildung 10-1: Zeitliche Entwicklung der Fluenz an der Innenoberfläche des RDB aus [BER-S-92855]

Aus den Materialproben wurden experimentell Materialkennwerte für die Versprödung ermittelt, die einer bestimmten Fluenz zugeordnet werden, dem Grenzwert aus der UVEK-Verordnung [UVEK-A] gegenübergestellt werden und für die PTS-Analysen Verwendung finden.

Werkstoffprüfungen

Führend in der Bestrahlungsreaktion ist der Grundwerkstoff (GW) von Ring I und II. Das Schweissgut der Kernnaht wurde ebenfalls betrachtet. Im Jahr 2006 wurde der dritte und letzte Bestrahlungsprobensatz entnommen. Anschliessend wurden die Temperatur- und Fluenzmonitore ausgewertet. Es wurden Kerbschlagprüfungen und Zugversuche durchgeführt. Ebenfalls wurden zusätzliche Probenauswertungen an Verbundproben aus Bruchstücken des bereits getesteten Bestrahlungssatzes 3 durchgeführt, um die Einhaltung der UVEK-Kriterien zu zeigen.

Für das in der Bestrahlungsreaktion führende Grundmaterial I und II wurden im Rahmen der Aktualisierung der PTS-Nachweise zusätzlich Auswertungen nach der Masterkurve-Methode an bestrahltem und unbestrahltem Material vorgenommen. Die Daten wurden im Zusammenhang mit der Beteiligung des KKG am VGB-Forschungsprojekt CARINA (Extension of the Data Base for Fracture Mechanical Characteristics of Irradiated German RPV Materials – Application of the Master Curve Approach for Neutron Fluences in the Upper Bound) gewonnen. Die Auswertung der Proben dient der Ermittlung der Sprödbruchübergangstemperatur nach der klassischen RT_{NDT}-Methode bzw. RT_{ref} nach der moderneren Masterkurvenmethode. Die Sprödbruchübergangstemperatur charakterisiert die Bruchzähigkeit entsprechend der ASME-K_{IC}-Kurve [ASME-BPVC-11], welche zum Nachweis gegen Sprödbruch benötigt wird. Die Auswertung erfolgte entsprechend der in der Richtlinie [ENSI-B01] genannten Methode I (klassische Methode mittels Kerbschlagversuchen), zusätzlich mit Methode IIB (Masterkurven-Methode am unbestrahlten Material und Kerbschlagversuche) und Methode II-A (Masterkurven-Methode am bestrahlten Material).

Aus den Sprödbruchübergangstemperaturen der aktuell und bereits früher getesteten Bestrahlungsproben wird entsprechend der Vorgehdensweise nach US NRC Regulatory Guide [RG-1.99], unter Berücksichtigung eines Sicherheitszuschlages, die Versprödungstrendkurve bestimmt. Diese liefert in Abhängigkeit der Fluenz für jede Position in der RDB-Wand den individuellen $RT_{ref,ART}$-Wert. Die maximale Fluenz findet man an der RDB-

Innenwand auf Höhe des Kerns in einer azimutalen Position von 0°. Damit ergeben sich in Kombination mit dem in der Werkstoffreaktion führenden Grundmaterial die grössten Versprödungen jeweils im Grundmaterial I und II. Die entsprechenden Werte sind in der Tabelle 10-1 aus BER-S-92623 dargestellt. Die Werte in ¼ Wandtiefe werden für den Vergleich mit dem UVEK-Kriterium UVEK-A benötigt.

Tabelle 10-1: $RT_{ref,ART}$ für die am höchsten versprödeten Bereiche von GW I und GW II aus BER-S-92623

Betriebs-zeit [VLJ]	Position in RDB-Wandtiefe	Fluenz (E > 1 MeV) [cm^{-2}]	$RT_{ref, ART}$ (Methode I) [°C]	$RT_{ref, ART}$ (Methode II, A) [°C]	$RT_{ref, ART}$ (Methode II, B) [°C]
36	Innenwand	1,0E+19	30	-17	-3
	¼ T	6,0E+18	25	-19	-7
	¾ T	2,1E+18	16		
45	Innenwand	1,2E+19	31	-16	-2
	¼ T	7,2E+18	26	-18	-6
	¾ T	2,5E+18	18	-	-
54	Innenwand	1,4E+19	33	-16	-1
	¼ T	8,3E+18	28	-18	-5
	¾ T	3,0E+18	19	-	-

Des Weiteren sind die Kerbschlagenergien in der Hochlage zu ermitteln, die 68 J nicht unterschreiten dürfen. Für das Grundmaterial I, II und Schweissgut wurden Werte von 118 J bis 138 J bestimmt.

Im Rahmen von Nachforderung 10-1 aus der ENSI-Grobprüfung ENSI 17/2386 hat das KKG die Einhaltung der p-T-Grenzkurven überprüft und mit ANO-S-92954 eingereicht. Das Ergebnis der Überprüfung hat ergeben, dass die heutigen Grenzwerte für Druck und Temperatur bei Betriebsbelastungen und bei Druckprobe bis 60 BJ abdeckend sind.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-B01 und HSK-R-51

NRC Code of Federal Regulations 10CFR50.61, KTA 3203, ASTM E 185-02 ASTM185 und ASTM E 1921-05 ASTM1921

US NRC Regulatory Guide RG-1.99, Rev. 2

NUREG NUREG-800 und NUREG-1806

Beurteilung des ENSI

Übersicht

Die Beurteilung durch das ENSI erfolgt jeweils in den nachfolgenden themenspezifischen Abschnitten der Fluenzüberwachung und Werkstoffprüfungen.

Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung)

Im Überprüfungszeitraum der aktuellen PSÜ sind gegenüber dem Stand, welcher mit der PSÜ 2008 bewertet wurde, die Prognosen zur zeitlichen und örtlichen Entwicklung der Fluenzen im Wesentlichen unverändert geblieben. Die Aktualisierung erfolgte auf Basis des neuesten Standes von Wissenschaft und Technik bei den Methoden der Fluenzberechnung und den letzten aus Kratzproben sowie Fluenzmonitoren gewonnenen Messwerten. Da sich aufgrund der Aktualisierung gegenüber den geprüften Berechnungen aus der PSÜ 2008 keine signifikanten Änderungen ergeben haben, wurden die bisherigen Erkenntnisse bestätigt.

Zusammenfassend kommt das ENSI zu dem Ergebnis, dass die vom KKG angewendeten Verfahren zur Fluenzberechnung geeignet sind, die zukünftige Versprödung des RDB abzuschätzen. Der letzte getestete Probensatz 3 deckt deutlich mehr als 54 Volllastjahre ab. Dies entspricht deutlich mehr als 60 Betriebsjahren.

Das ENSI kommt zur Schlussfolgerung, dass der Weiterbetrieb mindestens bis zu 50 Betriebsjahren durch die bereits entnommenen und getesteten Bestrahlungskapseln abgedeckt ist. Weitere Margen sind ebenfalls vorhanden.

Werkstoffprüfungen

Mit der Entnahme und Auswertung vom Bestrahlungsprobensatz 3 im Jahr 2006 decken die Werkstoffuntersuchungen eine Betriebszeit von deutlich mehr als 54 Vollastjahren bzw. 60 Betriebsjahren ab. Gleichzeitig ist das KKG auch einer Forderung des ENSI aus dem PSÜ-Gutachten 2008 nachgekommen, zusätzliche Werkstoffuntersuchungen zur Überprüfung der UVEK-Kriterien durchzuführen. Neben dem bisherigen klassischen Verfahren wurden zusätzliche Auswertungen mit dem Masterkurven-Verfahren vorgenommen, welches dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Insbesondere wurden auch die Regelungen im Anhang 5 der 2011 in Kraft gesetzten Richtlinie [ENSI-B01] umgesetzt.

Bei der klassischen Methode handelt es sich um ein indirektes Verfahren. Gemessen wird nicht die Bruchzähigkeit, sondern die Kerbschlagzähigkeit aus Pellini-Versuchen (Ausgangszustand) und Charpy-Versuchen. Zur Berücksichtigung der Unsicherheiten bei der Abschätzung von bruchmechanischen Kennwerten aus Kerbschlagzähigkeiten müssen die inhärenten Unsicherheiten durch grosse Sicherheitszuschläge kompensiert werden. Das Verfahren führt daher meist zu sehr konservativen Ergebnissen. Obwohl die Methode nicht mehr den heutigen Stand von Wissenschaft und Technik repräsentiert, wird sie weiterhin grosse Bedeutung behalten, da die Bestrahlungsprogramme der bestehenden Reaktorflotte auf dieses Verfahren ausgerichtet waren und sie einfach anzuwenden ist.

Mit der Masterkurvenmethodik steht inzwischen ein zeitgemässeres Prüfverfahren als Alternative zur Verfügung, welches in nahezu alle einschlägigen Normen und Regelwerke Einzug gehalten hat. Dabei handelt es sich um ein direktes Verfahren, mit dem die Bruchzähigkeit unmittelbar aus bruchmechanischen Proben bestimmt wird. Es ist genauer als die klassische Methode und entspricht dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik. Zur Normung des Prüfverfahrens wurde 1997 die amerikanische Werkstoffprüfnorm [ASTM1921] eingeführt. Seit 1999 ist das Verfahren im amerikanischen nuklearen Regelwerk als ASME Section III [ASME-BPVC-3] und XI [ASME-BPVC-11] Code Cases N-629 (Section XI) und N-631 (Section III) etabliert. Die US NRC hat die Anwendbarkeit der beiden ASME Code Cases als vollwertige Alternative zu den Kerbschlagversuchen akzeptiert. Inzwischen wurden diese Code Cases durch den neueren Code Case N-851 ersetzt bzw. direkt in ASME III [ASME-BPVC-3], Subsection NB inkorporiert.

Bis 2011 waren in der Schweiz die US-Normen als Quasi-Standard anzusehen, da die Richtlinie [HSK-R-51] keine detaillierten Vorgaben zur Auswertung der Versprödungsdaten enthielt. Mit der Stellungnahme zur PSÜ 2008 erhob das ENSI die Forderung 5.3-1, welche zusätzliche Auswertungen der Bestrahlungsproben nach dem US NRC Regulatory Guide [RG-1.99] forderte, um die Einhaltung des UVEK-Kriteriums zu belegen.

Seit Inkrafttreten der Richtlinie [ENSI-B01] sind die Anforderungen an die Auswertung der Bestrahlungsproben detailliert in Anhang 5 vorgegeben. Die Methode I beinhaltet das klassische RT_{NDT}-Verfahren basierend auf Kerbschlagversuchen, während Methode II die Anwendung des Masterkurvenverfahrens regelt. Bei Methode II-A wird direkt die Sprödbruchtemperatur aus bestrahlten Proben ermittelt, während bei Methode II-B die Pellini-Versuche für das unbestrahlte Material durch Bruchmechanikversuche ersetzt werden, die Verschiebung der Sprödbruchtemperatur jedoch weiterhin durch Charpy-Versuche ermittelt wird.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die Werkstoffprüfungen zur Charakterisierung der Versprödung fachgerecht und regelwerkskonform ausgeführt wurden. Die Untersuchungen entsprechen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik und die Forderung 5.3-1 aus dem PSÜ-Gutachten wurde vollumfänglich umgesetzt.

10.1.3.2 PTS-Analysen des RDB

Angaben des KKG

Der Betreiber hat die sicherheitstechnische Bewertung durch eine deterministische PTS-Analyse und die Bewertung gegenüber dem durch das UVEK-Kriterium [UVEK-A] gesetzten Grenzwert vorgenommen.

Den massgeblichen Auslegungsstörfall für den Reaktordruckbehälter stellt bei Druckwasserreaktoren der sogenannte «Pressurized Thermal Shock», kurz PTS-Lastfall dar. Die aktualisierten PTS-Analysen erfolgten in 2014 unter Berücksichtigung der Ergebnisse des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik. Ergänzend wurden zur Validierung der Ergebnisse und zur Abschätzung zusätzlicher Margen Berechnungen mit Computational Fluid Dynamics (CFD) und der Extended Finite Element Method (XFEM) durchgeführt. Die Nachweise wurden auf Höhe der Kernnaht im führenden Grundmaterial geführt. Die Betrachtungen sind für verschiedene Leckgrössen geführt worden.

Beim sicherheitstechnischen Nachweis wird die transiente Beanspruchungskurve der Bruchzähigkeit gegenübergestellt. Es werden die konservativen Werte der mit der klassischen Methode I (Richtlinie [ENSI-B01]) ermittelten Referenztemperaturen verwendet, während die Werte mit den moderneren Methoden II-A und II-B ebenfalls ergänzend ausgewiesen sind. Es wurden Leckpostulate von 3 cm^2 bis zu 314 cm^2 sowohl kalt- als auch heissseitig betrachtet. Der führende Lastfall ist eine kaltseitige Einspeisung bei einem heissseitigen Leck mit 200 cm^2 für den Kernnahtbereich. Die führende Fehlerkonfiguration ist ein Innenfehler mit 10 mm Tiefe. Analysen für die Stutzenkante, auch mit heissseitiger Sicherheitseinspeisung, wurden ebenfalls durchgeführt. Die Lastfallmatrix ist in Tabelle 12 von [BER-S-92623] dargestellt.

Für den Kernnahtbereich wurde ein zulässiges RT_{ref} von 74 °C bzw. 98 °C mit WPS-Effekt (warm prestress) errechnet. Die sicherheitstechnischen Nachweise wurden damit erfolgreich geführt.

Des Weiteren ist noch die Einhaltung der zwei Kriterien der UVEK-Verordnung [UVEK-A] (SR 732.114.5) für die Kerbschlagenergie sowie für die Sprödbruchübergangstemperatur zu zeigen. Die auf 60 Betriebsjahre extrapolierte Referenztemperatur, basierend auf der konservativsten Methode I gemäss Richtlinie [ENSI-B01], beträgt 28 °C. Die bestimmten Kerbschlagenergien liegen zwischen 118 J und 138 J.

In seiner Zusammenfassung kommt das KKG zum Ergebnis, dass alle notwendigen Nachweise zur Sprödbruchsicherheit und Integrität vollständig erbracht sind und dem aktuellen Stand der Technik entsprechen. Die Resultate des zuletzt geprüften Probensatzes 3 sowie die sicherheitstechnische Bewertung durch die deterministischen PTS-Analysen decken 60 Betriebsjahre ab. Zusätzliche Margen bei den Werkstoffkennwerten wurden ausgewiesen. Die Grenzwerte der UVEK-Verordnung [UVEK-A] werden eingehalten und durch jährliche Nachführung der Ergebnisse kontinuierlich überwacht. Damit wurde gezeigt, dass ein Sprödbruch des RDB für alle untersuchten Bereiche sicher für 60 Jahre Betrieb ausgeschlossen werden kann. Die Auswirkung der Neutronenversprödung kann mit den durchgeführten Untersuchungen und Analysen sicherheitstechnisch für 60 Betriebsjahre abgesichert werden.

Beurteilung des ENSI

Die deterministischen PTS-Berechnungen sind die wichtigsten Analysen zur Absicherung des RDB gegen Sprödbruch. Im Rahmen der Stellungnahme zur PSÜ 2008 stellte das ENSI die Forderung 5.3-2 an das KKG, die bis dahin vorliegenden vereinfachten PTS-Nachweise entsprechend dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Dies beinhaltete die Verwendung von dreidimensionalen Finite-Elemente-Analysen sowie einer Erweiterung des Transientenkataloges, insbesondere die Einbeziehung auch von Kleinleckagen. Das KKG hat die geforderten Analysen im Jahr 2014 eingereicht. Die aktualisierten PTS-Analysen des KKG wurden vom ENSI detailliert geprüft. Dabei schlussfolgert das ENSI, dass die Analysen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und das KKG ausreichende Margen gegenüber Sprödbruch nachweisen kann. Für die führende postulierte Leckgrösse von 200 cm^2 wurde in Höhe des Kernnahtbereiches eine zulässige Sprödbruchübergangstemperatur von 74 °C bzw. unter Berücksichtigung des WPS-Effektes von 98 °C berechnet. Der Nachweis ist somit gegenüber der kreditierten Referenztemperatur von 33 °C an der höchstversprödeten Position an der Innenwand des RDB bestimmt und mit Methode I (Richtlinie

[ENSI-B01]) mit grossen Reserven erfüllt. Bei Anwendung der moderneren Auswertemethoden nach dem Masterkurven Konzept (Methoden II-A und II-B) ergeben sich nochmals deutlich höhere Margen.

Seit dem Jahr 2008 sind mit Inkraftsetzung der UVEK-Verordnung [UVEK-A] zwei weite Kriterien mit Bezug zur Versprödung des RDB zu beachten. Zum einen ist ein Mindestwert für die Kerbschlagenergie von 68 J in der Hochlage einzuhalten. Darüber hinaus ist gemäss US NRC Standard Review Plan 19 [NUREG-800] (SRP), 5.3.1 bzw. 5.3.2 für das unbestrahlte Material ein Wert von 102 J einzuhalten. Diese Kriterien werden für alle Materialien des RDB mit grossem Abstand erfüllt. In einer Wandtiefe von einem Viertel wird darüber hinaus gefordert, dass die Referenztemperatur des Materials unterhalb von 93 °C bleiben muss. Beide Kriterien werden für die bei Versprödung führenden Bereiche des Grundmaterials und des Schweissgutes mit allen Auswertemethoden eingehalten.

Zusammenfassend kommt das ENSI damit zum Schluss, dass die Versprödung des Materials des Reaktordruckbehälters nicht limitierend für eine Betriebszeit von 50 Jahren ist und weitere Margen vorhanden sind.

10.1.3.3 Integrität des RDB und der Kerneinbauten

Angaben des KKG

Das entsprechende Kapitel in [BER-S-92623] behandelt die Betriebs- und Alterungsüberwachung des RDB und der Kerneinbauten sowie die Bewertung der Nachweise für den Langzeitbetrieb und die Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen. Es enthält eine Darstellung der zu erfüllenden Anforderungen und der vom Betreiber durchgeführten Massnahmen. Für konkrete Ergebnisse oder detaillierte Beschreibungen der Massnahmen wird auf zahlreiche Referenzen, wie z. B. den zusammenfassenden Sicherheitsnachweis des RDB und der Kerneinbauten für den Langzeitbetrieb [PEG-S-251] oder die AÜP-Steckbriefe, verwiesen.

Seit 1995 ist unterhalb des RDB-Stutzens in azimutaler Position von 75° eine Fehlstelle der Plattierung bekannt. Während mehrerer visueller Kontrollen zeigte sich keine Veränderung, woraus sich neben anderen Abklärungen die Interpretation erhärtet, dass es sich um einen Herstellungsfehler handelt. Die Stelle wurde ins Wiederholungsprüfprogramm (WHP) aufgenommen.

Prüfungen an den Kernumfassungs- und Kernbehälter (KU/KB)-Schrauben zeigten Auffälligkeiten durch Spannungsrisskorrosion (SpRK) im Bereich der Schraubensicherung, die sich jedoch zwischen den letzten Prüfungen im Überprüfungszeitraum nicht signifikant verändert haben. Es handelt sich um austenitische Schrauben, welche befundbehaftete Schrauben aus gegen SpRK-anfälligem Alloy X-750 ersetzten. Modifizierte BE-Zentrierstifte aus Austenit, welche ebenfalls solche aus Alloy X-750 ersetzt haben, zeigen keine Befunde.

Weitere Auffälligkeiten sind im Rahmen der Betriebs- und Alterungsüberwachung nicht aufgetreten. Das KKG kommt zum Schluss, dass die Integrität des RDB und der Kerneinbauten für den Langzeitbetrieb gewährleistet ist.

Beurteilung des ENSI

Im Überprüfungszeitraum wurden für den RDB sowie die Kerneinbauten keine Befunde detektiert, die den Betrieb des KKG eingeschränkt haben.

Die Ergebnisse der Ermüdungsüberwachung werden für den RDB und die RDB-Einbauten an dieser Stelle nicht separat bewertet, sondern sind in Kap. 10.1.4.2 enthalten.

Für die Befunde an den KU-/KB-Schrauben erachtet es das ENSI vor dem Hintergrund des Langzeitbetriebes für notwendig, dass die Problematik unter Einbeziehung der internationalen Betriebserfahrungen weiterverfolgt wird und zusätzliche Abklärungen vorgenommen werden. Vor dem Hintergrund, dass einige KU-Schrauben auch hohen Ermüdungsbeanspruchungen ausgesetzt sind, ist die Möglichkeit von Wechselwirkungen verschiedener Alterungsmechanismen (SpRK, Ermüdung und Neutronenversprödung) zu analysieren, um unerwartet hohe Risswachstumsgeschwindigkeiten durch die Wechselwirkung verschiedener Alterungsmechanismen und damit eine denkbare unzulässige Verformung der Kernumfassung auszuschliessen. Aufgrund des schon in der Vergangenheit durchgeführten und jederzeit möglichen Austauschs befundbehafteter KU-/KB-

Schrauben sieht das ENSI den sicheren Langzeitbetrieb des KKG aufgrund der Befunde als nicht unmittelbar gefährdet an.

Forderung 10-1 (Integrität des RDB und der Kerneinbauten)

Das KKG wird aufgefordert, ein Konzept zum Umgang mit den Befunden an den KU- und KB-Schrauben mit dem Ziel zu erarbeiten, Risswachstum in strukturell tragende Querschnitte der Schrauben sowie die Entstehung loser Teile zu vermeiden. Dazu sind systematische periodische Prüfungen vorzusehen und numerische Analysen des potenziellen Rissfortschrittes durch Spannungsrisskorrosion, Ermüdung, Neutronenversprödung sowie deren Wechselwirkungen durchzuführen. Des Weiteren ist die Toleranz der Kernumfassung gegenüber dem Ausfall von KU- und KB-Schrauben zu analysieren, um eine Beschädigung der Kernumfassung bzw. das Auftreten von unerwünschten Spaltströmungen zu verhindern. Für den Fall, dass Schäden nicht ausgeschlossen werden können, ist ein Austauschkonzept vorzubereiten. Die internationalen Entwicklungen und Betriebserfahrungen zur Thematik sind zeitnah zu verfolgen. Termin: 31.12.2024.

Das ENSI kommt abschliessend zum Schluss, dass sich aus der Betriebs- und Alterungsüberwachung des RDB und der Kerneinbauten keine Erkenntnisse ergeben haben, welche den sicheren Betrieb bis zu einer Laufzeit von 50 Betriebsjahren in Frage stellen würden.

10.1.4 Nukleares Dampferzeugersystem

10.1.4.1 Bewertung bezüglich Leckagen, Wanddickenschwächungen und Ergebnisse zerstörungsfreier Prüfungen

Angaben des KKG

In BER-S-92623 wird die Betriebs- und Alterungsüberwachung der Hauptkühlmittelpumpen (HKMP), des Druckhalters (DH), der Dampferzeuger (DE) sowie der Hauptkühlmittelleitungen (HKML) behandelt sowie die Bewertung der LTO-Nachweise und die Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen beschrieben. Der Bericht enthält eine Darstellung der zu erfüllenden Anforderungen und der vom Betreiber durchgeführten Massnahmen. Für konkrete Ergebnisse oder detaillierte Beschreibungen der Massnahmen wird auf zahlreiche Referenzen verwiesen. Zusammenfassende Darstellungen der Sicherheitsnachweise zum Langzeitbetrieb für spezifische Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems sind in PEG-S-215 (HKML), PEG-S-216 (HKMP), PEG-S-85 (DH) und PEG-S-217 (DE) beschrieben. Weitere Angaben können den AÜP-Steckbriefen entnommen werden.

Relevante Befunde im Überprüfungszeitraum sind an den Stutzen der Druckhalter aufgetreten. Diese gehen auf neu geschweisste Verbindungen während der PISA-Umbaumassnahmen in 2005 zurück. An den Stutzen H2 und H3 wurden Anzeigen durch Oberflächenrissprüfungen festgestellt, die durch Ausschleifen beseitigt werden konnten. An den Stutzen H1 und H2 wurden auch im Schweissnahtvolumen registrierpflichtige Anzeigen detektiert. Darauf reagierte das KKG mit verkürzten Prüfintervallen und auf Veranlassung des ENSI mit vorgezogenen Prüfungen in 2009. Zusätzliche Oberflächenrissprüfungen in den Folgejahren ergaben keine Befunde. Die beiden Anzeigen wurden als herstellungsbedingt eingestuft und bruchmechanisch als zulässig bewertet.

Unabhängig davon wurden im Jahr 2013 im Rahmen der Stutzen- und Mischnahtsanierung die Schweissnähte an der oberen Druckhalterkalotte durch Nähte mit geändertem Aufbau ersetzt. Dadurch wird verhindert, dass der für SpRK anfällige Werkstoff Alloy 182 in Kontakt mit dem Primärmedium kommt. Zusätzlich wurde die Prüfbarkeit mittels Ultraschall verbessert. Die sanierten Mischnähte sind befundfrei. Die Stutzen C zur Volumenausgleichleitung und der Entwässerungsstutzen I waren nicht Teil des Sanierungsvorhabens.

An den Dichtungsgehäusen der HKMP wurden 2008 bei allen drei Pumpen im Bereich der Bundhülsenverschraubung Risse festgestellt. Es handelte sich um aktiv wachsende Ermüdungsrisse in Folge thermischer Beanspruchungen durch Betriebstransienten. Die Dichtungsgehäuse wurden durch konstruktiv geänderte Ausführungen (Konvoi-Design), welche ohne Bundhülsen und Bundhülsenverschraubungen auskommen, ersetzt. Integritätsrelevante Befunde für die druckführende Umschliessung wurden seitdem keine festgestellt.

Vor dem Überprüfungszeitraum, zuletzt 1991, sind Schwingungsrisse an Pumpenwellen der HKMP aufgetreten. 1994 wurden die Wellen durch ein optimiertes Design ersetzt. An den ersetzten Läufern wurden keine Befunde mehr festgestellt.

Eine bewertungspflichtige volumetrische Anzeige an der Rundnaht B14 der HKML zum HKMP-Stutzen wurde im Jahr 2014 detektiert. Es wird von einem Herstellungsfehler ausgegangen. Die Anzeige wurde ebenso wie ein bereits früher entdeckter Befund an der Rundnaht B25 als zulässig bewertet und wird zukünftig im Rahmen des WHP periodisch geprüft. Ebenfalls vom WHP erfasst werden Reparaturstellen an den Druckstutzen der Pumpengehäuse YD20 D001 und YD30 D001.

Signifikanten Leckagen oder Wanddickenschwächungen am nuklearen Dampferzeugungssystem sind im Überprüfungszeitraum keine festgestellt worden. Andere relevante Befunde haben sich als zulässig erwiesen oder wurden behoben. Das KKG schlussfolgert, dass sich das nukleare Dampferzeugungssystem in einem einwandfreien Zustand befindet.

Des Weiteren stellt das KKG fest, dass die Ausserbetriebnahmekritierien des UVEK hinsichtlich wanddurchdringender Risse und unzulässiger Wandstärkeminderungen eingehalten werden. Das KKG hat für alle gemäss UVEK-Verordnung [UVEK-A] geforderten druckführenden Ausrüstungen der SK1 entsprechende periodische Prüfungen im Rahmen des vom Regelwerk geforderten Umfangs durchgeführt und keine unzulässigen Abweichungen festgestellt.

Beurteilung des ENSI

Die Informationen des KKG zum Zustand der Komponenten und zur Befundüberwachung sind in den PSÜ-Unterlagen auf verschiedene Dokumente verteilt dargestellt. Das ENSI erkennt dennoch an, dass im Überprüfungszeitraum keine unzulässigen Befunde im nuklearen Dampferzeugungssystem vom KKG dokumentiert worden sind, welche eine fünfzigjährige Betriebszeit in Frage stellen. Einzelne bekannte Befunde sind im zulässigen Bereich und werden im Rahmen von periodischen Wiederholungsprüfungen überwacht.

Mit der Sanierung der Mischnähte an den Druckhalterstutzen der oberen Druckhalterkalotte sowie den erwähnten Änderungen an den HKMP sind sinnvolle Massnahmen zur Verringerung von möglichen Alterungsschäden getroffen worden. Jedoch wurden am Druckhalter zwei Mischnähte mit Schweisszusatzwerkstoff Alloy 82/182 nicht saniert: Stutzen C, Schweissnaht W51 und Entwässerungsstutzen I, Schweissnaht W85. In beiden Fällen kommen die Schweisszusatzwerkstoffe Alloy 82/182 nach wie vor in Berührung mit dem Primärkühlmittel. Die Nickelbasis-Schweisszusatzwerkstoffe Alloy 82/182 sind bekanntermassen anfällig für Primärwasser-Spannungsrisskorrosion (PWSCC) und interkristalline bzw. interdentritische Korrosion. Da die Inkubationszeit zur Rissinitiierung bei Schweissnähten in Abhängigkeit des lokalen Eigenspannungs- und Oberflächenzustandes sehr stark variieren kann und neue Erkenntnisse hinsichtlich der Schwellenwerte für Spannungsrisskorrosion und Risswachstumsgeschwindigkeiten in Alloy 82/182 im Primärkühlmittel vorliegen, muss das mögliche Risswachstum für diese Schweissnähte neu bewertet werden. Dieses Thema wird im Rahmen der laufenden Aufsicht verfolgt.

Im Rahmen der Aufdatierung der seismischen Gefährdungsannahmen mit dem PEGASOS Refinement Project war eine Aktualisierung der seismischen Nachweise erforderlich. Die neuen, erhöhten Gefährdungsannahmen, ENSI-2015 genannt, wurden mit entsprechenden Fristen für die Nachweiserbringung im Jahr 2016 verfügt [ENSI 2016-05-26]. Damit verbunden sind geänderte Beanspruchungen in den Komponenten und Supports des nuklearen Dampferzeugungssystems. Eine Diskussion von potenziellen Auswirkungen der neuen Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 auf das nukleare DE-System fehlt im Rahmen der PSÜ 2018. Für das SEG15-Projekt wurde ein vom ENSI akzeptiertes Konzept durch das KKG erstellt und die Nachweise in dem entsprechenden Verfahren eingereicht. Das Projekt beinhaltet u. a. deterministische Erdbebennachweise für das nukleare Dampferzeugungssystem. Die Prüfung der Nachweise erfolgt im Rahmen des entsprechenden laufenden SEG15-Projekts/ ENSI-Geschäftes.

Nach dem Überprüfungszeitraum ergaben sich zwei wesentliche Entwicklungen, die im Hinblick auf den sicheren Betrieb des KKG von Bedeutung sind:

- Spannungsrisskorrosion in Schweisnähten des Notkühlsystems in französischen DWR;
- Rissanzeigen in der primärseitigen Trennwand des Dampferzeugers 20 im KKG.

Eine kurze Bewertung dieser Ereignisse auf Basis des aktuellen Wissensstands findet sich in Kap. 2.4 der vorliegenden Stellungnahme.

10.1.4.2 Ermüdung durch Transienten

Angaben des KKG

Die Ermüdung durch Transienten wird im Bericht BER-S-92623 behandelt. Dieser schliesst neben dem nuklearen Dampferzeugungssystem mit Hauptkühlmittelleitungen, Druckhalter inklusive Volumenausgleichsleitung (VAL), Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpen, den RDB mit Kerneinbauten, den Sicherheitsbehälter (XA), Teile des Frischdampf- und Speisewasser-Systems (RA, RL) sowie verschiedene Rohrleitungen von weiteren Sicherheits- und Hilfssystemen mit ein. Für Details zur Ermüdungsüberwachung wird auf zahlreiche Referenzen, wie PEG-M-1202, ALD-M-92497, PEM-S-183, BER-M-71669, PEG-X-44422 und RE-L-864 verwiesen.

Von der Inbetriebsetzung des KKG bis zum Jahr 2014 wurde die Ermüdung durch Erfassung und Zuordnung von betrieblichen Transienten zu den in der Auslegung spezifizierten Transienten bestimmt. Der rechnerische Teilerschöpfungsgrad resultiert aus dem Verhältnis von aufgetretenen zu den gesamthaft spezifizierten Transienten. Aufgrund der hohen Konservativität der Auslegungstransienten gilt der Ansatz als entsprechend konservativ und deckt auch mögliche Einflüsse des Umgebungsmediums ab.

In 2014 wurde das Online-Monitoring-System FAMOSi (fatigue monitoring system-integrated) in Betrieb genommen. Hierzu werden die Temperaturen und andere thermohydraulische Grössen erfasst und daraus die lokalen Beanspruchungskenngrössen ermittelt. Bei diesem spannungsbasierten Ansatz wird, falls erforderlich, entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01, auch der Einfluss des Umgebungsmediums auf die Ermüdung erfasst. Erfasst werden die ermüdungsrelevanten Stellen in den Komponenten der SK1 und SK2. Das sind aktuell 42 Positionen. Der aktuelle Erschöpfungsgrad ist die Summe aus dem anhand der Transientenbuchhaltung und dem aus dem Online-Monitoring ermittelten Teilerschöpfungsgrad. Des Weiteren wird der Erschöpfungsgrad auf eine Betriebszeit von 60 Betriebsjahren extrapoliert. An ausgewählten Stellen (z. B. Druckhalter und VAL) wurde bereits zwischen 1991 und 2014 ein Thermisches-Transienten-Erfassungs-System (TTES) eingesetzt, welches als vereinfachtes Vorgängersystem zu FAMOSi aufgefasst werden kann. Die Ermittlung des Erschöpfungsgrades aufgrund von erfassten Transienten wird parallel zur Bewertung mit FAMOSi fortgeführt.

Für die meisten Bereiche sind die auf Basis des Online-Monitoring ermittelten Werte der Ermüdungsausnutzung geringer im Vergleich zur Ursprungsauslegung. Eine der wenigen Ausnahmen betrifft bei den Kerneinbauten die Schraube KU2.6.1 mit einem auf 60 Betriebsjahre (BJ) extrapolierten Erschöpfungsgrad von 73 % anstatt 50 %. Die aktuellen sowie die auf 60 BJ extrapolierten Erschöpfungsgrade sind alle im zulässigen Bereich.

Die Ergebnisse werden in einem jährlich zu aktualisierenden Ermüdungsbericht zusammengestellt und dem ENSI eingereicht und umfassen einen Überprüfungszeitraum bis 2018.

Die führenden ermüdungsrelevanten Stellen finden sich an den Druckhalterstutzen, der VAL, den Dampferzeugern und an ausgewählten Stellen der Kerneinbauten. Der höchste auf 60 BJ extrapolierte Erschöpfungsgrad ist für die oben genannte Schraube der Kernumfassung KU2.6.1 mit 73 % bestimmt worden. Weitere Positionen mit relativ hoher Ermüdungsausnutzung sind die VAL mit 62 % (unter Berücksichtigung des Umgebungsmediums), der Druckhalterstutzen H3 mit 60 %, die Hutze der Hauptkühlmittelleitung mit 59 %, der Anschluss der VAL an die HKML mit 52 % und am Dampferzeugerstutzen mit 53 %.

Ergänzend wird die Zählung der aufgetretenen Transienten mit der sogenannten Transientenbuchhaltung fortgesetzt und mit den spezifizierten Transienten verglichen. Die Extrapolation der erfassten Transienten, Stand Ende 2018, überschreitet in keinem Fall die Anzahl der in der Auslegung spezifizierten Transienten. Der höchste auf 60 BJ extrapolierte Erschöpfungsgrad gegenüber der Auslegung beträgt 88 % am Druckhalterstutzen H3.

An der VAL und dem Druckhalter wurden 2005 durch Umbaumassnahmen (PISA-Projekt) die Zuwächse der Ermüdung massgeblich verringert. So waren an der VAL Temperaturschichtungen beobachtet und durch den Umbau beseitigt worden. Ein hochbelasteter Rohrbogen wurde ersetzt. Für die Ermüdung am Druckhalterstutzen H3 und am T-Stück YP10Z111/6 wurde vor den Massnahmen ein auf 60 BJ extrapolierter Wert von über 100 % ermittelt. In 1981 wurden durch die Installation eines Siphons und geänderten Fahrweisen Temperaturschichtungen im RL-System so weit minimiert, dass nur noch sehr geringe Ermüdungszuwächse auftreten.

Eine weitere Ursache von Ermüdung können turbulente Mischströmungen darstellen. Diese können wegen ihrer hochfrequenten Charakteristik schwer messtechnisch erfasst werden. Durch systematische numerische Analysen wurden Mischströmungen im TA- und TH-System untersucht, wobei inklusive Medieneinfluss nach NUREG-6909 Ermüdungsgrade von 29 % (TA) und 65 % (TH) rechnerisch ermittelt wurden.

Zusammenfassend kommt das KKG zum Ergebnis, dass an keiner Position weder aktuell noch extrapoliert auf 60 BJ unzulässige Ermüdungsgrade von über 100 % auftreten. Ermüdung stellt folglich keinen limitierenden Faktor für einen Langzeitbetrieb bis 60 BJ dar.

Beurteilung des ENSI

Ermüdung ist die Folge von zyklisch auftretenden Lasten und einer der wichtigsten Alterungs- und Schadensmechanismen in technischen Anlagen. Im Kraftwerksbereich spielt zum einen die niederzyklische Ermüdung durch thermomechanische Transienten und zum anderen die hochzyklische Ermüdung durch Vibrationen eine Rolle. Letzteres tritt eher in Kleinleitungen auf. Die Ermüdung wird mit dem sogenannten Erschöpfungsgrad quantifiziert. Ein Erschöpfungsgrad von 100 % (bzw. 1,0) bedeutet, dass die Anrisslebensdauer rechnerisch ausgeschöpft ist. Basis zur Ermittlung der Ermüdungsausnützung ist eine Wöhler-Kurve, die nach ASME III ASME-BPVC-3, Div. 1, Appendix I als Designkurve bezeichnet wird. Sie enthält im Vergleich zur Mittelwertskurve noch Sicherheitsmargen mit einem Faktor 12 (20 bis Ausgabe 2007, Addenda 2008) in der Anzahl von zulässigen Zyklen und einem Faktor 2 hinsichtlich Spannungen. Bei den 2009 eingeführten geänderten Designkurven muss der Einfluss des Umgebungsmediums gesondert berücksichtigt werden.

Das ENSI hat die vom KKG durchgeführten Massnahmen zur Ermüdungsüberwachung regelmässig beurteilt und ist zum Ergebnis gekommen, dass die Massnahmen zielführend sind und dem Stand der Technik entsprechen. Das KKG betreibt seit 2014 ein funktionsfähiges Online-Monitoring-System (FAMOSi) zur Überwachung der Ermüdung. Die bekannten ermüdungsrelevanten Stellen, insbesondere der Primärkreiskomponenten sowie einiger SK2-Komponenten, sind einbezogen. Der Betreiber verfolgt die internationalen Betriebserfahrungen, sodass beim Vorliegen neuer Erkenntnisse die Ermüdungsüberwachung bei Bedarf erweitert werden kann. Der Einfluss des Umgebungsmediums ist gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01 im aktuellen Ermüdungsbericht berücksichtigt. Das Online-Monitoring-System erfasst primär niederzyklische Beanspruchungen in Folge von Temperaturtransienten. Im Ermüdungsbericht werden Vorkommnisse und Massnahmen im Zusammenhang mit Vibrationen oder hochzyklischen Temperaturfluktuationen durch turbulente Mischströmungen ebenfalls festgehalten. Beispiele sind die Schäden an den Wellen der Hauptkühlmittelpumpen in den 1990er-Jahren, welche durch Ersatz mit einem verbesserten Design behoben wurden oder die Ermüdungsanalysen für die T-Stücke im TA- und TH-System. Eine weitere Änderung zur Vermeidung von Ermüdung betrifft die Dichtdeckel der HKMP, die in 2008 von Schäden betroffen waren und durch ein verbessertes Design ersetzt wurden.

Insgesamt kommt das ENSI zum Ergebnis, dass der Langzeitbetrieb von 50 Betriebsjahren des KKG durch Ermüdung nicht gefährdet ist. Die Ergebnisse der Ermüdungsüberwachung zeigen, dass die auf 50 Betriebsjahre extrapolierten Erschöpfungsgrade unter 100 % bleiben.

10.1.4.3 Leck-vor-Bruch-Analysen

Angaben des KKG

Die Leck-vor-Bruch-Analysen wurden in den Jahren 2002 bis 2004 als Reaktion auf die PSÜ-Pendenz 125 von 1998 erstellt und sollen Lecks im Primärkühlkreislauf grösser 0,1 F ausschliessen. Zum Nachweis des Leck-vor-Bruch-Verhaltens werden wanddurchdringende Risse postuliert, die einerseits gross genug sind, um von der Leckageüberwachung zuverlässig detektiert werden zu können, und anderseits unter Betriebs- und Störfallbedingungen nicht zum überkritischen Rissfortschritt und damit zum Versagen der Rohrleitung führen. Die Nachweise wurden mit dem Gutachten HSK 17/892 von der HSK anerkannt. Zur Absicherung wurde von der HSK eine Überprüfung der Oberflächenrissfreiheit aller Schweissnähte im Nachweisbereich der Leck-vor-Bruch-Analysen gefordert. Die entsprechenden zerstörungsfreien Prüfungen wurden in der Revision 2007 durchgeführt.

Das KKG orientiert sich bei seinen Analysen an den Vorgaben der US NRC (SRP 3.6.3 NUREG-800). Im Überprüfungszeitraum sind keine weiteren Änderungen an den Nachweisen vorgenommen worden. Das KKG kommt aufgrund der Nachforderung 10-2 aus der Grobprüfung des ENSI ENSI 17/2386 im nachgereichten Dokument ANO-S-92950 zum Schluss, dass die Leck-vor-Bruch-Analysen weiterhin dem Stand der Technik entsprechen, die Regelwerksvorgaben der NRC eingehalten und abdeckend für 60 Betriebsjahre sind, da die Vorgaben des SRP 3.6.3 unverändert geblieben sind.

Beurteilung des ENSI

Das Schweizer Regelwerk macht keine Detailvorgaben zur Durchführung von Leck-vor-Bruch-Analysen. Die Betreiber sind daher gehalten, sich an etablierten internationalen Normen zu orientieren. Die Vorgaben des US-Regelwerks nach SRP 3.6.3 NUREG-800 stellen einen solchen etablierten Standard dar und sind für das ENSI akzeptabel. SRP 3.6.3 ist im Überprüfungszeitraum unverändert geblieben. Die aktuelle Revision 1 wurde im Jahr 2007 veröffentlicht. Die Änderungen gegenüber der Vorausgabe sind im Wesentlichen redaktioneller Natur. Daher kann davon ausgegangen werden, dass die Methodologie der vom Werk durchgeführten und vom ENSI bewerteten Leck-vor-Bruch-Analysen grundsätzlich weiterhin dem Stand der Technik entspricht.

Unabhängig davon hält es das ENSI hier jedoch für notwendig, neue Trends und die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik zu verfolgen. Des Weiteren wird in den durchgeführten Analysen des KKG auch immer wieder Bezug auf das deutsche Bruchausschlusskonzept und die Basissicherheit genommen. Das Bruchausschlusskonzept ist weitgehend in die 2014 erschienene KTA 3206 eingeflossen. Das ENSI hält es daher für angebracht, dass die Unterschiede der KTA 3206 im Vergleich zum früheren Bruchausschlusskonzept RSK-1 sowie zu SRP 3.6.3 NUREG-800 im Hinblick auf den Langzeitbetrieb zu bewerten sind. Es ist ausserdem zu zeigen, dass die gemachten Bezugnahmen zum Bruchausschlusskonzept auch mit den Anforderungen der KTA 3206 vereinbar sind.

Forderung 10-2 (Leck-vor-Bruch)

Das KKG wird aufgefordert, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Leck-vor-Bruch-Nachweise detaillierter zu analysieren und die Auswirkungen von neuen Trends und Entwicklungen auf den Langzeitbetrieb zu bewerten. Insbesondere sind die Unterschiede der KTA 3206 im Vergleich zum SRP 3.6.3 (NUREG 800) und zum früheren Bruchausschlusskonzept zu bewerten. Des Weiteren sind die Leck-vor-Bruch-Nachweise mit Bezug auf die neuen seismischen Gefährdungsannahmen ENSI-2015 zu aktualisieren. Die Bewertung und die aktualisierten Leck-vor-Bruch-Analysen sind dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2025.

10.1.5 Stahldruckschale des Containments

Die Stahldruckschale des Containments wird in Kap. 3.6 von BER-S-92623 sowie in PEG-S-271 und BER-M-75849 behandelt.

10.1.5.1 Ergebnisse von lokalen und integralen Dichtheitsprüfungen

Angaben des KKG

Das KKG weist mit regelmässigen Dichtheitsprüfungen an Schleusen, Durchdringungen, Abschlüssen und Isolationsarmaturen des Primärcontainments nach, dass die in den Technischen Spezifikationen festgelegten Grenzwerte für die Leckagerate unter Störfallbedingungen gewährleistet sind. Prüfintervalle und -umfang sind im Wiederholungsprüfprogramm festgelegt.

Alle 4 Jahre findet während einer Revisionsabstellung der integrale Leckratentest (ILRT, Typ A) statt. Im Überprüfungszeitraum fanden 2009, 2013 und 2017 Prüfungen statt. Dabei ist nachzuweisen, dass innerhalb von 24 h die Leckage bei einem Prüfüberdruck von 1,0 bar bzw. seit 1997 von 0,5 bar, weniger als 0,25 % des Gesamtgewichts der im Containment enthaltenen Luftmasse beträgt. Die ermittelten Leckraten haben den Grenzwert stets deutlich unterschritten. Die angewandte Methodik ist in [KTA 3405] beschrieben.

Neben dem ILRT finden auch lokale Dichtheitstests (Typ B und C) an der Personenschleuse, der Notschleuse, am Materialtor sowie an Lüftungsklappen statt. Diese Tests finden jährlich statt und werden nach der Norm EN 1779 durchgeführt. Die Prüfungen an den Stahlhüllendurchführungen und an den Druckglasdurchführungen werde alle 2 bzw. 4 Jahre geprüft. Dazu werden Druckänderungen in Einzelprüfungen gemessen und in eine Leckagerate umgerechnet. Die zulässige Gesamtleckrate wurde immer unterschritten.

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat im Überprüfungszeitraum alle notwendigen Dichtheitsprüfungen vorgenommen. Dabei wurden keine Überschreitungen von Grenzwerten festgestellt. Damit steht seitens der Dichtheitsanforderungen der Weiterbetrieb der Anlage nicht in Frage.

10.1.5.2 Ergebnisse und Bewertungen spezifischer Inspektionen sowie Untersuchungen und Instandhaltungsmassnahmen

Angaben des KKG

Im Überprüfungszeitraum werden folgende Befunde erwähnt:

- 2007/2009 wurden Beschädigungen der als Korrosionsschutz dienenden äusseren Farbbeschichtung im Bereich oberhalb von 18 m festgestellt und ausgebessert. Die Beschädigungen können infolge eines scheuernden Tragseils des Fahrkorbes entstehen.
- In 2010 wurden Risse im Einspannbereich des Bodens vom Rohrkanal gefunden und instand gesetzt. Weitergehende Untersuchungen durch Entfernen des Unterlagbodens haben ergeben, dass keine Feuchtigkeit durch die Risse eingedrungen ist und daher keine Korrosion feststellbar ist. Leichte Korrosionsstellen stammen aus der Bauzeit. Um einen weiteren Korrosionsfortschritt, der einen Feuchteintrag voraussetzt, zu verhindern, wurde die Inspektionsvorschrift angepasst.
- 2012 sind Beschädigungen des Schutzanstriches in der Einspannzone festgestellt und repariert worden.
- 2014 ist für das Primärcontainment auf Forderung des ENSI ein Instandhaltungskonzept eingeführt worden. Anlässlich eines Vorkommnisses in einer anderen Anlage wurde eine Prüfung hinsichtlich durchgehender Gewindelöcher ohne Befunde durchgeführt. Des Weiteren wurden Wanddickenmessungen mit dem Guided-Wave-Verfahren im Bereich der Bodenreparaturstelle von 2010 ohne Auffälligkeiten durchgeführt. Dabei wurde auch erkannt, dass das Verfahren physikalisch und prüftechnisch an seine Grenzen stösst. Alternative Prüfverfahren, die bessere Ergebnisse liefern würden, sind jedoch zurzeit nicht existent. Das KKG wird die technischen Entwicklungen weiterverfolgen.

Abgesehen von vereinzelten leichten Beschädigungen des Schutzanstriches, die jeweils zeitnah repariert wurden, sind keine weiteren Befunde im Überprüfungszeitraum aufgetreten.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stellt fest, dass sich das 2014 eingeführte Instandhaltungskonzept für das Primärcontainment bewährt hat. Korrosionsstellen sind mit Ausnahme solcher aus der Bauzeit keine vorhanden. Durch die Abdichtung dieses Bereichs gegen Feuchtigkeit konnte ein weiteres Fortschreiten der Korrosion weitgehend unterbunden werden. Das Instandhaltungskonzept ist eine sinnvolle Basis dafür, dass auch im Langzeitbetrieb Korrosion an der Stahldruckschale vorgebeugt werden kann.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass unter Fortführung des bestehenden Instandhaltungskonzeptes für das Stahlcontainment aus heutiger Sicht keine Gründe gegen einen weiteren Betrieb des KKG sprechen.

10.1.5.3 Integritätsnachweis der Stahldruckschale

Angaben des KKG

Der Auslegungsüberdruck der Stahldruckschale beträgt 4,89 bar und der Auslegungsunterdruck –0,03 bar bei einer Temperatur von 135 °C. Daraus resultiert global eine rechnerische Mindestwandstärke von 30,8 mm, wobei der Innenüberdruck massgeblich ist. Die Stahldruckschale ist mit einer Nennwanddicke von 32 mm ausgeführt. Gegen Unterdruck im Containment resultiert daraus eine Belastbarkeit von 182 mbar. Die Belastungen im Normalbetrieb sind im Vergleich zu den Auslegungsdrücken wesentlich geringer. Im Segment 541 existiert mit einem Messwert von 29,8 mm eine lokale Unterschreitung der Nennwandstärke, die bereits aus der Bauzeit bekannt ist und als zulässig bewertet wurde.

Gemäss Bauvorschrift ASME-BPVC-3, Subsection NE sind lokal geringere Mindestwandstärken von bis zu 18,7 mm zulässig. Damit sind die Anforderungen aus der Bauvorschrift sowie des Kriteriums aus der UVEK-Verordnung UVEK-A eingehalten.

Im Rahmen von Störfallanalysen auf Basis von der Spezifikation RE-L 792 «Sicherheitshülle Kernkraftwerk Gösgen» wurde ein Druckmaximum von 4,21 bar ermittelt, wofür der Auslegungsüberdruck abdeckend ist. Weitere Analysen betreffen die Betrachtung von Strahlkräften infolge Leckagen in der Frischdampf-Leitung sowie Erdbebenbelastungen. Aus probabilistischen Sicherheitsanalysen wurde eine quasistatische Tragfähigkeit der Stahldruckschale von 9,3 bar mit 95 % Überlebenswahrscheinlichkeit bestimmt. Weitere Analysen betreffen die Untersuchung der Auswirkungen von Wasserstoffdeflagrationen. Gegen dynamische Druckspitzen wurden weitere Reserven ausgewiesen.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen der Beurteilung der Integrität der Stahldruckschale wurden Berechnungen zur rechnerischen Mindestwandstärke der Stahldruckschale durchgeführt, die vom ENSI geprüft wurden. Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass die Ausdehnung der Wanddickenunterschreitungen kleinflächig genug ist, um als lokal im Sinne des ASME ASME-BPVC-3, Subsection NE (Ausgabe 2021) klassifiziert zu werden und damit zulässig ist.

Ermüdung ist im Wesentlichen an den Durchführungen und Durchdringungen relevant. Das Thema wird bereits im Rahmen des Kap. 10.1.4.2 zur Ermüdungsüberwachung behandelt. Die rechnerischen Erschöpfungsgrade für extrapoliert auf 60 BJ sind mit maximal 7,3 % für die RA-Kompensatoren relativ gering und daher für das Containment von untergeordneter Bedeutung.

Das Primärcontainment im KKG ist nur in geringem Umfang von Korrosion betroffen, welche auf die Bauzeit zurückzuführen ist. Die Korrosionsspuren wurden zum grössten Teil entfernt. Zum Schutz ist die Stahldruckschale mit einer Farbbeschichtung versehen, die regelmässig inspiziert und bei Bedarf ausgebessert wird. Im Bereich der Einspannung ist eine Abdichtung vorhanden, welche regelmässig bezüglich Feuchtigkeitseintrag geprüft wird.

Es ist nicht zu erwarten, dass das Ausserbetriebnahmekriterium für das Stahlcontainment aus der UVEK-Verordnung UVEK-A zur vorläufigen Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken in den nächsten 10 Betriebsjahren im KKG verletzt wird. Auf Basis des derzeitigen guten Zustandes der Stahldruckschale und der im Instandhaltungskonzept vorgesehenen Massnahmen ist ein Langzeitbetrieb von 50 Jahren gewährleistet.

10.1.6 Betonhülle des Containments

Angaben des KKG

Im Bericht «Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb» [BER-S-92623] wird als bautechnische Grosskomponente auch die Betonhülle des Containments beurteilt. Das KKG verweist diesbezüglich auf die Berichte der baulichen Alterungsüberwachung und auf den Kurzbericht zum Zustand der Betonhülle. Mit dem Steckbrief [PEG-X-51601] werden die Geschichte der Betonhülle und die Massnahmen zur Sicherung des anforderungsgerechten Zustandes beschrieben. Der zusammenfassende Bericht [PEG-M-934] gibt eine Gesamtübersicht mit anschliessender Bewertung. Für den aktuellen Zustand der Betonhülle wurde eine kurze Bewertung verfasst [PEG-M-812].

Das KKG weist auf die folgenden Untersuchungen im Überprüfungszeitraum der PSÜ 2018 hin, welche auch die Betonhülle des Containments betreffen:

- Analyse zum gezielten Anflug von Flugzeugen auf Kernkraftwerke;
- Überprüfung der Erdbebensicherheit für die neue Erdbebengefährdung ENSI-2015.

Unter dem Titel «Ausserbetriebnahmekriterien» bewertet das KKG die Risse und Abplatzungen an der Betonhülle des Containments. Die Betonhülle weist diverse vertikale und meridionale Risse auf, von denen viele die gesamte Kuppeldicke durchqueren. Aufgrund der grossen Dicke und des damit im Bauteil enthaltenen, hohen Alkalivorrats wird das den Beton durchquerende Wasser jedoch alkalisch, wodurch die Gefahr der Korrosion der Bewehrung minimiert wird. Zudem werden die Risse beim Durchfluss des Wassers mit der Zeit langsam abgedichtet, da sie sich mit winzigen Partikeln aus dem Betongefüge zusetzen und die durch die Risse transportierte Wassermenge damit stetig abnimmt.

Die Verordnung des UVEK [UVEK-A] über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken besagt, dass ein Kernkraftwerk ausser Betrieb zu nehmen ist, wenn durch Risse von mehr als 0,5 mm Breite und durch Abplatzungen von mehr als 20 % die Betonoberfläche beschädigt ist. Dies wird in den nächsten Jahren nicht der Fall sein, dennoch hat das KKG für die Betonhülle des Containments ein Instandsetzungsprojekt mit einer Erneuerung der Oberflächenbeschichtung geplant.

Alle weiteren festgestellten Risse bzw. Stellen mit Abplatzungen oder korrodierter Bewehrung an den Betonstrukturen sind für die bautechnische Sicherheit aufgrund ihrer verhältnismässig geringen Ausmasse bzw. ihrer vernachlässigbaren Auswirkung auf das Tragverhalten nicht relevant und erfordern keine Massnahmen.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie [ENSI-B01]

Verordnung des UVEK [UVEK-A]

Beurteilung des ENSI

Gestützt auf die Zustandsuntersuchungen und Instandsetzungsmassnahmen des Alterungsüberwachungsprogramms bestätigt das ENSI, dass die Gebäudehülle des Containments in einem guten bis sehr guten Zustand ist (siehe auch Kap. 5.1).

Mit den auch weiterhin plangemässen Inspektionen sowie den Instandhaltungs- und Instandsetzungsmassnahmen wird gewährleistet, dass die Sicherheit der Anlage nicht durch bauliche Schwachstellen gefährdet wird. Die Erneuerung der Oberflächenbeschichtung für das Betoncontainment mit Beginn im April 2021 wurde Ende 2021 abgeschlossen. Das ENSI hat im Rahmen der baulichen Aufsicht die Instandsetzungsarbeiten begleitet.

10.2 Vergleich mit den Auslegungsanforderungen für neue Kernkraftwerke

Für Kernkraftwerke, welche über 40 Jahren betrieben werden, ist nach Richtlinie ENSI-A03 ein spezifischer Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb zu erbringen. Gemäss Richtlinie [ENSI-A03], Kap. 5.9.6 Bst. b ist das Auslegungskonzept des Kernkraftwerks unter Berücksichtigung vorgesehener Nachrüstungen mit den Auslegungsanforderungen für neue Kernkraftwerke zu verglichen und zu bewerten.

Zur Erfüllung dieser Anforderung hat das KKG eine Beurteilung [PEG-S-182] der technologischen Alterung (Obsoleszenz) des Kernkraftwerks Gösgen anhand eines Vergleichs mit dem generischen EPR-Design (EPR, European Pressurized Water Reactor als einem aktuellen europäischen DWR-Anlagenkonzept) durchgeführt. Die Beurteilung beinhaltet Vergleiche der Sicherheitskonzepte aus deterministischer und probabilistischer Sicht.

10.2.1 Sicherheitskonzept aus deterministischer Sicht

Angaben des KKG

Der Vergleich zwischen KKG und EPR bezieht sich zunächst in grundsätzlicher Form auf die schutzzielorientierten und ereignisorientierten Sicherheitskonzepte.

Sicherheitskonzept

Bei den schutzzielorientierten Sicherheitskonzepten der beiden Anlagendesigns, die die übergeordneten Schutzziele, die Sicherheitsebenen und Ereigniskategorien sowie die Massnahmen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen betreffen, lässt sich – trotz einiger formaler Abweichungen – in der Praxis eine weitgehende Gleichheit der angewendeten Grundsätze feststellen. Beide Anlagen berücksichtigen das international etablierte und gestaffelte Sicherheitskonzept auf vier Sicherheitsebenen (SE1: Vermeidung von Betriebsstörungen, SE2: Eingrenzung von Betriebsstörungen, SE3: Beherrschung von Auslegungsstörfällen, SE4a: Vermeidung von Kernschäden bei extrem seltenen auslegungsüberschreitenden Ereignissen sowie SE4b: Eingrenzung der Kernschadens-Auswirkungen bei extrem seltenen auslegungsüberschreitenden Ereignissen).

Die grundsätzliche Basis der ereignisorientierten Sicherheitskonzepte der beiden Anlagen lässt ebenfalls eine weitgehende Übereinstimmung bei dem zugrunde gelegten Spektrum der Auslegungsstörfälle sowie eine im Grundsatz vergleichbare Abdeckung der berücksichtigten Kategorien von auslegungsüberschreitenden Ereignissen erkennen. Die Ziele der auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ergriffenen bzw. wirksam werdenden Massnahmen sind bei beiden Anlagen gleich. Die Unterschiede bei den ergänzenden postulierten Ereignissen im auslegungsüberschreitenden Bereich (SE4a) lassen sich auf die unterschiedlichen Anforderungen der zugrunde liegenden Regelwerke, woraus sich fallweise unterschiedliche Nachweisschwerpunkte ergeben, zurückführen. Beim EPR wurde ein erweitertes Ereignisspektrum mit Ausfall kompletter Systemfunktionen (z. B. kleiner Kühlmittelverlust mit ausgefallener MD- oder ND-Notkühleinspeisung) in der Anlagenauslegung berücksichtigt. Beim KKG sind vergleichbare Analysen auslegungsüberschreitender Zustände Bestandteil der PSA-Analysen und stehen in Zusammenhang mit der Bewertung von Notfallmassnahmen.

Die angewandten sicherheitstechnischen methodischen Grundsätze für die deterministische Sicherheitsanalyse (Akzeptanzkriterien, anzunehmende Anfangszustände, Regeln für Handeingriffe, Annahmen zur Verfügbarkeit von Systemen, Einzelfehler-Kriterium, etc.) decken sich weitgehend. Der Grund für die Übereinstimmung ist, dass die für das generische EPR-Design angewendete Methodik in vielen Punkten der schweizerischen Genehmigungspraxis sehr nahekommt. Zusammenfassend kann aus den Sicherheitsanalysen geschlossen werden, dass die Beherrschung aller massgebenden Auslegungsstörfälle bei beiden Anlagen sicher gewährleistet ist. Auch bei den auslegungsüberschreitenden Szenarien unterscheidet sich der Rahmen der Beherrschbarkeit von vergleichbaren auslegungsüberschreitenden Szenarien zwischen dem EPR und dem KKG für SE4a-Ereignisse nicht wesentlich.

Zur Eindämmung der Folgen von Kernschmelzunfällen (Vorsorge gegen Auswirkungen schwerer Störfälle / Sicherheitsebene 4b) hat das generische EPR-Design ein abgestimmtes System von ineinandergreifenden passiven und aktiven Einrichtungen und Massnahmen, welche Ausrüstungen zur Verhinderung der unmittel-

baren Containment-Gefährdung, zur Kernschmelze-Rückhaltung im Containment und zur umfassenden Absicherung der Containment-Rückhaltefunktion beinhalten. Dadurch werden langfristige und/oder grossflächige Auswirkungen in der Umgebung der Anlage (für Bevölkerung und Agrarflächen) vermieden. Optional steht zur ultimativen Druckabsicherung des Containments auch ein System zur gefilterten Druckentlastung zur Verfügung. Für die Anlage KKG brauchten zum Zeitpunkt der Errichtung noch keine Vorsorgemassnahmen zur Eindämmung von Kernversagens-Auswirkungen nachgewiesen werden. Die nach der Aufnahme des Anlagenbetriebes schrittweise in der Schweiz gestellten Anforderungen zu diesem Aspekt wurden vom KKG jeweils nachgerüstet. Dies umfasst Ausrüstungen zur Verhinderung der unmittelbaren Gefährdung der Containment-Barriere wie bspw. primäre Druckentlastung (PDE), Absicherung der Containment-Rückhaltefunktion durch eine gefilterte Containmentdruckentlastung und Schlauchanschlüsse zur Ermöglichung der externen Kühlmitteleinspeisung.

Sicherheitsfunktionen

In Bezug auf die erforderlichen Sicherheitsfunktionen sind diese bei EPR und KKG aufgrund der grossen Ähnlichkeit des Grundkonzepts recht vergleichbar. Auch die technische Ausstattung der beiden Anlagen bezüglich der Erfüllung der Sicherheitsfunktionen durch Systemfunktionen ist im Grundsatz ähnlich. Unterschiede bei den vorhandenen Systemfunktionen bzw. Systemen gibt es vor allem bei:

- *Systemen und Ausrüstungen zur Kernnotkühlung (Anordnung des Notkühlwasser-Vorrats, Druckstaffelung der Notkühl-Teilsysteme)*: Der EPR hat sein Notkühlwasser im Containment-Sumpf (in-containment refueling water storage tank, IRWST), während es beim KKG in Flutbehältern im Ringraum lagert. Dadurch wird beim EPR von Anfang an aus dem RSB angesaugt und die beim KKG erforderliche Umschaltung auf Containment-Sumpfansaugung entfällt. Ebenfalls anders ist die Druckstaffelung der Notkühl-Teilsysteme: höherer Einspeisedruck der Druckspeicher und der ND-Pumpen beim EPR.
- *Staffelung der sicheren DE-Bespeisung*: Bezüglich der sicheren DE-Bespeisung ist beim KKG gegenüber dem EPR eine höhere Staffelung diversitärer Systeme gegeben: das notstromgesicherte An- und Abfahrsystem, das viersträngige Notspeisewassersystem und das zweisträngige Notstand-Speisewassersystem. Der EPR verfügt über ein viersträngiges Notspeisewassersystem, wobei zwei Stränge alternativ mit Notstand-Notstrom von den SBO-Dieseln versorgt werden können.
- *Konzeption und Einsatz der Notstandsysteme*: Das KKG ist mit einem autarken zweisträngigen Notstandsystem für alle essentiellen Funktionen zur primär- und sekundärseitigen Nachkühlung ausgestattet. Demgegenüber sind zusätzliche Einrichtungen für Notstandfunktionen beim EPR, abgesehen von den SBO-Dieselgeneratoren, im Wesentlichen auf einzelne diversitäre Einrichtungen auf der Komponentenebene beschränkt. Zusätzlich ist beim EPR das primär zur Eingrenzung schwerer Störfälle vorgesehene Containment-Wärmeabfuhrsystem als alternatives Nachkühlsystem einsetzbar.
- *Basis des Schutzes gegen potenziell systemübergreifende innere Einwirkungen (EVI)*: Die weitgehend saubere Trennung zwischen Sicherheitssystem-Strängen im EPR – wie auch zwischen den Strängen ihrer hauptsächlichen Versorgungssysteme (Energieversorgung und Kühlsysteme) – und die Gleichheit zwischen Strangzahl und der Anzahl der Hauptkühlmittel-Loops vereinfacht die Ansteuerung der Systeme und ermöglicht einerseits eine konsequente räumliche Strang-Separation mit Unterbringung in den vier räumlich getrennten Sicherheitsgebäude-Divisionen (bzw. getrennten Sektoren im Reaktorgebäude) und andererseits eine weitgehend passive Eingrenzung möglicher Schadensauswirkungen auf eine Redundanz.

Weitere Unterschiede im direkten Vergleich vom KKG zum EPR ergeben sich insbesondere hinsichtlich:

- Ein weniger ausgeprägter Grad der bautechnischen Redundanztrennung, z. B. im Reaktorgebäude-Ringraum des KKG (im KKG: Trennung der Redundanzen durch räumliche Distanz).

- Aktuell eine geringere Staffelung bezüglich der nach starken Erdbeben als verfügbar ansetzbaren Sicherheitsfunktionen im KKG aufgrund der zwischenzeitlich erfolgten Erhöhung der Bemessungsgrundlage des SSE. Es ist jedoch anzumerken, dass der ursprüngliche Erdbeben-Auslegungszustand beim KKG und beim EPR vergleichbar ist.
- Eine etwas geringere Lastannahme hinsichtlich des Schutzes gegen Flugzeugabsturz.
- Ein abweichendes Konzept und eine weniger umfangreiche Ausstattung mit Einrichtungen zur Eingrenzung der Auswirkungen von Kernschmelzunfällen. Im EPR sind festinstallierte Systeme zur Rückhaltung und Kühlung der aus dem RDB ausgetretenen Kernschmelze im Containment vorhanden.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass das KKG im gegenwärtigen Zustand einen mit Neuanlagen als vergleichbar einzustufenden Umfang von in die Tiefe gestaffelten Schutzmassnahmen und Sicherheitseinrichtungen und eine umfängliche Auslegung gegen alle Störfallkategorien aufweist. Das KKG erfüllt alle genehmigungstechnischen Anforderungen, die das aktuelle (im internationalen Massstab als anspruchsvoll einzustufende) kerntechnische Regelwerk der Schweiz stellt.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergieverordnung KEV, Art. 10

Richtlinien ENSI-A01, ENSI-A03 und ENSI-G02

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Aussagen des Vergleichs zwischen dem KKG und dem generischen EPR-Design auf Plausibilität überprüft und bestätigt, dass die identifizierten Unterschiede aus systemtechnischer Betrachtung nachvollziehbar sind. Ferner hat das ENSI aus den Ergebnissen des Vergleichs und den daraus vom KKG gewonnenen Erkenntnissen das Potenzial für weitere Verbesserungen für die Anlage KKG wie folgt betrachtet.

Nach Wertung des ENSI wird vom KKG ein hohes Sicherheitsniveau bezüglich der Beherrschung von Auslegungsstörfällen erreicht. Ebenfalls werden die geforderten auslegungsüberschreitenden Störfälle auf der Sicherheitsebene 4a vom KKG beherrscht, wobei festzuhalten ist, dass hierfür im KKG teilweise Notfallmassnahmen benötigt werden. Für die Beherrschung schwerer Kernschmelzunfälle sind im EPR zusätzliche festinstallierte Systeme wie bspw. Ein Core-Catcher und Containmentsprühsystem zum Auffangen und Kühlen der Kernschmelze vorhanden. Ein solcher Core-Catcher lässt sich im KKG aufgrund des grossen Raumbedarfs im Containment und der bautechnischen Gegebenheiten nicht nachrüsten. Das KKG sieht hier aber zur Kühlung der Kernschmelze verschiedene Notfallmassnahmen vor und hat den Nachweis erbracht, dass die Schmelze sicher im Containment verbleibt.

Die konsequente räumliche (bautechnische) Trennung der einzelnen Sicherheitsdivisionen ist im EPR deutlich ausgeprägter. Im KKG wird im Ringraum eine Trennung der einzelnen Sicherheitsstränge nur durch räumliche Distanz erreicht. Ebenfalls wurde bei der EPR-Auslegung darauf geachtet, möglichst eine saubere Trennung von Supportsystemen zu haben. Hingegen weist das zweisträngige Notstandsystem im KKG eine wesentlich höhere Diversifikation bzgl. der Dampferzeugerbespeisung und der Nachkühlmöglichkeiten auf. Im EPR können zwei Stränge des Sicherheitssystems und einzelne ausgewählte SSK mit den Notstanddieseln versorgt werden, wobei der Primärkreis- bzw. Containmentabschluss als auch die Frischdampfabblaseventile mittels Batterien versorgt werden können (siehe Kap. 10.3.2).

Das Teilabfahren- bzw. das schnelle Druckentlasten der Anlage (100-K/h-Abfahren) ist im EPR wie auch in den Konvoi-Anlagen in Deutschland vollständig automatisiert. Diese Abweichung zum Stand der Technik hat das KKG erkannt und im Rahmen der Massnahme M03 (TP05) im Projekt ERNOS adressiert (siehe Kap. 10.3.5). Zukünftig soll das Teilabfahren bzw. 100-K/h-Abfahren automatisiert aus dem Notstand erfolgen.

Aufgrund der Anordnung der Notkühlvorräte im Containment (IRWST) entfällt im EPR eine Umschaltung auf Sumpfbetrieb und damit ein potenzieller Fehlermechanismus. Dies stellt eine sicherheitstechnische Verbes-

serung im EPR-Design dar (bzgl. der risikotechnischen Einordnung sei auf das Kap. 10.2.2 verwiesen). Weitere Verbesserungen zur LOCA-Beherrschung mit dem Notstand als diversitäres System im KKG sind im Rahmen der Massnahme M04 des Projektes ERNOS geplant und in Kap. 10.3.2 der vorliegenden Stellungnahme vom ENSI bewertet.

Allgemein kann festgehalten werden, dass verschiedene systemtechnische und bautechnische Optimierungen hinsichtlich Verfügbarkeit und strikter Redundanztrennung im EPR vorgesehen sind. Diese sind aber auslegungsbedingt im KKG nach heutigen Erkenntnissen nicht bzw. nur mit unverhältnismässigem Aufwand nachrüstbar. Grundsätzlich stellt das ENSI fest, dass das KKG die sicherheitstechnischen Anforderungen an Neuanlagen in einigen Bereichen bereits erfüllt. Mit dem Nachrüstprojekt ERNOS (siehe Kap. 10.3.2) wird das KKG weiter verbessert und sein Sicherheitsniveau erhöht.

10.2.2 Sicherheitskonzept aus probabilistischer Sicht

In dem hier dargestellten Vergleich werden die vom Betreiber verwendeten Begriffe wie folgt an die Begrifflichkeiten des ENSI angepasst: externe Ereignisse statt Einwirkungen von aussen; interne systemübergreifende Ereignisse statt Einwirkungen von innen; auslösende Ereignisse statt einleitende Ereignisse. Ferner wird davon ausgegangen, dass die für den EPR als pro Outage (frei übersetzt: pro Jahreshauptrevision) angegebene Einheit der FDF (fuel damage frequency) gleichwertig ist mit der Einheit pro Jahr, d. h. es wird eine einmal pro Jahr stattfindende Jahreshauptrevision angenommen.

Angaben des KKG

Gegenstand und Methodik

Der Betreiber vergleicht eine PSA für ein generisches Design eines EPR mit der Gösgen-PSA aus dem Jahr 2015 (GPSA2015) für den Leistungsbetrieb (LB) bzw. für den Nichtleistungsbetrieb (NLB) aus dem Jahr 2016 (SPSA16). Die PSA für den EPR wurde gemäss in Finnland gültiger Vorgaben für in der Lizenzierung befindliche Anlagen erstellt. Die Vorgehensweise liegt dabei weitgehend in der Verantwortung des Erstellers der PSA (inklusive eines Abstimmungsprozesses mit der Behörde). Die PSA umfasst den LB und den NLB, die Stufen 1 und 2, interne Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse sowie externe Ereignisse. Mit Ausnahme der seismischen Gefährdungsbestimmung werden grundsätzlich die gleichen Methoden verwendet wie in der GPSA2015 bzw. SPSA16. Zu den Unterschieden gehören die Verwendung generischer Daten (für Zuverlässigkeitskenngrössen und Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse) sowie eines konservativen Modells für CCF (common cause failure) in der EPR-PSA.

PSA-Resultate (CDF, LERF) für den Leistungsbetrieb

Die für den EPR berechnete CDF (core damage frequency) beträgt $2{,}3 \times 10^{-6}$ pro Jahr. Wichtige CDF-Beiträge sind interne Brände (dominante Brandorte im Schaltanlagengebäude) mit 50 %, ATWS (anticipated transients without scram) mit 17 %, Transienten (ohne Notstromfall) mit 8 % und Kühlmittelverluststörfälle (inklusive Dampferzeuger-Heizrohrbrüche) mit 5 %. Externe Ereignisse (inklusive Erdbeben) tragen 6 % bei. Wichtige externe Ereignisse sind der Ausfall der Wärmesenke durch Öleintrag ins Wasser sowie extremer Wind in Verbindung mit heftigem Schneefall. Erdbeben trägt 2 % zur gesamten CDF bei. Flugzeugabsturz (FLA) ist nicht modelliert worden, da man durch die geringe Absturzhäufigkeit und den hohen Schutz des EPR (u. a. durch räumliche Trennung) von einem vernachlässigbaren CDF-Beitrag ausgehen kann. Die LERF (large early release frequency) beträgt 7×10^{-8} pro Jahr. Die Freisetzungs-Beiträge stammen zum grössten Teil von internen Ereignissen.

Demgegenüber ist im KKG die CDF etwa eine Grössenordnung höher als im EPR. Wichtige CDF-Beiträge gemäss GPSA2015 sind Erdbeben, extreme Winde, interne Brände (dominante Brandorte im Schaltanlagengebäude) und Kühlmittelverluststörfälle (inklusive Dampferzeuger-Heizrohrbrüche). Die LERF gemäss GPSA2015, mit Hauptbeiträgen von externen Ereignissen, liegt ein bis zwei Grössenordnungen über der LERF, wie sie für den EPR ausgewiesen wurde.

PSA-Resultate (FDF, SLERF) für den Nichtleistungsbetrieb

Die für den EPR berechnete FDF (fuel damage frequency) beträgt 7×10^{-7} pro Jahr. Wichtige FDF-Beiträge sind Transienten und Kühlmittelverluststörfälle. Interne Brände (dominante Brandorte im Schaltanlagengebäude) tragen 1 % bei. Externe Ereignisse wurden nicht modelliert, weil angesichts der kurzen NLB-Dauer von 28 Tagen (pro Jahr) zu erwarten ist, dass sie vernachlässigbar zur FDF beitragen. Die SLERF (shutdown LERF) beträgt 5×10^{-8} pro Jahr.

Demgegenüber ist die vom KKG ausgewiesene FDF von $9{,}7 \times 10^{-6}$ pro Jahr gut eine Grössenordnung höher als die für den EPR. Wichtige FDF-Beiträge gemäss SPSA16 sind Erdbeben, interne Brände (dominante Brandorte im Schaltanlagengebäude), extreme Winde und Kühlmittelverluststörfälle. Die SLERF ist gemäss KKG etwa zwei Grössenordnungen höher als vom EPR.

Diskussion der Unterschiede in den PSA-Resultaten

Der signifikante Unterschied des absoluten Erdbeben-CDF-Beitrags im Leistungsbetrieb (LB) ist insbesondere auf die an den beiden unterschiedlichen Standorten (Olkiluoto vs. Gösgen) geltenden, absoluten Gefährdungshäufigkeiten zurückführbar.

Zum – im Vergleich zum EPR – deutlich höheren Absolut-CDF-Beitrag infolge extremer Winde im LB heisst es in der GPSA2015: Verglichen mit dem EPR wirkt sich im KKG die deutlich höhere Eintrittshäufigkeit für extreme Winde aus. Im EPR führt dieses Ereignis zu einem unkritisch ablaufenden Notstromfall, gemäss GPSA2015 hingegen zu einem Notstromfall mit zusätzlicher Unverfügbarkeit vom Abfahrpfad 1 (d. h. von Komponenten der herkömmlichen Sicherheitssysteme).

Der gemäss GPSA2015 höhere absolute CDF-Beitrag von Kühlmittelverluststörfällen (ohne Dampferzeuger-Heizrohrbrüche) im LB ist auf die im EPR bessere Beherrschung kleiner Kühlmittelverluste (Leckgrössen von 2 bis 20 cm^2) zurückzuführen, weil im EPR das sekundärseitige Abfahren auf primärseitige Einspeisebedingungen automatisiert ist und keine Umstellung auf den Sumpfbetrieb mehr erforderlich ist.

Der absolute CDF-Beitrag interner Brände im LB ist für den EPR etwas geringer als für das KKG. Zum – im Vergleich zum EPR – um deutlich mehr als eine Grössenordnung höheren absoluten FDF-Beitrag infolge interner Brände im NLB heisst es: Sowohl die EPR-PSA als auch die KKG-PSA umfasst brandinduzierte Fehlauslösungen (spurious actuations), die bei einem Brand im Schaltanlagengebäude zu einem induzierten Kühlmittelverlust führen. Es ist davon auszugehen, dass im KKG ein höheres Potenzial einer redundanzübergreifenden Brandauswirkung vorliegt als beim EPR. Dies kann durch die konsequente Trennung der vier Gebäude-Trakte sowie die Trennung von NI (nuclear island) und TI (turbine island) beim EPR begründet werden. Für den EPR werden ferner spezielle Kabel (fire retardant cables) berücksichtigt, welche die horizontale Ausbreitung des Brands verhindern.

Der FDF-Beitrag von Transienten im NLB ist für den EPR etwa gleich hoch wie für das KKG. Hingegen ist der FDF-Beitrag von Kühlmittelverluststörfällen beim KKG deutlich höher gegenüber dem EPR.

Für den Vergleich bezüglich LERF und SLERF werden Erdbeben ausgeklammert. Für diese Betrachtung ist die LERF wie auch die SLERF des EPR deutlich kleiner als die entsprechenden Werte für das KKG. Ein Grund hierfür ist, dass der EPR mit zusätzlicher Anlagen- und Systemtechnik explizit für die Beherrschung eines Kernschmelzunfalls ausgelegt ist. Dazu zählen u. a. das Containment Heat Removal System und der Core Catcher.

Insgesamt zeigt der Vergleich, dass das KKG auf einem guten sicherheitstechnischen Niveau ist, welches durch Nachrüstprogramme und die Optimierung administrativer Massnahmen kontinuierlich erhöht wird.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-A05 und ENSI-A06

Beurteilung des ENSI

Die EPR-PSA und die diversen Vergleiche mit der KKG-PSA werden vom Betreiber insbesondere bezüglich übergeordneter Resultate in weitgehend aussagekräftiger Form dargestellt.

Eine detaillierte Überprüfung der Aussagen würde eine detaillierte Überprüfung der EPR-PSA bedingen, was den Rahmen der PSÜ-Stellungnahme sprengen würde. Ferner liegt die EPR-PSA dem ENSI nicht vor. So fehlen beispielsweise Angaben zu Umfang und Methodik der HRA (human reliability analysis) der EPR-PSA sowie vergleichende Darstellungen zur Risiko-Importanz wichtiger Operateurhandlungen und Komponenten. Methodische Unterschiede können einen Einfluss auf die Ergebnisse der PSA haben. Jedoch lassen sich schon aufgrund bekannter systemtechnischer Unterschiede sowie der dargelegten Unterschiede bei den Gefährdungen durch externe Ereignisse (insbesondere Erdbeben) viele Unterschiede in den PSA-Resultaten erklären, weshalb eine detaillierter Review nicht notwendig ist. Die Aussagekraft von NLB-PSA-Vergleichen ist allerdings besonders stark eingeschränkt, weil einerseits der Ablauf einer Revision das Risiko beeinflusst und andererseits es in einer generischen PSA (für den EPR) schwierig ist, diesen Ablauf aussagekräftig abzubilden. Das ENSI ist daher nur auf die Nachvollziehbarkeit der besonders markanten Unterschiede der Risikobeiträge im NLB eingegangen.

Von der Tendenz her sind die vom Betreiber genannten Gründe für die Unterschiede (EPR vs. KKG) in den PSA-Resultaten nachvollziehbar. Bei internen Bränden ist es aus systemtechnischer Sicht plausibel, dass sowohl der absolute CDF-Beitrag als auch der absolute FDF-Beitrag im EPR geringer ist als im KKG. Inwiefern das Ausmass des Unterschieds, insbesondere der sehr grosse Unterschied bezüglich FDF, plausibel ist, wird implizit durch die in Kap. 7.3.5 und 7.6.6 dargelegten Beurteilungen erfasst, beispielsweise durch die Thematisierung von Konservativitäten, für die abzuklären ist, ob sie unangemessen gross sind.

Der Vergleich mit der EPR-PSA stellt die in Kap. 7 vorgenommenen Bewertungen hinsichtlich Sicherheitsniveau und Massnahmen zur Risikominderung nicht in Frage. Hinsichtlich Verbesserungen der Anlage oder der KKG-PSA-Modelle ergeben sich aus dem Vergleich keine Erkenntnisse, welche über die in Kap. 7 bereits erhobenen Forderungen hinausgehen.

10.3 Nachrüstungskonzept

Das Nachrüstungskonzept [BER-S-92679] für den Langzeitbetrieb des KKG basiert auf den Ergebnissen der Überprüfung der Auslegung hinsichtlich des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der Erfüllung der Anforderungen des nationalen und internationalen Regelwerks (siehe Kap. 2.2.5 dieser Stellungnahme). Beim Nachrüstungskonzept für den Langzeitbetrieb ist entsprechend der Richtlinie [ENSI-A03] ein besonderes Augenmerk bei Verbesserungen auf den Redundanzgrad und die Diversität von Sicherheitsfunktionen (SE3-Funktionen gemäss Richtlinie [ENSI-G02]), die funktionale Unabhängigkeit und die räumliche Trennung der Sicherheitssysteme, auf den Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme, auf den Schutz gegen äussere Einwirkungen und auf die Vorsorge gegen schwere Unfälle zu legen. Darüber hinaus ist der Sicherheitsgewinn des Nachrüstungskonzepts mittels deterministischer und probabilistischer Sicherheitsanalysen zu zeigen.

Gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. g [KEG] hat der Betreiber die Anlage so weit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist. Führend für die Beurteilung des KKG zum Nachrüstungskonzept für den Langzeitbetrieb ist der Bericht [BER-S-92657] «Programm zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für den Langzeitbetrieb des KKG: Massnahmen für den Zeitraum 2018–2027». Mit den Berichten [BER-S-92677] sowie [BER-S-92679] wird die Erfüllung weiterer Anforderungen der Richtlinie [ENSI-A03] mit Bezug auf das Nachrüstungskonzept dargelegt.

10.3.1 Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz [KEG], Art. 22 Abs. 2 Bst. g, Kernenergieverordnung [KEV], Art. 10 sowie die Richtlinien [ENSI-A03] und [ENSI-G02]. Die hier genannten Beurteilungsgrundlagen gelten übergeordnet für die Kap. 10.3.2 bis 10.3.8.

10.3.2 Massnahmen zur Erhhöung der Sicherheit

Angaben des KKG

Nach den Ereignissen von Fukushima erarbeitete das KKG ein Massnahmenpaket zur Erhöhung der Sicherheit des KKG aufgrund der Erfahrungen und Erkenntnisse aus dem Unfallverlauf. Unter Mitwirkung aller Mitarbeitenden im Rahmen einer Befragung entstand aus den Vorschlägen ein Massnahmenpaket, welches sich in kurz- und mittelfristig umsetzbare Massnahmen sowie Massnahmen im Rahmen eines Langzeitprogramms gliederte.

Zu den kurzfristigen Massnahmen gehörten unter anderem die Schaffung des gemeinsamen Materiallagers der Schweizer Kernkraftwerke für Notfallmittel in Reitnau inklusive des zugehörigen Einsatzkonzeptes, die Schaffung zusätzlicher Einspeisemöglichkeiten in die Brennelementbecken und in den Reaktorkühlkreislauf mithilfe von Notfallmitteln, die Erhöhung der möglichen Einsatzzeit von Notstromdieseln im KKG durch Erhöhung der Treibstoffvorräte sowie die aseismische Lagerung der Notstanddieselmotoren.

In die mittelfristig umgesetzten Massnahmen eingebunden wurden Erkenntnisse und Schlussfolgerungen aus den vom ENSI verfügten Sicherheitsüberprüfungen sowie aus dem Fukushima-Aktionsplan des ENSI, insbesondere aus dem Projekt ERSIM (Erhöhung der Sicherheitsmargen). Zu den Massnahmen gehörten u. a. die seismische Ertüchtigung der Kabeltragwerke für die Notstandfunktionen, die aseismische Lagerung der vier Notstromdieselmotoren, die seismische Ertüchtigung zahlreicher Elektro- und Leittechnikschränke sowie von Reaktorschutzschränken und die Erdbebenertüchtigung von wichtigen Leitständen im Hauptkommandoraum. Zur Verbesserung des Hochwasserschutzes wurden Notfallmassnahmen (mobile Hochwasserschutzmittel) vorbereitet und eine Hochwasserschutzmauer entlang des als kritisch erkannten Teils der Uferböschung der Aare errichtet.

Die Fortführung des Programms zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für den Langzeitbetrieb des KKG für den Zeitraum von 2018 bis 2027 ist auf die folgenden drei Ziele ausgerichtet bzw. es werden diese Ziele weiterverfolgt:

1. Wiederherstellung und Erhöhung der Sicherheitsmargen der Anlage unter Berücksichtigung der deutlich erhöhten Erdbebengefährdungsannahmen (ENSI-2015)
2. Erweiterung des von der Anlage beherrschten Ereignisspektrums
3. Minimierung des Risikos einer grossen frühen Freisetzung in die Umgebung bei schweren Unfällen mit dem Ziel der praktischen Eliminierung grosser Freisetzungen

Zur Realisierung der Ziele sind im Wesentlichen Nachrüstungen im Rahmen der Projekte ERNOS (Erweiterung des Notstandsystems) und LETA (Austausch der Leittechnik) geplant.

Dabei handelte es sich ursprünglich im Projekt ERNOS um die folgenden Nachrüstmassnahmen:

- M01 Automatische (verfahrenstechnische) Reaktorschnellabschaltung im Notstandgebäude
- M02 Seismisches Reaktorabschaltsystem (realisiert in 2018)
- M03 Automatisches Teilabfahren und Abkühlen
- M04 Notstandgesicherte Hochdruck-Sicherheitseinspeisung
- M05 Erweiterung der Störfallinstrumentierung im Notstandgebäude
- M06 Erweiterung und Anpassung der ZX-Lüftungsanlage
- M07 Erweiterung der Bedienbarkeit der verkürzten Nachkühlkette
- M08 Zusätzliche Batteriekapazität im Notstandgebäude
- M09 Erweiterung der Deionatvorräte des Notstandsystems (realisiert in 2021)
- M10 Passiver Containmentabschluss von Kleinleitungen
- M11 Erweiterung des Druckhaltersprühens
- M12 Absperrung des ersten DH-Sicherheitsventils nach Fehloffenbleiben

Bezüglich der zu erreichenden Sicherheitsziele (Ziele zur Erhöhung der Anlagensicherheit) lassen sich die Massnahmen im Projekt ERNOS wie folgt zuordnen:

a) Vermeidung eines Kühlmittelverluststörfalls (M2, M3, M10, M11, M12)

b) Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls bei Ausfall der nicht notstandgesicherten Notstromversorgung (M03, M04, nachgeordnet sind M07, M09, M11)

c) Erweiterung der Funktionen der Notsteuerstelle auf der Sicherheitsebene 4 bzw. 4a und Schutz der Notsteuerstelle (M5, M6, M7, M8)

Zwischenzeitlich wurden die einzelnen Massnahmen neu gewichtet und entsprechenden Teilprojekten zugewiesen:

- TP01 Seismische Abschaltung (bereits implementiert)
- TP02 Erweiterte Deionatvorräte (bereits implementiert)
- TP03 Passiver Containmentabschluss von Kleinleitungen
- TP04 Umbau ZX-Gebäude
- TP05 Verfahrenstechnische RESA
    - Automatisches Teilabfahren und Abkühlen
    - Erweiterung Störfallinstrumentierung im ZX-Gebäude
    - Erhöhung Batteriekapazität im Notstandgebäude
- TP06 Erweiterung des Druckhaltersprühens
- TP07 Erweiterte Bedienbarkeit der verkürzten Nachkühlkette
- TP08 Notstandgesicherte Einspeisung

Zusätzlich wurden die Teilprojekte Phasen zugeteilt.

Die erste Phase beinhaltet die bereits realisierten Teilprojekte TP01 und TP02.

Die zweite Phase umfasst eine Reihe von Teilprojekten, deren anlagentechnische Umsetzung abhängig ist von den Umbauten im Notstandgebäude ZX (Teilprojekt TP04). Dabei werden in einer ersten Unterphase elektro- und leittechnische Massnahmen abgewickelt, die dem Teilprojekt TP05 zugeordnet sind. In einer zweiten Unterphase sind die überwiegend verfahrenstechnischen Massnahmen in den Teilprojekten TP03, TP06 sowie die Anpassung der notstandgesicherten Lüftungsanlagen im Rahmen des TP04 zusammengefasst.

Nach Beendigung der Phase 2 soll ein Haltepunkt gesetzt werden, um eine umfassende sicherheitstechnische Beurteilung vornehmen zu können, auf deren Grundlage der Umfang weiterer Anlagenänderungen im Bereich der Notstandfunktionen definiert werden kann.

Der Abschluss der Phase 2 war bis 2023 vorgesehen.

Für die dritte Phase kommen die Teilprojekte TP07 und TP08 in Frage, die ab 2025 in Angriff genommen werden sollen.

Die Massnahme M12 wurde in keines der Teilprojekte aufgenommen, weil der sich ergebende zusätzliche sicherheitstechnische Nutzen dieser Massnahme aufgrund der Wirksamkeit zusätzlicher druckbegrenzender Massnahmen in einer späteren Bewertung als gering eingestuft wird.

Gemäss dem Programm zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für den Langzeitbetrieb ist die Realisierung des Teilprojektes TP08 wieder offen und es soll nach Realisierung des automatischen 100-K/h Abfahrens im Rahmen des TP05 erneut analysiert werden, ob notstandgesicherte Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen noch notwendig sind. Gegebenenfalls kann über Störfallanalysen gezeigt werden, dass die erforderliche Kernkühlung unter Notstandbedingungen auch ohne Nachrüstung von notstandgesicherten Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen gewährleistet ist.

Weiterhin werden die im Bereich Elektro- und Leittechnik zum Teil bereits umgesetzten bzw. noch umzusetzenden Projekte aufgeführt:

- LETA 1 (Austausch des Reaktorregelungs- und Begrenzungssystems, im Jahr 2014 implementiert);

- LETA 2 (Austausch der sicheren Leitechnik der Notstromdiesel, in den Jahren 2017/2018 implementiert);
- LETA 3 (Austausch des ungesicherten Reaktorschutzes und Doppelung einiger Reaktorschutzsignale in gerätetechnisch diversitärer Ausführung);
- LETA 4 (Austausch der Notgefahrenmeldeanlage (NOGEMA), im Jahr 2017 implementiert);
- LETA 11 (Erneuerung und seismische Verstärkung der Dieselsteuerungen der VA-Dieselmotoren in der zweiten Wasserfassung);
- LETA RX (Austausch des bestehenden gesicherten Reaktorschutzes, voraussichtlich ab 2027).

Der sicherheitstechnische Nutzen des Austauschs des ungesicherten Reaktorschutzes (LETA 3) besteht im Wesentlichen in einer verbesserten Erdbebenauslegung und der Gewährleistung der Zuverlässigkeit, welche aufgrund der Alterung der Gerätetechnik abnehmen würde.

Zur Wiederherstellung der Sicherheitsmargen bei starken Erdbeben für den Abfahrpfad 1 sind Kabeltrassen-Sanierungen in den Redundanzen 1–4 geplant, wobei bei den Redundanzen 1 und 3 die Arbeiten begonnen wurden und fortgeschritten sind. Die Ausdehnung der seismischen Verstärkung auf die Sicherheitssysteme der Redundanzen 1 und 3 erfolgte, um auch möglichen Einschränkungen bei den Strangrevisionen der Notstandsysteme entgegenzuwirken. Der Umbau der Abblaseabsperrventile als vorgelagerte Arbeit zum 100-K/h-Abfahren wurde 2021 abgeschlossen, geplant ist dazu noch der Ersatz der Notstandnachkühlpumpen-Motoren.

Darüber hinaus werden die folgenden Massnahmen für das Nachrüstungskonzept genannt bzw. sind bereits in der Umsetzung: Ersatz der verschiedenen Batterieanlagen (Redundanzen 1–4) und Ersatz der Niveaumessung des BE-Ladebeckens.

Weiterhin wurden Massnahmen zur Reduktion des Freisetzungsrisikos bereits bis zum Abschluss der PSÜ 2018 umgesetzt. Dazu gehören der Einbau von 58 autokatalytischen Rekombinatoren, die Erweiterung des Systems zur gefilterten Druckentlastung des Containments um eine zweite Iodfilterstufe und der sicherheitstechnische Nachweis, dass im KKG bei einem postulierten schweren Unfall mit RDB-Versagen die Beton-Schmelze-Reaktion gestoppt werden und die Kernschmelze im Reaktorsicherheitsbehälter zurückgehalten werden kann.

Bezüglich der Abschätzung des mit den noch zu realisierenden Nachrüstmassnahmen erzielbaren Risikogewinns verweist das KKG auf die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse, wonach die Zielgrösse der Kernschadenshäufigkeit unterschritten und die Häufigkeit einer frühen Freisetzung deutlich verbessert wird.

Für das KKG wurde schon bei der Errichtung ein weitreichendes Schutzkonzept realisiert, das vielen Kernkraftwerken seiner Zeit voraus war. Mit den inzwischen durchgeführten Nachrüstungen und Nachbewertungen wurde ein insgesamt sehr hohes Sicherheitsniveau erreicht. Dieses Niveau soll begleitend zur Phase des Langzeitbetriebs durch die geplanten Massnahmen nochmals erhöht werden. Mit der Umsetzung der geplanten Massnahmen wird zum einen den veränderten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks der Schweiz und zum anderen dem Ziel, das Risiko eines schweren Unfalls mit Aktivitätsfreisetzung auch unter Berücksichtigung erhöhter Erdbebenanforderungen zu minimieren, Rechnung getragen.

Beurteilung des ENSI

Unmittelbar nach den Ereignissen in Fukushima hat das ENSI eine grundlegende Überprüfung der Sicherheit der Schweizer Kernkraftwerke und Sofortmassnahmen verfügt. Dies betrafen Untersuchungen zur Erhöhung der Sicherheitsmargen (ERSIM) und die Teilnahme der Schweizer Kernkraftwerke am EU-Stresstest. Das ENSI hat über diese Aktivitäten in seinen jährlichen Veröffentlichungen von 2012 bis 2016 zum Aktionsplan Fukushima ENSI-AN-7844, ENSI-AN-8226, ENSI-AN-8711, ENSI-AN-9106 und ENSI-AN-9872 berichtet. Zum Stand der verfügten Forderungen sei auf das Kap. 2.3.2 der vorliegenden Stellungnahme verwiesen.

Die vom KKG ergriffenen Massnahmen, wie z. B. der Einbau der zweiten Iodfilterstufe und der passiven autokatalytischen Rekombinatoren sowie der Nachweis des sicheren Einschlusses einer Kernschmelze im Reaktorgebäude durch Beendigung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung, sind nach Beurteilung des ENSI eine geeignete Vorsorge zum Einschluss radioaktiver Stoffe und zur Minimierung der radioaktiven Abgaben bei schweren Störfällen (siehe auch Kap. 10.3.7). Bezüglich der zweiten Iodfilterstufe erfüllt das KKG den Stand der Nachrüsttechnik umfassend.

Einen Schwerpunkt der für den Langzeitbetrieb durchgeführten und zukünftigen Nachrüstungsmassnahmen zum Erhalt und zur Erhöhung der Anlagensicherheit bilden die Nachrüstungen im Rahmen der Projekte ERNOS und LETA.

Mit dem Projekt ERNOS wird nach Beurteilung des ENSI [ENSI 2016-01-27] eine weitere Verbesserung des Anlangenkonzeptes erreicht. Die geplante Erweiterung der Notstandfunktionen führt dazu, dass entgegen der ursprünglichen Auslegung auch ein Spektrum von Kühlmittelverluststörfällen mit den Notstandsystemen beherrscht werden kann. Damit wird aus Sicht des ENSI der Schutz des KKG sowohl gegen Auslegungsstörfälle als auch gegen auslegungsüberschreitende Störfälle nochmals verbessert und die vom KKG genannten übergeordneten Ziele zur Erhöhung der Anlagensicherheit erreicht. Das ENSI kam zum Ergebnis [ENSI 2016-08-3], dass das KKG (insbesondere mit dem Projekt ERNOS) der Verpflichtung gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. g [KEG] nachkommt, die Anlage soweit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist.

Da das KKG bereits angekündigt hat, Abweichungen bei der Umsetzung des ERNOS-Projekts, u. a. durch die begrenzte Leistungsreserve der Notstanddiesel bedingt, vorzunehmen, werden die einzelnen Massnahmen vom ENSI erneut analysiert und nach Massgabe der Anforderungen des Art. 22 Abs. 2 Bst. g [KEG] eingeordnet.

Folgende Massnahmen in den Teilprojekten dienen dazu, die Anlage an den Stand der Nachrüsttechnik anzupassen:

- Installation von Durchflussbegrenzungen in den betroffenen Messleitungen im Rahmen des TP03 zur Reduzierung des Kühlmittelaustrags bei einem Messleitungsbruch im Ringraum;
- Umbau des Notstandgebäudes und Ersatz der Lüftungsanlage im Rahmen des TP04;
- Erweiterung des Notstandreaktorschutzes um die Funktionen «Automatisches Teilabfahren und 100-K/h-Abfahren» im Rahmen des TP05;
- erweiterte Bedienbarkeit der verkürzten Nachkühlkette im Rahmen des TP07.

Die Durchflussbegrenzungen für die betroffenen Messleitungen im Rahmen des TP03 wurden zwischenzeitlich während der Jahresrevision 2023 durch das KKG installiert und vom ENSI bereits geprüft und für gut befunden.

Die Umsetzung der weiteren, oben aufgelisteten Massnahmen erachtet das ENSI als notwendig. Für die sich daraus ergebenden allfälligen Anpassungen der Planung im Rahmen des Projekts ERNOS erhebt das ENSI die folgende Forderung:

Forderung 10-3 (Notwendige Nachrüstmassnahmen)

Das KKG hat die vom ENSI in dieser Stellungnahme als notwendig eingestuften Nachrüstmassnahmen:

- Umbau des Notstandgebäudes und Ersatz der Lüftungsanlage im Rahmen des TP04 (Termin: 31.12.2028);
- Erweiterung des Notstandreaktorschutzes um die Funktionen «Automatisches Teilabfahren und 100-K/h-Abfahren» im Rahmen des TP05 (Termin: 31.12.2029); und
- die erweiterte Bedienbarkeit der verkürzten Nachkühlkette im Rahmen des TP07 (Termin: 31.12.2030)

im Rahmen des Projekts ERNOS umzusetzen.

Der 2015 begonnene Umbau der Abblaseabsperrventile, der im Jahr 2021 abgeschlossen wurde, und der geplante Ersatz der Motoren der Notstandnachkühlpumpen stellen nach Wertung des ENSI wichtige Voraussetzungen für die Implementierung des automatischen 100-K/h-Abfahrens aus dem Notstand im Rahmen des TP05 dar.

Folgende Massnahmen in den Teilprojekten tragen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung bei:

- Einbau von neuartigen Leck-Stopp-Ventilen in den betroffenen Messleitungen im Rahmen des TP03;
- Erhöhung der Batteriekapazität zum Schliessen ausgewählter Isolationsarmaturen und Erweiterung der Störfallinstrumentierung des Notstandsystems im Rahmen des TP05;
- Ergänzung der Funktion «Druckhaltersprühen» aus der Notsteuerstelle im Rahmen des TP06;
- Installation einer Notstand-Sicherheitseinspeisung im Rahmen des TP08.

Diese Massnahmen zielen vornehmlich auf die Beherrschung auslegungsüberschreitender Erdbeben mit induziertem Primärkreisleck ab und werden vom ENSI grundsätzlich zur Erhöhung der Sicherheitsmargen begrüsst. Bei deren Umsetzung gilt das Prinzip der Angemessenheit, d. h. Nutzen und Aufwand sind gegeneinander abzuwägen. In diesem Zusammenhang ist aus Sicht des ENSI auch noch im laufenden Projekt ERNOS zu klären, inwieweit der bei Kühlmittelverluststörfällen bisher nur über den ungeschützten Reaktorschutz ausgelöste Gebäudeabschluss auch noch im Notstandreaktorschutz zu ergänzen ist.

Die vom KKG nicht mehr geplante Absperrung des ersten DH-Sicherheitsventils (ursprüngliche Massnahme M12) ist aus Sicht des ENSI auch als Massnahme zur Verminderung der weiteren Gefährdung einzuordnen. Aufgrund des hohen Aufwands im Vergleich zum Nutzen stimmt das ENSI dem Verzicht auf die Umsetzung dieser Massnahmen zu. Inwieweit die im TP08 ursprünglich geplanten Massnahmen weiterverfolgt werden, wird ebenfalls noch im laufenden Projekt ERNOS geklärt.

Bei den LETA-Projekten handelt es sich vornehmlich um einen 1:1-Ersatz der bestehenden Sicherheitsleittechnik aufgrund der technologischen Alterung der bisher eingesetzten Leittechniksysteme und der damit einhergehenden Abkündigung durch die Hersteller. Hierbei wurde nach Wertung des ENSI nicht nur auf den Einsatz von dem heutigen Stand der Technik entsprechenden, zueinander diversitären Leittechniksystemen, sondern auch auf die seismische Ertüchtigung Wert gelegt. Auch die Erneuerung der Batterieanlagen im Schaltanlagengebäude ist als 1:1-Ersatz einzuordnen, allerdings wurde aufgrund der erhöhten Batteriekapazität entsprechend der Anforderung in der Richtlinie ENSI-G02 eine mindestens vierstündige Versorgungszeit sichergestellt. Aus Sicht des ENSI handelt es sich bei den leit- und elektrotechnischen Projekten vorwiegend nicht um Nachrüstprojekte im Sinne des Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG.

Insgesamt ist festzustellen, dass mit den dargestellten Nachrüstmassnahmen die Sicherheit der Anlage weiter verbessert wird, wodurch auch eine wesentliche Basis für den Langzeitbetrieb gelegt wird. Mit den bereits getätigten und noch zu tätigen Nachrüstungen steht nach Auffassung des ENSI einem Langzeitbetrieb bis zu 50 Jahren aus sicherheitstechnischer Sicht nichts im Wege.

10.3.3 Redundanzgrad und Diversität von Sicherheitsfunktionen (SE3-Funktionen)

Angaben des KKG

Der Redundanzgrad der Sicherheitssysteme des KKG ist mit dem von Neuanlagen weitgehend vergleichbar und entspricht dem Stand der Technik.

Die Erfüllung der Anforderung nach Diversität bei Sicherheitseinrichtungen ist beim KKG auf einem hohen Niveau, wobei insbesondere die mit den Notstandsystemen vorhandene verfahrenstechnische Diversität der Nachkühlkette und die funktionale Diversität des Reaktorschutzes (Prinzip der Beherrschung des Ausfalls des ersten RESA-Kriteriums) hervorzuheben sind.

Für die Teile der Notstandsysteme, die bei Auslegungsstörfällen benötigt werden, besteht bei gleichzeitiger Instandhaltung ein zu niedriger Redundanzgrad, sodass nicht in allen Fällen das n-2-Kriterium erfüllt ist. Dies

betrifft in der Hauptsache die Stromversorgung der Armaturen des Frischdampf- und Speisewasserabschlusses der Dampferzeuger sowie die Stromversorgung der zu ihrer Steuerung benötigten Funktionen des gesicherten Reaktorschutzes während des Leistungsbetriebes. Für alle anderen Aufgaben stehen eigenständige Funktionen oder Ersatzfunktionen (z. B. Primärkreisabschluss statt Gebäudeabschluss) innerhalb der «klassischen» Sicherheitssysteme zur Verfügung.

Zu der vorgenannten Abweichung verlangt die Richtlinie ENSI-G02, Teil 1, Kap. 5.2.2.1 Bst. c, dass diese Abweichungen zu begründen und sicherheitstechnisch zu bewerten sind. Eine derartige Bewertung wurde in Kap. 7.2.2 des zusammenfassenden Berichts zur PSÜ 2008 BER-D-33022 auf Basis der Vorgänger-Richtlinie HSK-R-101 vorgenommen. Dabei wurde dargelegt, dass die Nichteinhaltung des Einzelfehlerkriteriums während der planmässig im Leistungsbetrieb vorgenommenen Strangrevisionen aufgrund der kurzen Zeitdauer des Zustands und der seltenen Anforderung der betroffenen Systemfunktionen sicherheitstechnisch und risikomässig nicht ins Gewicht fällt. Diese Bewertung gilt noch immer, und es wird diesbezüglich auch kein Anlass für weitere direkte Verbesserungsmassnahmen gesehen.

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt von der Grundauslegung her mit vier Sicherheitssträngen (4 × 50 %) und zwei Notstandsträngen (2 × 100 %) über einen hohen Redundanzgrad. Mit der deutlich erhöhten Erdbebengefährdung (ENSI-2015) wird die Erdbebenbeherrschung zurzeit nur noch mit den beiden Notstandsträngen sichergestellt. Die Sicherheitsstränge 1 und 3 wurden im Rahmen des Programms für den Langzeitbetrieb weiter seismisch verstärkt, mit dem Ziel, dass deren Verfügbarkeit nach einem Erdbeben (ENSI-2015) angenommen werden kann.

Aufgrund der eingeschränkten Verfügbarkeit der Sicherheitsstränge bei schweren Erdbeben hatte das KKG eine sicherheitstechnische Bewertung bezüglich der Zulässigkeit der Beibehaltung von Notstandstrangrevisionen im Leistungsbetrieb durchgeführt. Das ENSI hatte im Rahmen der Aufsicht ENSI 2020-02-7 der Beibehaltung der Notstandstrangrevisionen zugestimmt, aber darauf hingewiesen, dass diese Thematik nochmals im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung aufgegriffen wird. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb kommt das ENSI zum Ergebnis, dass es noch einer systematischen Überprüfung bedarf, inwieweit die Notstandsfunktionen im Anforderungsfall bei einer Strangrevision des Notstandsystems mit unterstelltem Ausfall eines Notstanddiesels, ohne bisher erforderliche Operateurmassnahmen vor Ort, sichergestellt werden können. Das ENSI sieht insbesondere Verbesserungspotenziale bei der sekundärseitigen Druckentlastung sowie dem Primärkreisabschluss, indem die zugehörigen Armaturen über gesicherte, batteriegestützte Schienen im Notstandstrang 7 versorgt würden.

Forderung 10-4 (Massnahmen Strangrevision)

Das KKG hat zu prüfen, welche Verbesserungsmassnahmen möglich sind, um im Anforderungsfall bei einer Strangrevision des Notstandsystems mit unterstelltem Ausfall eines Notstandsdiesels auf Massnahmen vor Ort verzichten zu können. Die Ergebnisse der Prüfung sind dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2025.

Aus Sicht des ENSI ist über die verschiedenen Abfahrpfade der Anlage, dem notstandgesicherten Abfahrpfad 2 (u. a. Notstandnachkühlkette mit Brunnenwasser), dem herkömmlichen Abfahrpfad 1 (u. a. Nachkühlkette mit Flusswasser) und dem Abfahrpfad 3 (Einsatz von mobilen Notfalleinrichtungen) eine dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechende verfahrenstechnische Diversität im KKG gegeben. Ausserdem besteht eine funktionale Diversität bezüglich der Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und eine gerätetechnische Diversität bei den neuen Leittechniksystemen.

10.3.4 Funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung der Sicherheitssysteme

Angaben des KKG

Bezüglich der funktionalen Unabhängigkeit und der räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen ist aus dem Sicherheitsvergleich mit dem European Pressurized Water Reactor (EPR) erkennbar, dass diese Auslegungsgrundsätze im KKG nicht so konsequent umgesetzt sind wie in neuen Anlagen.

Besondere Verbindungen zwischen redundanten Strängen von Sicherheitssystemen ergeben sich beim KKG aus dem dreisträngig aufgebauten nuklearen Dampferzeugungssystem in Verbindung mit den viersträngigen Sicherheitssystemen. Der aufgeschaltete Strang (Reparatur-Redundanz) des Not- und Nachkühlsystems und des Notspeisewassersystems werden dabei durch passiv wirkende Rückschlagarmaturen eindeutig bezüglich unerwünschter Rückwirkungen von den anderen Strängen abgetrennt.

Aktive Abtrennungen bestehen wie bei neuen Anlagen im KKG auch zwischen dem sicherheitstechnischen und dem betrieblichen Teil des nuklearen Zwischenkühlsystems.

Die Not- und Nachkühlsysteme sind im Ringraum durch räumliche Distanz separiert. Wichtige Komponenten stehen zur Beherrschung einer internen Überflutung zudem auf erhöhten Podesten. Gegen die Gefahr einer Überflutung des Reaktorgebäuderingraums sind die Leitungen des Nebenkühlwassersystems und die Kühler des nuklearen Zwischenkühlsystems in abgeschotteten Räumen separiert. Insbesondere bei Leitungsbrüchen und laufenden Nebenkühlwasser-Pumpen werden damit die Auswirkungen einer Überflutung des Ringraums durch direkt angesaugtes Aarewasser begrenzt.

Die vorhandene räumliche Trennung zwischen den einzelnen Redundanzen im Ringraum, die z. T. durch bauliche Massnahmen ergänzt ist, wird als ausreichend für die Vermeidung einer unzulässigen Brandausbreitung angesehen. Kreuzungspunkte von Kabeln, die zu unterschiedlichen Redundanzen gehören, sind brandschutztechnisch abgeschottet. Zudem sind in den Kabelräumen Sprinkleranlagen vorhanden. Die Kabelverlegung im KKG erfolgte aufgrund eines einheitlichen Verlegekonzeptes, welches sicherstellt, dass jeweils nur eine Teilfunktion einer Sicherheitsfunktion bei einem Brand beeinträchtigt werden kann. Gemäss diesem Konzept ist es z. B. zulässig, die Redundanz 1 des Sicherheitssystems (ungesicherter Bereich des Reaktorschutzes) mit der Redundanz 5 (Notstandredundanz, gesicherter Bereich) gemeinsam zu verlegen. Die maximalen Folgen eines Brandes innerhalb eines Brandabschnittes bleiben somit auf die Redundanz 1 des Sicherheitssystems und die Bespeisung des Dampferzeugers 1 beschränkt. Die Leittechnikkabel des Reaktorschutzes werden durch baulich separierte Betonkanäle geführt. Die Beurteilung des Brandrisikos mithilfe der PSA hat dieses Schutzkonzept bestätigt.

Beurteilung des ENSI

Die räumliche Trennung der Sicherheitssysteme ist bei Kernkraftwerken durch das Grundkonzept der Anlage mit seinen Gebäuden und den darin angeordneten Sicherheitssystemen im Wesentlichen festgelegt. Im Reaktorgebäuderingraum des KKG besteht im Vergleich zu anderen sicherheitsrelevanten Gebäuden kein so strikter Schutz gegen interne Brände und Überflutungen. Aus den Ergebnissen der vorhandenen deterministischen und probabilistischen Analysen lassen sich diesbezüglich keine Schwachstellen ableiten (siehe Kap. 6.2.7 und 7.3.7, wo das ENSI die punktuell geforderten weiteren Überprüfungen einordnet).

Die funktionale Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen ist in der Regel gewährleistet, wenn die einzelnen Sicherheitsstränge keine gemeinsamen Komponenten aufweisen, d. h. durch einen Einzelfehler fällt nicht mehr als ein Sicherheitsstrang aus. Im KKG sind drei der vier Sicherheitsstränge wie auch beide Notstandstränge voneinander unabhängig ausgeführt. Eine weitere Besonderheit im KKG stellen die Vermaschungen zwischen den Sicherheitssträngen 1 und 3 und den Notstandnachkühlpumpen und verkürzten Notstandnachkühketten dar. Eine Aufhebung dieser punktuellen Vermaschungen stuft das ENSI aufgrund der bestehenden Vorgaben für die Inbetriebnahme dieser Funktionen im BHB als nicht verhältnismässig ein.

Die funktionale Unabhängigkeit und räumlichen Trennung der Sicherheits- und Notstandsysteme im KKG entspricht aus Sicht des ENSI dem Stand der Nachrüsttechnik.

Bei der aktiven Abtrennung zwischen dem sicherheitstechnischen und dem betrieblichen Teil des nuklearen Zwischenkühlsystems besteht aus Sicht des ENSI im Vergleich zu neueren Anlagen eine Auslegungsabweichung im KKG, die zu überprüfen ist (siehe Kap. 4.4.10, Forderung 4-8).

10.3.5 Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme

Angaben des KKG

Der Automatisierungsgrad der Sicherheitsfunktionen ist beim KKG weitestgehend ebenso ausgeprägt wie bei Neuanlagen mit vergleichbaren Anlagenkonzeptionen. Auch dies lässt sich aus dem Sicherheitsvergleich des KKG mit dem EPR erkennen.

Die Sicherheitsfunktionen im KKG sind nahezu vollständig automatisiert. Einige Sicherheitsfunktionen sind teilautomatisiert. Bei folgenden Ereignissen sind Personaleingriffe notwendig, die aber erst nach 30 min erforderlich werden:

- Abfahren der Anlage mit 100 K/h bei kleinem Leck im Reaktorkühlkreislauf;
- Störung der Speisewasserversorgung aus dem Speisewasserbehälter;
- Dampferzeugerheizrohrleck.

Das Personal wird über eine Sicherheitsgefahrenmeldung optisch und akustisch auf die einzuleitenden Massnahmen hingewiesen und ist im Anforderungsfall bestrebt, die Massnahmen bereits vor Ablauf von 30 min einzuleiten. Dies ist zulässig, da es sich um klar geregelte, sicherheitsgerichtete Massnahmen handelt. Das Dampferzeuger (DE)-Heizrohrleck erfordert die komplexesten Handmassnahmen, seine Beherrschung ist aber trotzdem stärker automatisiert als in DWR-Anlagen anderer Hersteller.

Zur besseren Beherrschung des DE-Heizrohrlecks hat das KKG im Rahmen von LETA 1 leittechnische Funktionen verbessert sowie das Betriebshandbuch überarbeitet.

Sicherheitserhöhende Massnahmen in Bezug auf die Automatisierung von Sicherheitsfunktionen sind im Rahmen der Massnahme M03 des ERNOS-Projekts vorgesehen. Sie betreffen die beiden Funktionen:

- automatisches Teilabfahren
- automatisches schnelles Abkühlen mit 100 K/h

die im gesicherten Reaktorschutzsystem aufgebaut werden sollen, um auch bei Notstandsituationen verfügbar zu sein.

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfügt auch nach Beurteilung des ENSI bereits über einen hohen Automatisierungsgrad der Sicherheitsfunktionen und vorgelagert über umfassende automatische Begrenzungsfunktionen (Sicherheitsebene 2), womit die Anregung von Sicherheitsfunktionen auf der Sicherheitsebene 3 reduziert wird. Mit der Nachrüstmassnahme im Rahmen des TP05 (automatisches Teilabfahren und 100-K/h-Abkühlen) wird noch ein offener Punkt bei der Automatisierung von Sicherheitsfunktionen geschlossen und die Anlage in dieser Hinsicht an den Stand der Nachrüsttechnik angepasst (Forderung 10-3).

Mit dem ERNOS-TP02 wurden die Deionatvorräte erweitert und eine automatische Nachspeisung mit dem Notstandbrunnenwassersystem installiert.

Bei den Nachrüstungen bezüglich der Beherrschung des DE-Heizrohrbruchs hat sich das KKG an den automatisierten Funktionen der Konvoi-Anlagen in Deutschland orientiert. Grundlage für die angepassten Fahrweisen im Betriebshandbuch zur Beherrschung des DE-Heizrohrlecks waren eigens durchgeführte Versuche im PKL-Versuchsstand. Durch die durchgeführten Massnahmen wurden nach Wertung des ENSI die Operateure weiter entlastet und die Störfallbeherrschung verbessert.

Gemäss dem Vergleich zwischen dem EPR und KKG [PEG-S-182] stützt sich die Beherrschung des DE-Heizrohrlecks in beiden Anlagen auf Handmassnahmen ab. Nach Einschätzungen des ENSI entspricht damit eine vollautomatische Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrbruchs nicht dem Stand der Nachrüsttechnik und ist daher auch nicht zu fordern.

Die im ERNOS-TP05 geplante Automatisierung des Teilabfahrens und der schnellen sekundärseitigen Abkühlung mit 100 K/h stellen hingegen wichtige Funktionen zur Störfallbeherrschung dar, mit denen das Spektrum der zu beherrschenden Störfälle durch das Notstandsystem erweitert wird (siehe Forderung 10-3 in

Kap. 10.3.2). Diese Funktionen vereinfachen auch die Operateurhandlungen bei der Beherrschung der oben genannten Störfälle.

Das ENSI beurteilt die durchgeführten und geplanten Massnahmen zur Erhöhung des Automatisierungsgrads der Sicherheitssysteme im KKG als ausreichend, um den Stand der Nachrüsttechnik zu erreichen.

10.3.6 Schutz gegen äussere Einwirkungen

Angaben des KKG

Der Schutz gegen extreme naturbedingte Einwirkungen von aussen (EVA) stand nach dem Unfall in Fukushima international im Zentrum der sicherheitstechnischen Überprüfungen der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. In der Schweiz wurde dies noch ergänzt bzw. überlagert durch die Neubestimmung der Erdbebengefährdungsannahmen, die zu stark erhöhten Bemessungsgrössen führte.

Auch beim KKG bildeten und bilden die Sicherheitsüberlegungen zum Schutz gegen externe Einwirkungen, insbesondere naturbedingte Einwirkungen, den Schwerpunkt der zusätzlichen Überprüfungen, die vom ENSI unter dem Projektnamen ERSIM (Erhöhung der Sicherheitsmargen) zusammengefasst wurden. Die Erhöhung der Sicherheitsmargen bezüglich externer Einwirkungen bildet einen Schwerpunkt des vom KKG entwickelten Investitionsprogramms.

Beurteilung des ENSI

Die Untersuchungen im Rahmen des Projektes ERSIM in 2015 [ENSI-AN-9298] betrafen im Wesentlichen die Beurteilung der Sicherheitsmargen gegen Erdbeben und gegen externe Überflutungsereignisse. Als Ergebnis wurde vom KKG festgestellt, dass die Sicherheitssysteme nicht mehr durchgängig ausreichend seismisch robust sind. Die Notstandsysteme verfügen jedoch noch über eine ausreichende seismische Robustheit. Zwischenzeitlich hat das KKG für das Projekt SEG15 den Nachweis eingereicht, dass die Notstandsysteme auch den vom ENSI neu festgelegten Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 standhalten. Die Prüfung dieses Nachweises durch das ENSI ist noch nicht abgeschlossen.

Die bereits durchgeführten Massnahmen (z. B. aseismische Lagerung der Notstrom- und Notstanddiesel und Kabeltrassensanierung in den Redundanzen 1 und 3) und die geplanten Massnahmen zur Kabeltrassensanierung in den Redundanzen 2 und 4 haben das Ziel, eine ausreichende seismische Robustheit für die Sicherheitssysteme wiederzuerlangen und für die Notstandsysteme eine zusätzliche Sicherheitsmarge zu gewinnen. Das ENSI bewertet das Ziel des KKG, im Rahmen der Nachrüstungen eine zusätzliche Sicherheitsmarge für die Notstandsysteme zu erreichen, als notwendige Voraussetzung für den Langzeitbetrieb.

Die Überprüfung der Auswirkungen extremer Hochwasser auf die Anlagensicherheit wurde unter Berücksichtigung der Verklausung wasserbaulicher Einrichtungen im Jahr 2013 im KKG abgeschlossen. Die im Rahmen der Erneuerung des Arealperimeters errichtete Hochwasserschutzmauer führt zu einer Erhöhung der Sicherheitsmargen.

Im Rahmen des Projekts EXAR (Extremhochwasser Aare/Rhein) sind neue Untersuchungen und Simulationen für erdbebeninduzierte Überflutungen als auch für niederschlagsbedingte Überflutungen durchgeführt worden, deren Ergebnisse zur Zeit der Erstellung der PSÜ noch nicht vorlagen. Mit der Verfügung vom 12. November 2021 hat das ENSI das KKG aufgefordert, die Hochwassersicherheitsnachweise, basierend auf den neuen EXAR-Gefährdungsannahmen, zu aktualisieren.

10.3.7 Vorsorge gegen schwere Unfälle

Angaben des KKG

Der Grossteil der Massnahmen, die direkt zur Vorsorge gegen schwere Störfälle im KKG vorgesehen sind, wurde bereits umgesetzt (z. B. passive autokatalytische Rekombinatoren (PAR), zweite Iodfilterstufe der Containmentdruckentlastung, Überarbeitung des Notfallhandbuches im Jahre 2019 sowie der Nachweis des sicheren Einschlusses einer Kernschmelze im Reaktorgebäude durch Beendigung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung). Auf der Ebene des präventiven Notfallschutzes ergeben sich noch Erweiterungen durch das ERNOS-Projekt. Dies betrifft hauptsächlich das TP05 mit den Massnahmen:

- «Erweiterung der Störfallinstrumentierung im Notstandgebäude»; und
- «Zusätzliche Batteriekapazität im Notstandgebäude», um im Notfall relevante Armaturen und die Notfallinstrumentierung zu versorgen.

Beurteilung des ENSI

Nach dem Ereignis in Fukushima im Jahre 2011 wurden zusätzliche Accident-Management-Massnahmen gegen schwere Unfälle eingeführt.

Mit dem Abschluss der Nachrüstung der passiven autokatalytische Rekombinatoren (PAR) im Containment und auch im Ringraum im Jahre 2020 ist eine zusätzliche Vorsorge getroffen, um die Integrität des Containments und des Ringraums auch nach einem schweren Kernschaden zu gewährleisten. Mit der zweiten nachgeschalteten Iodfilterstufen der Containment-Druckentlastung im Jahre 2018 werden mögliche Freisetzungen an die Umgebung während eines schweren Störfalls zusätzlich weiter reduziert. Die Rekombinatoren, die zweite Iodfilterstufe sowie der Nachweis des sicheren Einschlusses einer Kernschmelze im Reaktorgebäude durch Beendigung der Beton-Schmelze-Wechselwirkung stellen sicher, dass die Auswirkungen eines schweren Unfalls soweit wie möglich auf die Anlage begrenzt bleiben. Diese Nachrüstungen sind ausschliesslich der Sicherheitsebene 4 zuzuordnen. Mit der Überarbeitung des Notfallhandbuches im Jahre 2019 wurden weitere Erkenntnisse und Verbesserungen umgesetzt (siehe Kap. 9.4).

Mit der Massnahme im Rahmen des TP04 «Erweiterung und Anpassung der ZX-Lüftungsanlage» ist eine Massnahme geplant, die auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 Verbesserungen bewirkt. Die Nachrüstung dient zunächst der Kühlung der bestehenden und zusätzlichen leittechnischen Einrichtungen bei extremen Wetterbedingungen, erlaubt aber auch die lüftungstechnische Isolation des Notstandgebäudes zur Vorsorge gegen schwere Unfälle. Damit wird ein zusätzlicher Schutz für das Betriebspersonal und für die Notstandsysteme erreicht, indem das Eindringen von luftgetragener Aktivität, explosiven oder giftigen Gasen in das Notstandgebäude verhindert wird.

Bei einem schweren Störfall ist die Beurteilung des Anlagenzustandes existenziell, um geeignete, wirksame Massnahmen zu ergreifen. Mit der Erweiterung der Störfallinstrumentierung und der Batteriekapazität im Notstandgebäude werden zusätzliche Informationen zur Störfallbeherrschung im Notstand bereitgestellt und bereits vorhandene Anzeigen bleiben länger verfügbar, wodurch ein Verlust des Hauptkommandoraums besser beherrscht wird. Die Erweiterung der Batteriekapazität dient zudem dazu, relevante Armaturen auch noch bei Ausfall der Notstrom- und Notstanddiesel vom Notstand aus bedienen zu können. Hierdurch wird das Betriebspersonal bei der Störfallbeherrschung entlastet, da die Notwendigkeit von Handmassnahmen in schwer zugänglichen Anlagenbereichen nicht mehr gegeben wäre.

Nach Beurteilung des ENSI wird mit den genannten, realisierten und geplanten Nachrüstungen im KKG eine über den Stand der Nachrüsttechnik hinausgehende Vorsorge gegen schwere Unfälle getroffen.

10.4 Betriebsdauermanagement

10.4.1 Technische Beurteilung des Langzeitbetriebs

Angaben des KKG

Bautechnik

Im Bericht «Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb» BER-S-92623 wird der Zustand und die Langzeitsicherheit der Bauwerke aufgrund der baulichen Alterungsüberwachung dokumentiert. Bei der Beurteilung des Ausserbetriebnahmekriteriums bezüglich Rissen und Abplatzungen an der Betonhülle des Reaktorgebäudes gemäss der Verordnung des UVEK UVEK-A kommt das KKG zum Schluss, dass das Kriterium in den nächsten Jahren nicht erreicht wird, hat aber dennoch ein Instandsetzungsprojekt mit einer Erneuerung der Oberflächenbeschichtung des Betoncontainments lanciert.

Der zusammenfassende Bericht PEG-M-934 zum Alterungsüberwachungsprogramm sicherheitstechnisch-klassierter Bauwerke gibt eine Gesamtübersicht mit anschliessender Bewertung. In den bisher durchgeführten Anlagenrundgängen und Inspektionen ergaben sich keine Erkenntnisse, die die bautechnische Sicherheit beeinträchtigen. Alle Voraussetzungen für einen Weiterbetrieb der Anlage sind erfüllt. Mit den Instandhaltungs- und Instandsetzungsmassnahmen kann der gute Zustand der Gebäude auch weiterhin erhalten werden.

Elektro- und Leittechnik

Die Angaben zu den Massnahmen des KKG für die Beurteilung des Langzeitbetriebs sind im Bericht BER-E-92665, bezogen auf die unterschiedlichen Systeme und Komponenten, aufgeführt. Die wichtigsten Elemente aus den relevanten Angaben (u. a. die Instandhaltung, die Änderung und Ersatz von Systemen, die Alterssüberwachung, die Beurteilung der Ersatzteilsituation und -strategie sowie eine Gesamtbewertung und ein Ausblick) sind in Kap. 4.5 der vorliegenden Stellungnahme pro System zusammengestellt.

Detaillierte Angaben zum Altersüberwachungsprogramm der sicherheitstechnisch-klassierten Systeme und Komponenten macht das KKG im Bericht BER-E-92640. Ein Auszug der relevanten Angaben daraus ist in Kap. 5.3 der vorliegenden Stellungnahme zu finden.

Zusammenfassend kann ausgesagt werden, dass in den letzten Jahren bereits eine Vielzahl von komplexen Systemen erneuert wurden oder sich Projekte in der Umsetzungsphase befinden. Die Alterungsüberwachung wurde in den letzten Jahren ausgebaut, aktualisiert und gemäss dem Stand der Technik nachgeführt.

Deshalb wird zusammenfassend der Gesamtzustand der elektro- und leittechnischen Komponenten und Systeme mit gut bewertet.

Maschinentechnik

Wie bei der Elektrotechnik basieren die Massnahmen zur Gewährleistung eines sicheren und zuverlässigen Langzeitbetriebs auch auf Ebene der mechanischen Komponenten und Systeme auf einem bewährten Alterungsüberwachungsprogramm, auf der Auswertung diverser Betriebserfahrungen und insbesondere dem Erfahrungsrückfluss aus der Instandhaltung der eigenen Anlage.

Im Bericht zum Alterungsüberwachungsprogramm BER-S-92650 fasst das KKG alle Themen hinsichtlich Maschinentechnik zusammen. Dieser gibt eine vollständige Übersicht der Themen und bewertet diese. Die relevanten Angaben daraus sind in Kap. 5.2 der vorliegenden Stellungnahme zusammengestellt.

In den Betriebserfahrungsberichten der Systeme und Komponenten ist dargelegt, dass einem Langzeitbetrieb nichts entgegensteht. Einzelne Probleme, die im Überprüfungszeitraum aufgetreten sind, sind analysiert und entsprechende Massnahmen zur Behebung der Störung oder Verbesserung des Zustands erfolgreich umgesetzt.

Der Gesamtzustand der mechanischen Komponenten und Systeme ist als gut zu bewerten. Es existieren keine Indizien, die gegen einen Weiterbetrieb für die nächsten 10 Jahre sprechen.

Strahlenschutz

Die im Folgenden aufgeführten Angaben des KKG zum Strahlenschutz wurden dem Bericht BER-C-92682 entnommen.

Die Messmittel des operationellen Strahlenschutzes haben sich im bisherigen Betrieb des KKG bewährt und ihre Aufgaben zuverlässig erfüllt. Ein internes Ziel legt fest, dass weniger als 10 % des Messmittelbestandes des operationellen Strahlenschutzes pro Jahr in externe Reparatur gegeben werden müssen. Diese Zielsetzung konnte in den vergangenen Jahren eingehalten werden. Dazu trägt die langfristige Planung mit dem schrittweisen Ersatz der Messmittel bei. Dieser Ersatz hat teilweise bereits stattgefunden und erfolgt in Übereinstimmung mit dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Die Messmittel, einschliesslich ihrer Einsatz- und Wartungsbedingungen, sind in entsprechenden Anlagendokumentationen des KKG («Anlagendokumentationen zur nicht fest zur Anlage gehörenden Messgeräte», Version 21) beschrieben.

In einer Gesamtbeurteilung bewertet das KKG die ortsfeste Strahlenschutzmesstechnik als bewährt und zuverlässig. Im Rahmen der langfristigen Planung des Ersatzes der Leittechnik im KKG ist der schrittweise Ersatz der Strahlenschutzinstrumentierung vorgesehen. Gemäss dem KKG, erfolgt dieser Ersatz in Übereinstimmung mit dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik; er hat teilweise bereits stattgefunden.

Kernüberwachung

Die Angaben zum Thema «Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente» wurden dem Bericht «PSÜ 2018 Periode 2008–2017, Erfahrungsbericht Brennstoff» BER-F-92394 entnommen. Ein Auszug der relevanten Angaben daraus ist in Kap. 3.3 der vorliegenden Stellungnahme zu finden.

Beurteilungsgrundlagen

Kernenergiegesetz KEG

Strahlenschutzgesetz StSG

Kernenergieverordnung KEV

Strahlenschutzverordnung StSV

Gefährdungsannahmenverordnung UVEK-G

Ausserbetriebnahmeverordnung UVEK-A

Verordnung des EDI UraM

Richtlinien ENSI-A03, ENSI-B01, ENSI-G01, ENSI-G13, ENSI-G14 und ENSI-G15

Normen SIA 260 bis SIA 267, SIA 269 und SIA 469

Beurteilung des ENSI

Bautechnik

Gestützt auf die Zustandsuntersuchungen und Instandsetzungsmassnahmen des Alterungsüberwachungsprogramms bestätigt das ENSI, dass alle Bauwerke der Bauwerksklassen BK I und BK II in einem guten bis sehr guten Zustand sind (vgl. Kap. 4.2 und 5.1). Mit den auch weiterhin plangemässen Inspektionen sowie den Instandhaltungs- und Instandsetzungsmassnahmen wird gewährleistet, dass bauliche Mängel und Schwachstellen rechtzeitig erkannt und behoben werden.

Aus Sicht des ENSI sind die bautechnischen Voraussetzungen für einen sicheren Langzeitbetrieb des KKG gegeben.

Elektro- und Leittechnik

Die elektro- und leittechnischen Systeme und Komponenten werden in der vorliegenden Stellungnahme in Kap. 4.5 und 5.3 anhand der oben genannten Kriterien aufgeführt und bewertet.

Zusammenfassend wird das Alterungsüberwachungsprogramm vom ENSI als aktualisiert und sachrichtig bewertet. Der Zustand der elektro- und leittechnischen Komponenten und Systeme kann insgesamt als gut bestätigt werden.

Es ist zu erwähnen, dass in den letzten Jahren eine Vielzahl von Systemen und Komponenten im KKG erneuert wurden oder bereits Projekte gestartet sind, welche sich nun in der Planungs- bzw. Umsetzungsphase befinden (z. B. Leittechnikersatz LETA 1 bis 4; LETA 11, Ersatz der Schaltanlageneinschübe).

Aus Sicht des ENSI sind die Voraussetzungen auf dem Gebiet der Elektro- und Leittechnik für einen sicheren Langzeitbetrieb des KKG bei Erfüllung der Forderungen aus Kap. 4.5 gegeben.

Auch das aktuell verschobene Projekt LETA 11 (Komplettersatz Elektro- und Leittechnik der zweiten Wasserfassung) ist aus Sicht des ENSI zeitnah weiterzuführen, siehe Forderung 4-18.

Maschinentechnik

Die Instandhaltung und Alterungsüberwachung in der Maschinentechnik sind in Kap. 5.2 der vorliegenden Stellungnahme bewertet, der Zustand der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme in Kap. 4.4. Die ausführliche Bewertung des Zustandes der Grosskomponenten in Kap. 10.1 deckt auch den Primärkreis des KKG ab.

Bei der Alterungsüberwachung hat das ENSI Verbesserungsbedarf bzgl. Darlegung der verschiedenen relevanten Alterungsmechanismen und des alterungsbedingten Schadensfortschritts unter Berücksichtigung der eingesetzten Prüftechniken entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.4.1 Bst. c festgestellt (Forderung 5-1).

Das ENSI bewertet positiv, dass das KKG verschiedene Strategien und Wege verfolgt, um die Lieferung von Ersatzteilen und -komponenten für den Langzeitbetrieb sicherzustellen.

Das KKG hat entsprechend den Anforderungen der neuen Richtlinie ENSI-A03 die korrekte Auslegung und Qualifikation der mechanisch aktiven Komponenten der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme überprüft. Diese Bewertung ist für den sicheren Langzeitbetrieb einer Anlage und die korrekte Beurteilung der Alterung der Komponenten relevant und bedarf unter anderem einer aussagefähigen Dokumentation der Auslegung und Herstellung sowie gegebenenfalls neuer oder geänderter Anforderungen an Systeme und Komponenten.

Bei dieser Überprüfung hat das KKG notwendige Massnahmen zur Sicherstellung der korrekten Auslegung und Qualifikation und Beseitigung der festgestellten Lücken identifiziert. Über die vom KKG identifizierten Massnahmen hinaus sieht das ENSI weiteren Handlungsbedarf hinsichtlich der Auslegung der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme (vgl. weitere Forderungen in Kap. 4.4). Die Einhaltung der zulässigen Beanspruchungsgrenzen für die jeweiligen Auslegungslastfälle der Systeme und Komponenten ist eine essentielle Voraussetzung für den Langzeitbetrieb.

Hinsichtlich des Zustands der Grosskomponenten kommt das ENSI zu folgenden Schlussfolgerungen (vgl. Kap. 10.1):

- In Bezug auf die Integrität des RDB und der Kerneinbauten für den Langzeitbetrieb hält das ENSI die Erarbeitung eines Konzepts zum Umgang mit den Befunden an den KU- und KB-Schrauben, unter Berücksichtigung der internationalen Entwicklungen und Betriebserfahrungen zu dieser Thematik, als notwendig (vgl. Forderung 10-1).
- In Bezug auf die Versprödung des RDB und die Einhaltung der entsprechenden Kriterien der Ausserbetriebnahme-Verordnung kommt das ENSI zur Schlussfolgerung, dass der Weiterbetrieb des KKG mindestens 50 Betriebsjahre durch die bereits entnommenen und getesteten Bestrahlungskapseln abgedeckt ist.

- In Bezug auf den Grundwerkstoff im kernnahen Bereich des KKG wurde festgestellt, dass die Ergebnisse der Werkstoffprüfungen aus dem Bestrahlungsprogramm zur Absicherung gegen Sprödbruch unverändert weiter gültig sind. Die sicherheitstechnischen Analysen entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik.
- Im Überprüfungszeitraum sind generell keine unzulässigen Befunde im nuklearen Dampferzeugungssystem aufgetreten, welche einer mindestens 50-jährigen Betriebszeit im Wege stehen.
- Der Langzeitbetrieb des KKG ist durch Ermüdung des nuklearen Dampferzeugungssystems nicht gefährdet.
- Hinsichtlich der Leck-vor-Bruch-Nachweise hält es das ENSI jedoch für notwendig, neue Trends und die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik zu verfolgen und im Hinblick auf den Langzeitbetrieb zu diskutieren (Forderung 10-2).

Aus Sicht der Maschinentechnik sind die Voraussetzungen für einen sicheren Langzeitbetrieb des KKG bei Erfüllung der Forderungen aus den Kap. 5.2, 4.4 und 10.1 gegeben.

Strahlenschutz

Das KKG betreibt eine umfassende Strahlenschutzinstrumentierung. Im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit hat das ENSI festgestellt, dass das KKG im operationellen Strahlenschutz über genügend Strahlenmessmittel verfügt und diese regelmässig kontrolliert und gewartet werden. Das ENSI kommt in seiner Beurteilung (siehe Kap. 4.6.3) zum Schluss, dass sie dem Stand der Wissenschaft und Technik entspricht. Mit der schon gestarteten schrittweisen Erneuerung der Messsysteme erarbeitet sich das KKG die langfristige Beibehaltung dieses Standes. Das ENSI beurteilt Qualität, Verfügbarkeit und Aussagekraft der Umgebungsüberwachungsdaten als sehr hoch (siehe Kap. 3.6).

Aus Sicht des ENSI sind die strahlenschutztechnischen Voraussetzungen für einen sicheren Langzeitbetrieb des KKG gegeben.

Kernüberwachung

Eine detaillierte Bewertung des Sachverhaltes kann dem Kap. 3.3 entnommen werden.

Der Reaktorkern wurde im Überprüfungszeitraum immer innerhalb der gültigen Limite betrieben und dessen Überwachung wurde zuverlässig durchgeführt. Die Kernauslegung erfolgte nach freigegebenen Methoden, welche dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprachen. Änderungen an Brennelementen wurde jeweils vom ENSI freigegeben. Die Betriebserfahrung mit den Brenn- und Steuerelementen kann trotz wenigen Brennstab- bzw. Brennelementschäden als gut bewertet werden. Die betroffenen Brennelemente wurden repariert und weitere Massnahmen getroffen, um solche Schäden in Zukunft zu vermeiden. Diese Massnahmen haben sich bewährt. Das ENSI sieht derzeit bei der BE-Lagerung keinen Sachverhalt, der den Langzeitbetrieb des KKG in Frage stellen würde.

Aus Sicht der Reaktortechnik sind die Voraussetzungen für einen sicheren Langzeitbetrieb des KKG gegeben.

10.4.2 Bewirtschaftung der abgebrannten Brennelemente

Angaben des KKG

Anfall und Konditionierung radioaktiver Abfälle

Auch im Hinblick auf einen weiteren langjährigen Betrieb sind keine neuen Abfallarten zu erwarten, die nicht mit den etablierten Behandlungsmethoden abgearbeitet werden könnten.

Falls in Zukunft aufgrund der Alterung der Anlage verstärkte Austauscharbeiten stattfinden, könnten leicht höhere Mengen an flüssigen Abfällen aus der Dekontamination anfallen. Es wird aber davon ausgegangen, dass die Behandlungs-Kapazität der KKG-eigenen Abwasserbehandlungsanlagen bis zum Betriebsende ausreicht.

Bezüglich des Anfalls an festen Abfällen wird von einem annähernd konstanten Anfall an radioaktiven Abfällen ausgegangen. Aufgrund der geänderten Strahlenschutzverordnung (teilweise strengere Befreiungsgrenzen) hat sich die Menge an brennbaren Abfällen seit 2018 um rund 25 % erhöht. Die Verarbeitungskapazität bei der Zwilag ist ausreichend, um diese zusätzliche Menge verarbeiten zu können.

Die Menge an Rohabfällen vor Freimessung kann sich im Zuge von Ersatzprojekten erhöhen. Unterstellt man aufgrund der Alterung der Anlage verstärkte Ersatztätigkeiten, so kann sich der Aufwand für Dekontaminationen und Freimessungen erhöhen. Falls hier die KKG-Verarbeitungskapazitäten nicht mehr ausreichen, kann aber bei Bedarf auf die Anlagen der Zwilag zurückgegriffen werden.

Im Bereich der Reaktoreinbauten wird insbesondere die Anzahl ausgedienter Steuerelemente zunehmen. Da diese zur Lagerung in abgebrannten Brennelementen eingesetzt werden können, ist genügend Lagerplatz im Brennelementbecken vorhanden. Bevor diese Brennelemente ausgelagert werden können, sind die Steuerelemente aus dem jeweiligen Brennelement zu entnehmen. Sie können in ein anderes Brennelement umgeladen oder, falls zu wenige vorhanden sind, auch teilkonditioniert werden. Hierzu werden die Spitzen, welche fast die gesamte Aktivität enthalten, abgetrennt und vorerst unter Wasser in einem Behälter gelagert. Später werden sie in abgeschirmte Behälter (z. B. vom Typ MOSAIK) konditioniert. Die oberen Abschnitte können in 200-l-Fässer verbracht und zementiert werden.

Aus dem aktuellen Systemzustand ist kein konkreter Bedarf für den Ersatz aktivierter oder kontaminierter Grosskomponenten absehbar. Es kann aber nicht ausgeschlossen werden, dass im Rahmen von Betriebserfahrungen oder wiederkehrenden Prüfungen in den nächsten Jahrzehnten auch solche getauscht werden müssen. Der vorhandene Lagerplatz im KKG oder im ZZL liesse aber auch die Lagerung grösserer Komponenten zu.

Das KKG verfügt über die Möglichkeit, Konzentrate und Harze zu bituminieren sowie feste Abfälle heterogen zu zementieren. Zurzeit werden Versuche zu alternativen Behandlungsmöglichkeiten anstelle der Bituminierung durchgeführt. Wenn diese Methoden Erfolg haben, wird mit gleich vielen oder sogar einer reduzierten Anzahl an anfallenden endkonditionierten Gebinden gerechnet. Falls diese Versuche nicht erfolgreich sind, wird die Bituminierung weitergeführt.

Lagerkapazitäten

Das LAA-Lager wird lediglich noch für die temporäre Aufbewahrung von Abfällen genutzt. Endkonditionierte Fässer werden zeitnah ins ZZL ausgelagert. Aus diesem Grund ist der Platz im LAA auch für lange Zeit ausreichend. Vorläufig werden ausgelagerte Fässer in der Halle M des ZZL eingelagert. Ab Mitte 2020 steht im ZZL auch die Halle S für schwachaktive Abfälle zur Verfügung. Die für das KKG reservierte Kapazität im ZZL wird als ausreichend eingestuft; sie umfasst auch bereits den Platz für die Stilllegungsabfälle. Der gesamte Lagerplatzbedarf wird im Rahmen der Stilllegungsstudien alle 5 Jahre überprüft. Aus heutiger Sicht reichen die Lagerkapazitäten für mindestens 60 Jahre Betrieb (Kostenstudie 2016).

Im MAA-Lager werden Abfallfässer mit höherer Dosisleistung eingelagert, welche nicht ohne abgeschirmten Transportbehälter transportierbar sind. Als Transportbehälter kommen die KKM-10″-Container mit Innenabschirmung sowie MOSAIK-Behälter in Frage. Da der Füllgrad des MAA-Lagers per Ende 2018 rund 80 % erreicht hat, sind wie geplant ab 2019 mindestens zehn endkonditionierte Fässer pro Jahr an die Zwilag zur Einlagerung abgegeben worden. Mit diesen Massnahmen reichen die Lagerkapazitäten im MAA-Lager für mindestens 60 Jahre Betrieb aus. Neben den endkonditionierten Fässern werden auch nicht endkonditionierte Fässer im MAA-Lager aufbewahrt. Hierbei handelt es sich vorwiegend um Fässer mit Filterkerzen. Diese werden teilweise mehrere Jahre gelagert, bis sie den verbrennbaren Abfällen zugemischt werden können. Andere werden bis zum Betriebsende aufbewahrt, um dann in einer gemeinsamen Kampagne kompaktiert und zementiert zu werden.

Bewertung des KKG bzgl. Anfall, Konditionierung und Lagerung radioaktiver Abfälle

Die vorhandenen Prozesse und Hilfsmittel zur Abfallbehandlung und Lagerung sind auch für die Zukunft ausreichend. Die Lagerbelegung des internen Lagers für mittelaktive Abfälle kann mittels Verstärkung von Auslagerungen an die Zwilag gesteuert werden. Somit kann auch ein Betrieb über 60 Jahre hinaus abgefangen

werden. Der ausreichende Lagerplatz im ZZL wurde in der Kostenstudie 2016 bestätigt und wird im Rahmen der laufenden Kostenstudie 2021 neu überprüft.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03, Kap. 5.8.4 Bst. b und Kap. 5.9.6 Bst. d

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bestätigt, dass das KKG mit den bereits eingeleiteten bzw. vorgesehenen Massnahmen auch im Hinblick auf eine Betriebsdauer von 50 Jahren über genügend Lagerkapazitäten für die anfallenden radioaktiven Abfälle verfügt. In Anbetracht der Tatsache, dass keine neuartigen Abfallströme erwartet werden, können die im KKG etablierten Konditionierungsverfahren auch für den Langzeitbetrieb als grundsätzlich geeignet bewertet werden. Was die Bituminierung der im Betrieb des KKG bei der Abwasserbehandlung bzw. Wasserreinigung anfallenden Konzentrate und Harze anbelangt, wird das ENSI im Rahmen der laufenden Aufsicht auf Basis von aktualisierten Endlagerfähigkeitsbeurteilungen alternative Konditionierungsverfahren zur Bituminierung überprüfen lassen.

10.4.3 Beurteilung des Langzeitbetriebs im Hinblick auf Personalbestand

Angaben des KKG

Das KKG verweist bezüglich der Überprüfung der Organisation im Hinblick auf die Erfordernisse des Langzeitbetriebs auf den Bericht BER-C-92657 «Organisation und Personal», in welchem es die Zukunftsfähigkeit der Organisation des KKG beschreibt und bewertet (siehe Kap. 8).

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinien ENSI-A03 und ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Das KKG beschreibt und bewertet im Hauptbericht BER-C-92657 seine Aktivitäten zur Weiterentwicklung seiner Organisation und Kultur auch im Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Das ENSI hat diese Bestrebungen insbesondere in Kap. 8 der vorliegenden Stellungnahme geprüft und bewertet. Es kommt zum Schluss, dass das KKG über geeignete Instrumente und Vorgehensweisen verfügt und geeignete Massnahmen eingeleitet hat, um seine Organisation auf den Langzeitbetrieb vorzubereiten. Beispielsweise hat das KKG in den letzten Jahren seine Organisationsstruktur im Hinblick auf sich ändernde und längerfristige Erfordernisse angepasst (vgl. dazu Kap. 8.2.2). Es richtet die Aus- und Weiterbildung seines Personals sowie seine langfristige Personalpolitik auf die Bedürfnisse des Know-how-Aufbaus und -Erhalts aus (vgl. Kap. 8.2.3) und hat ein umfangreiches Programm ins Leben gerufen, um seine (Sicherheits-)Kultur langfristig weiterzuentwickeln (vgl. Kap. 8.2.5). Die in Kap. 8 formulierten, spezifische Forderungen stellen weitere Verbesserungen dar. Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Voraussetzungen für einen sicheren Langzeitbetrieb des KKG aus Sicht des Personals und der Organisation gegeben sind.

11 Gesamtbewertung

11.1 Schutzziel-orientierte Bewertung

Angaben des KKG

Die übergeordnete Sicherheitsanforderung für den Betrieb von Kernkraftwerken ist es, den notwendigen Schutz vor ionisierender Strahlung jederzeit während des Anlagenbetriebes und auch bei Betriebsstörungen und Störfällen zu gewährleisten. Um dieser Grundsatzforderung zu entsprechen, sind mithilfe der vorgesehenen Massnahmen und Einrichtungen nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge (defence in depth), siehe Kap. 11.2, die folgenden grundlegenden Schutzziele zu erfüllen:

- Kontrolle der Reaktivität;
- Kühlung der Brennelemente;
- Einschluss radioaktiver Stoffe; sowie
- Begrenzung der Strahlenexposition von Mensch und Umwelt.

Durch die Einhaltung dieser Schutzziele werden die Integrität oder Funktion der Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe (Brennstoffkristallgitter und Brennstabhüllrohre, Reaktorkühlsystem bzw. druckführende Umschliessung des Reaktorkühlsystems, Reaktorsicherheitsbehälter) gewährleistet und damit eine Freisetzung radioaktiver Stoffe an die Umgebung verhindert bzw. begrenzt. Hierzu werden verschiedene aktive als auch passive Funktionen der Sicherheitseinrichtungen eines Kernkraftwerkes benötigt. Diese Sicherheitsfunktionen werden den entsprechenden Schutzzielen zugeordnet, siehe Tabelle 2-1 in Kap. 2.2.3 dieser Stellungnahme.

Je nach Eintrittshäufigkeit sind die Ereignisse und Störfälle im Rahmen eines gestaffelten Sicherheitskonzeptes fünf unterschiedlichen Sicherheitsebenen zuzuordnen, siehe Kap. 11.2. Um bei Abweichungen vom Normalbetrieb unzulässige radiologische Auswirkungen in der Umgebung zu verhindern und bei Störfällen die radiologischen Freisetzungen innerhalb der gesetzlich zulässigen Limite zu halten, sind verschiedene Begrenzungs- und Sicherheitssysteme vorhanden.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kann bestätigen, dass die grundlegenden nuklearen Schutzziele «Kontrolle der Reaktivität», «Kühlung der Brennelemente», «Einschluss der radioaktiven Stoffe» und «Begrenzung der Strahlenexposition» im Überprüfungszeitraum erfüllt waren. Damit das Sicherheitsniveau der Anlage weiter erhöht wird, stellt das ENSI die in Kap. 11.3 zusammengestellten Forderungen.

Die Forderungen, die das ENSI im Hinblick auf die Ergänzung des vom KKG entwickelten Nachrüstungskonzepts für notwendig hält, haben aus Sicht des ENSI eine besonders hohe Bedeutung. Mit den dargestellten Nachrüstmassnahmen wird ein erhöhtes Sicherheitsniveau erreicht, welches eine gute Basis für den Langzeitbetrieb darstellt. Die im Rahmen der vorliegenden periodischen Sicherheitsüberprüfung gestellten Forderungen können teilweise direkt einem der vier Schutzziele zugeordnet werden.

Die Forderung 6-4 (Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen) bezieht sich auf das Schutzziel «Kontrolle der Reaktivität» und verlangt eine Überprüfung der Nachweise der ausreichenden Unterkritikalität, unter Berücksichtigung konservativer Anfangs- und Randbedingungen.

Forderungen 6-3 bis 6-10 aus der deterministischen Sicherheitsanalyse, 9-4 (Probenahmekühler), 10-3 (notwendige Nachrüstmassnahmen) und 10-4 (Massnahmen Strangrevision) zielen auf die Optimierung der Nachwärmeabfuhr bei Beherrschung der Auslegungsstörfälle sowie der auslegungsüberschreitenden Störfälle und dienen daher dem Schutzziel «Kühlung der Brennelemente».

Die Forderung 4-19 (Iodmesssystem) sowie die Forderungen 6-11 bis 6-20 aus der deterministischen Sicherheitsanalyse können dem Schutzziel «Begrenzung der Strahlenexposition von Mensch und Umwelt» zugeordnet werden.

Die Forderungen 10-1 (Integrität des RDB und der Kerneinbauten) und 10-2 (Leck-vor-Bruch) sind vor dem Hintergrund des Langzeitbetriebs für das Schutzziel «Einschluss radioaktiver Stoffe» wichtig.

Die Forderungen aus Kap. 2 «Übersicht», Kap. 3 «Betriebsführung und Betriebsverhalten», Kap. 4 «Sicherheitsrelevante Anlagenteile» und Kap. 5 «Instandhaltung und Alterung» dienen entweder der Einhaltung mehrerer Schutzziele, zielen übergeordnet auf eine Verbesserung der Sicherheit und Sicherheitskultur oder resultieren aus den Anforderungen des schweizerischen und internationalen Regelwerks. Daher werden diese hier nicht direkt einem der vier Schutzziele zugeordnet. Auch die Forderungen in Kap. 9 «Notfallschutz» zur Begrenzung der Auswirkungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen können mehreren Schutzzielen zugeordnet werden.

Aufgrund der Redundanz von Sicherheitssystemen, der Diversität von Sicherheitsfunktionen und des Barrierenkonzepts (Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge) ist nach Wertung des ENSI davon auszugehen, dass eine einzelne identifizierte Verbesserungsmöglichkeit die Einhaltung eines oder mehrerer Schutzziele nicht grundsätzlich in Frage stellt.

11.2 Sicherheitsebenen-orientierte Bewertung

Angaben des KKG

Das «Gestaffelte Sicherheitskonzept» (vgl. Kap. 2.2.4 der Stellungnahme) beschreibt, welche technischen und organisatorischen Massnahmen vom KKG welchen Sicherheitsebenen zugeordnet werden.

Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)

Auf der Sicherheitsebene 1 wird die Einhaltung der Schutzziele durch die hohe Qualität der eingesetzten Ausrüstungen, also durch die Auslegung sowie betriebsbegleitenden Massnahmen zur Absicherung bzw. Erhaltung der Qualität während des Betriebs sichergestellt. Darüber hinaus stellen das inhärent stabile Betriebsverhalten des Reaktors sowie die implementierten Regelfunktionen sicher, dass die thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Anlagenparameter in ihrem bestimmungsgemässen Bereich bleiben. Durch die Auslegungs- und Fertigungsqualität sowie die Sorgfalt in der Betriebsführung wird eine gute Verfügbarkeit der Anlage angestrebt. Das Selbstregelverhalten der Anlage (inhärent stabiles Verhalten des Reaktorkerns durch negativen Leistungs- und Temperaturkoeffizienten der Reaktivität) sowie zuverlässige leittechnische Einrichtungen zur Regelung betrieblicher Abläufe auf der Sicherheitsebene 1, dienen der Vermeidung von Störungen und Störfällen bzw. der Reduktion ihrer Auftretenswahrscheinlichkeit.

Sicherheitsebene 2 (anormale Betriebszustände bzw. Betriebsstörungen)

Nach allgemeiner technischer Erfahrung sind während der Lebensdauer einer Anlage Fehlfunktionen von Anlagenteilen oder Systemen, die zu Betriebsstörungen (z. B. Komponentenausfälle) führen, nicht auszuschliessen. Zur Beherrschung solcher Betriebsstörungen innerhalb der zulässigen Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemässen Betrieb, wurden die Systeme so ausgelegt und betriebsführende und betriebsüberwachende Massnahmen (z. B. Begrenzungen und Verriegelungen, Zustands-, Fehler- und Störungsmeldungen auf der Warte, Überwachungseinrichtungen) so getroffen, dass eine Ausweitung von Betriebsstörungen zu Störfällen verhindert wird. Dadurch wird sichergestellt, dass bei den BE ein ausreichender Abstand zum Brennstoffzentralschmelzen gewährleistet ist und die kritische Wärmestromdichte nicht überschritten bzw. unzulässige Hüllrohrtemperaturen nicht erreicht werden.

Gemäss Auslegung des KKG soll bei Betriebsstörungen grundsätzlich keine Notwendigkeit für Aktionen von Sicherheitseinrichtungen bestehen. Diese Ereignisse sollen mit Begrenzungseinrichtungen, z. B. der Leistungsbegrenzung beherrscht werden. Ausnahmen sind hierbei die Reaktorschnellabschaltung (z. B. manuell) und kurzzeitige Anforderungen (≤ 10 h) an die Notstromversorgung.

Sicherheitsebene 3 (Auslegungsstörfälle)

Auf der Sicherheitsebene 3 ist die Anlage zur Beherrschung postulierter Störfälle (Auslegungsstörfälle oder SE3-Störfälle) ausgelegt, deren Eintreten wegen der vorhandenen Sicherheitsvorkehrungen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 (Alarmieren und Begrenzen) mit einer geringen Wahrscheinlichkeit erwartet wird.

Die Einrichtungen zur Störfallbeherrschung bestehen zum einen aus passiven Sicherheitseinrichtungen, z. B. Schutzbarrieren aus Beton oder Stahl oder auch Druckspeichern und Rückschlagklappen. Zum anderen sind aktive Sicherheitseinrichtungen vorhanden, z. B. Einspeisepumpen, die automatisch vom Reaktorschutzsystem oder erforderlichenfalls manuell durch den Operateur in Betrieb gesetzt werden. Die Ausrüstungen der Sicherheits- und Notstandsysteme werden bei Ausfall der externen Netze von der Notstromversorgung gespeist. Neben den Sicherheitssystemen, die vor allem zur Beherrschung von internen Ereignissen konzipiert sind, werden Notstandsysteme eingesetzt, die primär zur Beherrschung von externen Ereignissen und systemübergreifenden internen Ereignissen vorgesehen sind.

Das Schweizer Regelwerk legt die technischen und radiologischen Kriterien fest, welche einzuhalten sind. Dabei ist insbesondere sicherzustellen, dass die Aktivitätsbarrieren, bestehend aus Brennstoff/Brennstab, druckführender Umschliessung und Reaktorsicherheitsbehälter insgesamt ausreichend erhalten sind, damit die gesetzlichen radiologischen Grenzwerte eingehalten werden.

Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitende Störfälle)

In Ergänzung der Massnahmen zur Störfallverhinderung und zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen wurden mit dem Ziel der Minimierung des Risikos auf der Sicherheitsebene 4 Massnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen bei solchen Ereignissen im Anlagendesign des KKG vorgesehen, die aufgrund ihrer geringen Eintrittshäufigkeit keine Auslegungsstörfälle, sondern auslegungsüberschreitende Störfälle sind. Diese werden unterteilt in:

- *Sicherheitsebene 4a*: Ereignisse, welche ohne Kernschaden beherrscht werden, z. B. postulierte Ereignisse mit Mehrfachfehlern (bzw. redundanzübergreifenden Systemausfällen). Zur Beherrschung solcher Ereignisse stehen speziell hierfür konzipierte Einrichtungen oder Systeme (fest installierte Systeme oder mobile Notfallmittel) zur Verfügung.
- *Sicherheitsebene 4b*: Ereignisse, für welche ein Kernschaden nicht ausgeschlossen werden kann. Für diese Ereignisse sind Massnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen vorgesehen. Diese Massnahmen bestehen aus speziell konzipierten Systemen zur Sicherung der Containment-Barriere bei in den Reaktorsicherheitsbehälter freigesetztem Kernmaterial (z. B. die gefilterte Druckentlastung, die primär- und sekundärseitige Druckentlastung des Reaktorkühhlkreislaufs, Schutzmassnahmen für das Containment gegen Wasserstoff-Explosionen) sowie eine strukturell genügend stark ausgebildete Reaktorgebäudebodenplatte, welche in Zusammenwirken mit Gegenmassnahmen die Ausbreitung einer Kernschmelze ausserhalb des Reaktorgebäudes verhindert.

Die getroffenen Massnahmen wurden unter Berücksichtigung der Verhältnismässigkeit von technischem Aufwand und erreichbarer Risikominimierung auf die wesentlichen Aspekte der zugrunde liegenden Ereignisse oder Zustände zugeschnitten. Im KKG sind die vorbereiteten Gegenmassnahmen im integrierten Notfallmanagement zusammengefasst, welches präventive Notfallmassnahmen zur Vermeidung eines Kernschadens und mitigative Notfallmassnahmen (SAMG) zur Linderung der Folgen eines Kernschadens umfasst.

Sicherheitsebene 5 (externer Notfallschutz)

Im schweizerischen Regelwerk wird eine Sicherheitsebene 5 definiert, auf welcher extrem unwahrscheinliche, jedoch nicht grundsätzlich auszuschliessende, grosse Freisetzungen aus dem Reaktorgebäude in Betracht gezogen werden. Diese können zu Dosisbelastungen der Bevölkerung führen, welche über dem zulässigen Grenzwert liegen. Das existierende Notfallschutzkonzept der Schweiz sieht dementsprechend bei grossen Freisetzungen radioaktiver Stoffe an die Umgebung auch entsprechende Massnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor.

Beurteilungsgrundlagen

Richtlinie ENSI-A03

Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung der Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge im KKG findet sich in Kap. 2.2.4 der vorliegenden Stellungnahme. Aus Sicht des ENSI sind mit den im KKG durchgeführten Nachrüstungen und der Einführung weiterer Accident-Management-Massnahmen das in Kap. 4.3 der Richtlinie ENSI-G02 geforderte Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge und damit auch die in Art. 7 der KEV geforderte Umsetzung der Grundsätze der nuklearen Sicherheit weiter verbessert worden. Dies vornehmlich zur Beherrschung von Ereignissen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4. Aus Sicht des ENSI besteht aber noch Verbesserungsbedarf. Dieser wird im Folgenden den einzelnen Sicherheitsebenen zugeordnet.

Vorsorge auf Sicherheitsebene 1

Die Aufzeichnung und Auswertung der Betriebserfahrung in Kap. 3.1, 3.2 und 3.8 (Forderung 3-1), die Beurteilung der Lagerung von Brennelementen in Kap. 3.3 (Forderung 3-2) und die Bewertung der entsorgungsspezifischen Aspekte in Kap. 3.7 (Forderung 3-3) ist der Sicherheitsebene 1 zuzuordnen. Bei Themen wie «Strahlenschutz» in Kap. 3.4, «Wasserchemie» in Kap. 3.5 und «Umgebungsüberwachung» in Kap. 3.6 wurden keine Verbesserungspunkte identifiziert. Ferner bewertet das ENSI auch die vorbeugende Instandhaltung, Wartung, Prüfungen, Klassierung der SSK sowie eine der Klassierung entsprechende Auslegung und Konstruktion der Ausrüstungen als der Sicherheitsebene 1 zugehörig. Bei diesen Themen haben sich zahlreiche Forderungen (vgl. Kap. 4 und 5) ergeben, die der Sicherheitsebene 1 zuzuordnen sind. Im Hinblick auf die Langzeitsicherheit haben sich auf der Sicherheitsebene 1 ebenfalls die Forderungen 10-1 und 10-2 ergeben.

Vorsorge auf Sicherheitsebene 2

Diverse Funktionen von Systemen und Komponenten des KKG sind der Sicherheitsebene 2 zuzuordnen. Hier ergaben sich aus der Überprüfung des ENSI keine Forderungen. Das KKG erfüllt somit die Anforderungen an die Sicherheitsebene 2.

Vorsorge auf Sicherheitsebene 3

Der Sicherheitsebene 3 ordnet das ENSI insbesondere die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme einschliesslich deren Hilfs- und Versorgungssystemen zu. Ferner werden die Eignung der Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme (vgl. Kap. 4 und 5), der anlageninterne Notfallschutz (vgl. Kap. 9), die Analyse standortspezifischer Gefährdungen (vgl. Kap. 2.1) sowie die technischen und radiologischen Störfallanalysen (vgl. Kap. 6) der Sicherheitsebene 3 zugeordnet.

Verbesserungsbedarf hat das ENSI bezüglich der Qualifikation der mechanisch aktiven Komponenten zur Störfallbeherrschung in Kap. 4.4 (Forderungen 4-1 bis 4-13) identifiziert.

Darüber hinaus sind die Forderungen zu den deterministischen Störfallanalysen (Forderungen in Kap. 6) der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen. Gleiches gilt für die Forderungen hinsichtlich der Langzeitsicherheit (Forderungen 10-3 und 10-4).

Vorsorge auf Sicherheitsebene 4

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen (vgl. Kap. 7) und der Notfallschutz (vgl. Kap. 9) werden vom ENSI insbesondere der Sicherheitsebene 4 zugeordnet. Gleiches gilt für auslegungsüberschreitende Störfälle, die gemäss Richtlinie ENSI-A01 zu untersuchen sind (vgl. Kap. 6.2.9). Die in diesen Kapiteln gestellten Forderungen stellen einen Verbesserungsbedarf auf der Sicherheitsebene 4 dar.

Vorsorge auf Sicherheitsebene 5

Die Verantwortung für die Sicherheitsebene 5, also den anlagenexternen Notfallschutz, liegt primär nicht beim KKG. Die Wirksamkeit der Sicherheitsebene 5 ist Gegenstand national koordinierter Massnahmen. Das Üben der Teilaufgaben des KKG im Rahmen von Notfallübungen (vgl. Kap. 9.2) bewertet das ENSI als zur Sicherheitsebene 5 zugehörig. Hier ergab sich im Rahmen der vorliegenden PSÜ keinen Verbesserungsbedarf. Das KKG erfüllt die Anforderungen an die Sicherheitsebene 5.

Sicherheitsebenen-übergreifende Vorsorge

Themen wie «Organisation und Personal» (vgl. Kap. 8), «Strahlenschutz» (vgl. Kap. 3.4), «Umgebungsüberwachung» (vgl. Kap. 3.6) und «Entsorgung» (vgl. Kap. 3.7) werden vom ENSI als Sicherheitsebenen übergreifend bewertet.

Weitere wichtige Aspekte wie «Brandschutz» (vgl. Kap. 4.6.1), «Blitzschutz» (vgl. Kap. 4.6.2), «Strahlenmesstechnik» (vgl. Kap. 4.6.4) sowie «Flucht- und Interventionswege» (vgl. Kap. 9.3.2) sind aus Sicht des ENSI ebenfalls als Sicherheitsebenen übergreifend einzuordnen.

11.3 Forderungen

Im Folgenden sind sämtliche in der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme enthaltenen Forderungen zusammengestellt.

Forderung 2-1 (Hydrologie)

Das KKG hat das Kap. 4.4 des Sicherheitsberichts nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik zu überarbeiten. Dafür sind die neusten Erkenntnisse zur Hydrologie einzubeziehen und auf deren Relevanz hinsichtlich der Sicherheit des KKG zu bewerten. Das KKG hat nachzuweisen, dass die für das Notkühlsystem erforderliche Grundwassermenge auch zur Verfügung steht, wenn alle relevanten Konzessionen im Umfeld ausgeschöpft werden. Es ist auf die weiteren in der Stellungnahme angesprochenen Kritikpunkte einzugehen. Der revidierte Sicherheitsbericht ist dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 2-2 (Geologie)

Das KKG hat die Kap. 4.6.1 bis 4.6.4 des Sicherheitsberichts nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik zu überarbeiten. Dafür sind die neusten Erkenntnisse zur Geologie, Tektonik und Geotechnik einzubeziehen und bzgl. deren Relevanz für die Sicherheit des KKG zu bewerten. Der revidierte Sicherheitsbericht ist dem ENSI als Unterlage im Rahmen des nächsten PSÜ-Zyklus einzureichen. Termin: 31.12.2027.

Forderung 2-3 (Systematische Überprüfung der Auslegung)

Das KKG hat eine systematische Überprüfung der Auslegung der Anlage durchzuführen, inwieweit die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G02, Kap. 7 erfüllt werden. Die Ergebnisse sind zu dokumentieren und dem ENSI einzureichen. Ein Terminplan für die Überprüfung, unter Berücksichtigung einer Priorisierung der aktiven, kurzfristig notwendigen Systeme zur Störfallbeherrschung, ist dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 3-1 (Systemische Bewertung der Sicherheitsleistung)

Das KKG hat zu prüfen, inwiefern die Bewertung der Sicherheitsleistung durch Daten und Erkenntnisse aus weiteren Quellen, namentlich Erkenntnisse zu psychologischen, sozialen, organisationalen und kulturellen Prozessen, im Sinne einer ganzheitlichen Betrachtung erweitert werden kann. Termin: 31.12.2025.

Forderung 3-2 (Trockenlagerung)

Der Nachweis der Brennstabintegrität während der Trockenlagerung sowie die Auswertung der mechanischen Eigenschaften der Brennstäbe bzw. der Brennelementstruktur, die als Folge der definierten Kriterien zu erwarten sind, sind zu aktualisieren. Dabei ist explizit auf den Einfluss des Transfers im KKG und der damit verbundenen zweimaligen Trocknung einzugehen. Ebenfalls ist die Transportfähigkeit der Brennelemente nach der Trockenlagerung zu beurteilen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 3-3 (Transport und Zwischenlagerfähigkeit)

Der Stand der Transport und Zwischenlagerfähigkeit ist für jeden beladenen Transport- und Lagerbehälter im Eigentum des KKG darzulegen. Sofern der Zustand des Einzelbehälters nicht der aktuellen Zulassung oder Bauartfreigabe entspricht, sind die Abweichungen und die erforderlichen Massnahmen zur Herstellung der Transport- und Zwischenlagerfähigkeit zu benennen. Ein entsprechendes Alterungsmanagement ist zu etablieren. Termin: 31.12.2027.

Forderung 4-1 (Klassierungsüberprüfung)

Das KKG hat die noch in die Klassierungsüberprüfung einzubeziehenden Systeme und den zeitlichen Rahmen für die zugehörigen Arbeitspakete konkret festzulegen und dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-2 (Erdbebenvorschrift)

Das KKG hat in der Erdbebenvorschrift VOR-D-60961 ergänzend festzulegen, wie bei Anlagenänderungen und dem Ersatz von Komponenten die Rückwirkungsfreiheit zwischen neuen und bestehenden Systembereichen unterschiedlicher Auslegungsgrundlagen nachzuweisen ist. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-3 (Systemlisten mechanisch aktiver Komponenten)

Das KKG hat die Systemlisten der mechanisch aktiven Komponenten der Abfahrpfade 1 und 2 unter Berücksichtigung der Definition in der Richtlinie ENSI-G11 zu vervollständigen und aufzuzeigen, dass die für die ausreichende Qualifizierung der ergänzten Komponenten erforderlichen Funktionsnachweise vorliegen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-4 (Nachweis hinsichtlich Abschaltversagen von SIWI-Armaturen)

Das KKG hat den Umfang der bisher in der Liste ALD-M-1999 festgehaltenen SIWI-Armaturen, für die ein Nachweis bezüglich Abschaltversagen erforderlich ist, unter Berücksichtigung der Forderungen in den systemspezifischen Kapiteln zu überprüfen. Hierunter fallen alle Motorarmaturen, die eine Ansteuerung aus den Reaktorschutzsystemen erhalten oder vom Hauptkommandoraum oder Notsteuerstelle zur Störfallbeherrschung verfahren werden müssen.

Allfällig fehlende Nachweise sind zu führen und dem ENSI folgendermassen gestaffelt einzureichen: Nachweise für die ersten 30 Armaturen bis zum 30. September 2024, Nachweise für weitere 100 Armaturen bis zum 30. September 2025, restliche Nachweise bis zum 30. Juni 2026.

Forderung 4-5 (Beanspruchungsstufen geltender Bauvorschriften)

Das KKG hat den Nachweis der ausreichenden Komponentenauslegung gegen das ursprüngliche Auslegungserdbeben ($SSE_{Auslegung}$) bei den in den systemspezifischen Kapiteln festgestellten Abweichungen nach für die Auslegung von Komponenten anerkannten, deterministischen Regeln zu führen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 4-6 (Kriterienkatalog, Qualifizierung von Komponenten)

Das KKG hat den Kriterienkatalog BER-S-88497 mit konkreten Vorgaben zur Bewertung der Qualifizierung von Komponenten zu ergänzen. Die Angaben im IAEA Safety Standard SSG-25 sind hierbei zu berücksichtigen. Der überarbeitete Kriterienkatalog ist dem ENSI zur Akzeptanz einzureichen. Des Weiteren ist im Rahmen des Aufsichtsverfahrens ein Konzept zum Nachweis der Qualifizierung der störfallrelevanten, mechanisch aktiven Komponenten zu erstellen und dem ENSI zur Freigabe einzureichen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 4-7 (Notspeisesystem RS)

Das KKG hat die fehlenden bzw. zu aktualisierenden Nachweise für die Flanschverbindungen der Notspeisepumpen RS01/02/03/04D001 und für die Funktion der Freilaufrückschlagventile RS01/02/03/04S001 zu führen und dem ENSI zur Prüfung einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-8 (Auslegung TF60)

Das KKG hat die gegenwärtige Auslegung der Trennung des betrieblichen Kühlkreises TF60 im Reaktorgebäude im Fall eines dort auftretenden Lecks von den Betriebskreisen TF10 und TF 30, unter Berücksichtigung der Stellungnahme des ENSI vom 10. März 2023 (17/21/014), zu überprüfen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-9 (Nukleares Zwischenkühlsystem TF)

a) Das KKG hat die bisher fehlenden Flanschnachweise der Zwischenkühlpumpen TF11/12/21/22/31/32D001 dem ENSI einzureichen.

b) Das KKG hat die auftretenden Lasten für die ca. 60 Stossbremsen zu ermitteln und mit den zulässigen Lasten zu vergleichen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind dem ENSI einzureichen.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 4-10 (Nukleares Nebenkühlwassersystem VE)

Das KKG hat die Komponenten des nuklearen Nebenkühlwassersystems zur Gewährleistung der Kühlwasserversorgung der sicherheitsklassierten Kälteanlagen als SK3-klassierte Komponenten in die Komponentenlisten sowie in das Alterungsüberwachungsprogramm aufzunehmen. Der Auslegungsdruck der Komponenten der Kälteanlagen und eine Nachqualifizierung der Komponenten ist zu prüfen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-11 (Nebenkühlwassersystem VA)

Das KKG hat für das Nebenkühlwassersystem in Analogie zu den anderen Sicherheitssystemen eine Auslegungsüberprüfung durchzuführen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-12 (Notstandspeisesystem RX)

Das KKG hat zu begründen, warum die Leitungsabschnitte RX01/02Z003 von den Containmentdurchdringungen bis zu den Rückschlagklappen RX01/02S005, einschliesslich der zugehörigen Halterungen, nicht gegen die Umgebungstemperaturen bei einem Bruch einer FD-Leitung im Containment ausgelegt sind. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-13 (Volumenregelsystem TA)

Das KKG hat den Unterschied der Auslegungstemperatur zwischen den Rohrleitungen und den Stossbremsen (TA01Z001/Z002 -MS01 bis -MS05, TA02Z003 -MS01/-MS02, TA03Z001 -MS01 bis -MS06) zu begründen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-14 (Notstrom- und Notstanddieselgeneratoren)

Das KKG hat seine Angaben zum aktuellen Zustand der Notstrom- und auch Notstanddieselgeneratoren zu präzisieren und aufzuzeigen, anhand welcher Kriterien ein längerfristiger Ersatz geplant wird. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-15 (Anforderungen Richtlinie ENSI-B14)

Das KKG hat aufzuzeigen, wie den Anforderungen des gültigen Regelwerks, insbesondere der Richtlinie ENSI-B14, bei Reparaturen von Komponenten mit sicherheitstechnischer Klassierung 0E und 1E entsprochen wird und dass das Zertifikat für die Komponenten seine Gültigkeit behält. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-16 (ISKAMATIC – Betriebszustand)

Das KKG hat aufzuzeigen, wie bei den klassierten ISKAMATIC-Baugruppen im nächsten Überprüfungszeitraum der zuverlässige Betriebszustand (Ersatzteile, Reparaturen) aufrechterhalten werden kann. Die Aussagen bezüglich des Ersatzes der ISKAMATIC-B-Baugruppen aus der PSÜ 2008 sind zu prüfen und erneut zu bewerten. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-17 (ISKAMATIC – AÜP-Integration)

Das KKG hat zu prüfen, inwiefern Leittechnikausrüstungen, insbesondere jene der Produktefamilie ISKAMATIC B, im AÜP integriert werden können. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-18 (ZM05, LETA 11)

Das KKG hat für die bereits geplante Erneuerung der Leittechnik der zweiten Wasserfassung (LETA 11) einen aktualisierten und verbindlichen Zeitplan einzureichen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-19 (Iodmesssystem)

Das 0E-klassierte Iodmesssystem zur Prozessdampfüberwachung der Dampfleitungen zur industriellen Fa. Cartaseta muss gemäss Richtlinie ENSI-G01 in die Erdbebenklasse EK II eingestuft werden. Für das Betriebserdbeben (OBE) muss seine Standfestigkeit nachgewiesen werden. Termin: 31.12.2024.

Forderung 4-20 (Hebezeuge)

Das KKG hat die Programme und Vorschriften für die wiederkehrenden Prüfungen und den Komponentenprüfplan ALD-M-QKP00074 auf Basis der KTA-Regel, Nr. 3903, Fassung 2020-12 «Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken» gemäss Tabelle 10-1 für sicherheitstechnisch klassierte Hebezeuge und die Brennelementwechselmaschine, anzupassen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 5-1 (Alterungsüberwachung)

Entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03 Kap. 5.4.1 Bst. c ist darzulegen, wie für die verschiedenen relevanten Alterungsmechanismen der alterungsbedingte Schadensfortschritt unter Berücksichtigung der eingesetzten Prüftechniken erfasst wird, welche Verbesserungsmassnahmen zur Erkennung detektierbarer Fehler vorgesehen sind und welche Massnahmen gegen das Auftreten von alterungsbedingten Schäden ergriffen werden. Termin: 31.12.2025.

Forderung 5-2 (Tropfenbildung an Leittechnikkabeln)

Das KKG hat die Einsatzdauer für die von Tropfenbildung betroffenen Leittechnikkabel zu bestimmen. Daraus ist der Abschlusstermin für die Umsetzung des Ersatzes der betroffenen Kabel festzulegen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 6-1 (Ereignisspektrum und Störfallliste)

a) Das KKG hat das Ereignisspektrum auf Vollständigkeit und Konformität entsprechend den Anforderungen der aktuellen Richtlinie ENSI-A01 zu überprüfen. Falls die Auswirkungen fehlender Ereignisse nicht durch andere technische Sicherheitsanalysen abgedeckt sind, sind die entsprechenden Sicherheitsanalysen zu ergänzen. Für die Erfüllung der Forderung sind zusätzlich die Ausführungen in Kap. 6.2 der Stellungnahme zu berücksichtigen.

b) Das KKG hat die Störfallliste (welche die Gesamtheit aller auslösenden Ereignisse umfasst) zu aktualisieren.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-2 (Neubestimmung von Eintrittshäufigkeiten)

Das KKG hat die Eintrittshäufigkeiten der Störfälle «Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems (im Ringraum und im Reaktorhilfsanlagengebäude)» und «Fehlöffnen des ersten Druckhaltersicherheitsventils» neu zu bestimmen und darauf basierend deren Störfallkategorisierung vorzunehmen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 6-3 (Berechnung von Hüllrohrtemperaturen)

Das KKG hat einen Freigabeantrag für die verwendeten Methoden zur Berechnung von Hüllrohrtemperaturen unter Siedebedingungen zu stellen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 6-4 (Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen)

Das KKG hat für das Fehlöffnen von Frischdampf-Abblase- oder Frischdampfsicherheitsventilen den Nachweis der ausreichenden Unterkritikalität, unter Berücksichtigung entsprechender konservativer Anfangs- und Randbedingungen (gemäss Richtlinie ENSI-A01), zu erbringen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-5 (Bruch einer Messleitung im Ringraum)

Das KKG hat den Störfall «Bruch einer Messleitung im Ringraum mit Einzelfehler», unter Berücksichtigung der Vorgaben des BHB und der aktuellen Anlagenkonfiguration, neu zu analysieren. Termin: 31.12.2024.

Forderung 6-6 (Absturz schwerer Lasten)

Das KKG hat für alle Hebezeuge die Eintrittshäufigkeit für den Absturz schwerer Lasten zu bestimmen. Zu jedem Szenario ist das Schadensbild aller betroffenen SSK, insbesondere auch der aktivitätsführenden Komponenten, anzugeben und aufzuzeigen, durch welche Sicherheitsanalysen das Ereignis abgedeckt ist. Wird auf die Bestimmung der Eintrittshäufigkeit verzichtet, ist entweder die Einhaltung der Nachweiskriterien für die Störfallkategorie 1 zu zeigen, oder der Nachweis zu erbringen, dass keine SSK bzw. aktivitätsführenden Ausrüstungen beschädigt werden. Termin: 30.06.2025.

Forderung 6-7 (Brennelementhandhabungsstörfall, Schadensumfangsanalyse)

Das KKG hat für den BE-Handhabungsstörfall innerhalb und ausserhalb des Containments sowie für das Externe Nasslager eine Schadensumfangsanalyse durchzuführen. Termin: 30.06.2026.

Forderung 6-8 (Interne Überflutung)

a) Das KKG hat die technische Sicherheitsanalyse «interne Überflutung» für den Ringraum gemäss Richtlinie ENSI-A01 durchzuführen.

b) Das KKG hat für alle betroffenen Raumbereiche aufzuzeigen, dass bei Fehlauslösung oder Bruch der Leitungen des Feuerlöschsystems ausreichende Zeitfenster für die Erkennung und Isolation zur Verfügung stehen. Hierbei sind gemäss Richtlinie ENSI-A01 auch Versagen von technischen Einrichtungen wie Leckageerkennung, Sumpfpumpen oder Absperrarmaturen explizit in die Einzelfehlerbetrachtung einzubeziehen.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-9 (Interner Brand)

Das KKG hat die technische Sicherheitsanalyse «interner Brand» für alle sicherheitsrelevanten Gebäude gemäss Richtlinie ENSI-A01 durchzuführen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-10 (Mitte-Loop-Betrieb)

Das KKG hat mögliche Störfallszenarien im Mitte-Loop-Betrieb zu identifizieren, deren Eintrittshäufigkeiten zu bestimmen und die Beherrschung basierend auf der entsprechenden Störfallkategorie und den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01 darzulegen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-11 (Technische Spezifikation zur I-131-Primärkühlmittelaktivitätskonzentration)

Das KKG hat dem ENSI einen Freigabeantrag zur Technischen Spezifikation betreffend BHB 2.3.3-1.1, Seite 1, v5, Index 3/19, einzureichen. Das KKG hat darin anzugeben, für welche Betriebsarten die begrenzende Betriebsbedingung (I-131-Primärkühlmittelaktivitätskonzentration) gilt. Es ist zu präzisieren, in welche Betriebsart und mit welcher Frist die Anlage nach Überschreitung der begrenzenden Betriebsbedingung zu bringen ist. Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-12 (Aktionsliste zu den radiologischen Analysen des KKG)

Es sind sämtliche in der «Aktionsliste der radiologischen Analysen» aufgeführten Verbesserungspunkte umzusetzen und die betroffenen radiologischen Analysen erneut dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2027.

Forderung 6-13 (Notstromfall)

Die radiologische Analyse zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) ist in folgenden Punkten für einen abdeckenden PKM-TS-Wert zu überarbeiten (unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation):

a) Die radiologische Analyse ist zusätzlich ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers durchzuführen, da aufgrund der Unterstellung eines Einzelfehlers ein Wechsel der Störfallkategorie erfolgt.

b) Bei freigelegter Leckstelle ist anzunehmen, dass die im austretenden Primärkühlmittel enthaltenen Nuklide ohne Rückhaltung in die Umgebung gelangen.

c) Der Störfall ist bis zur Beendigung der Freisetzungen zu untersuchen, d. h. bis der Dampferzeuger thermisch isoliert ist bzw. das Frischdampfsicherheitsventil geschlossen bleibt.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-14 (LOCA)

Die radiologische Analyse zu «Kleine/mittlere Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» und «Mittlere Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislauf» ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten, zu überarbeiten:

a) Die in der Analyse verwendete Schliesszeit für die Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle des Sicherheitsbehälters ist belegbar konservativ anzusetzen. Belegbar konservativ sind die nach Technischer Spezifikation maximal zulässigen Schliesszeiten. Sind keine spezifiziert, so sind sie festzulegen und in die Technische Spezifikation aufzunehmen.

b) Das Verhalten der Ringraumlüftung bei LOCA-Ereignissen hinsichtlich des Schliessens der Klappen 4TL30S104 und1TL30S105 ist abzuklären und zu belegen. Dazu sind insbesondere die jeweiligen Volumenströme der Ringraumabluft nach erfolgter SHB-Isolation vor und nach dem Schliessen der GBA-Ringraumklappen 4TL30S104 und1TL30S105 belegbar auszuweisen und in der radiologischen Analyse zu berücksichtigen.

c) Für den Filterabscheidegrad für die Aerosole der Ringraumabsaugung sind die Festlegungen in der Technischen Spezifikation zu verwenden. Sind keine spezifiziert, so sind sie festzulegen und in die Technische Spezifikation aufzunehmen.

d) Die Angaben zur Iodspeziation sind zu überarbeiten.

e) Für die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter ist für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Primärkreis freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sog. grossen Anlagenräume vorzunehmen (wie beim doppelendigen Kühlmittelleitungsbruch, Kap. 6.3.5.6).

Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-15 (Bruch Messleitung im Ringraum)

Die radiologische Analyse zum Bruch einer Messleitung im Ringraum ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten, zu überarbeiten:

a) Als Freisetzungsanteil für Radionuklide in Aerosolform ist bei einem Verdampfungsanteil von grösser als 10 % der berechnete Verdampfungsanteil anzusetzen. Es ist zu unterstellen, dass bei der Entspannungsverdampfung organisches und elementares Iod vollständig freigesetzt werden.

b) Die chemische Zusammensetzung des luftgetragenen Iodgemisches ist zu korrigieren und die Quellterme für die unterschiedlichen chemischen Formen des Iods sind aufzuführen.

c) Es ist eine inhomogene Durchmischung im Ringraum zu berücksichtigen.

d) Das KKG hat die veranschlagte Dauer für die Abgaben radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu begründen.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-16 (Bruch TA-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude)

Die radiologische Analyse zum Bruch einer Leitung des Volumenregelsystems im Hilfsanlagengebäude ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und Kap. 6.3.3 zu den PKM-TS-Werten, zu überarbeiten:

a) Als Freisetzungsanteil für Radionuklide in Aerosolform ist bei einem Verdampfungsanteil von grösser als 10 % der ermittelte Verdampfungsanteil anzusetzen.

b) Die chemische Zusammensetzung des luftgetragenen Iodgemisches ist zu korrigieren und die Quellterme für die unterschiedlichen chemischen Formen des Iods sind aufzuführen.

c) Es ist eine inhomogene Durchmischung im Reaktorhilfsanlagengebäude zu berücksichtigen.

d) Das KKG hat die veranschlagte Dauer für die Abgaben radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu begründen.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 6-17 (Brennelementhandhabungsstörfall, radiologische Analyse)

Die radiologische Analyse zum Brennelementhandhabungsstörfall ist unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und nach Bearbeitung der Forderung 6-7 zum Schadensbild in Kap. 6.2.6.2 zu überarbeiten. Es ist als Dekontfaktor für organisches Iod der Faktor 1 zu verwenden. Der Verbleib von organischem Iod im Beckenwasser ist nicht zu unterstellen. Die übrigen Iodspezies sind konservativ zu modellieren. Für die Durchmischung der Aktivität im Sicherheitsbehälter (Fall «Lagerbecken im Sicherheitsbehälter») ist für die Abgabe bis zum Lüftungsabschluss eine Verteilung der aus dem Beckenwasser freigesetzten Aktivität nur mit dem Volumen der sog. grossen Anlagenräume vorzunehmen. Termin: 30.09.2026.

Forderung 6-18 (Leck Leitung des Abgassystems)

Das KKG hat eine technische und radiologische Analyse zum Leck einer Leitung und zum Brand eines Aktivkohlefilters des Abgassystems zu erstellen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 6-19 (Strahlenexposition des Betriebspersonals beim Brennelementhandhabungsstörfall)

Die Analyse zur Strahlenexposition des Betriebspersonals beim Brennelementhandhabungsstörfall ist in folgenden Punkten, unter Beachtung von Kap. 6.3.1 zur Dokumentation und der Forderung 6-17 (siehe Kap. 6.3.5.15), zu überarbeiten:

a) Das KKG hat darzulegen, dass die in der Analyse verwendeten Randbedingungen konservativ sind (Fluchtzeit, Dekontfaktor für elementares Iod). Zudem ist als Dekontfaktor für organisches Iod der Faktor 1 zu verwenden. Der Verbleib von organischem Iod im Beckenwasser ist nicht zu unterstellen.

b) Für Iod sind die nuklidspezifischen Dosisfaktoren e_{inh} für die Inhalation entsprechend der chemischen Form (organisch, elementar) zu verwenden. Diese können bspw. der ICRP Publication No. 119 oder dem Anhang 5 der StSV entnommen werden.

Termin: 31.12.2026.

Forderung 6-20 (Radiologische Auswirkungen)

Das KKG hat im Rahmen der Notfallvorsorge für eine Beurteilung von Interventionsmöglichkeiten bei schweren Unfällen die zu erwartenden radiologischen Bedingungen für das Personal bei der Durchführung von Notfallmassnahmen abzuschätzen und in einem Bericht darzulegen, wie die Anforderungen aus Kap. 9 der Richtlinie ENSI-B12 erfüllt werden. Termin: 31.12.2026.

Forderung 7-1 (Massnahmen zur Reduktion der LERF)

Es sind Massnahmen zur Reduktion der LERF zu identifizieren und die Angemessenheit ihrer jeweiligen Umsetzung zu bewerten. Termin: 31.12.2024.

Forderung 7-2 (Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb)

Es sind folgende Abklärungen im Zusammenhang mit der Minimierung des Freisetzungsrisikos während des Stillstands durchzuführen:

a) Das KKG hat eine Minimierung des Freisetzungsrisikos aufgrund der geöffneten Containment-Entwässerungsleitungen im Stillstand zu prüfen. Hierzu ist:

   I. zu prüfen, ob die für die unterschiedlichen Konfigurationen getroffenen Modellannahmen den tatsächlichen Anlagenzustand geeignet repräsentieren. Sofern dies nicht der Fall ist, ist das Modell entsprechend anzupassen;

   II. zu prüfen, ob das Revisionsabstellprogramm so angepasst werden kann, dass vor Übergang in die Konfiguration C11 die Containment-Entwässerungsleitungen geschlossen werden.

   III. abzuklären, ob die Störfallvorschriften, welche für die in den Konfigurationen C8 bis C13 ausgelösten Störfälle anzuwenden sind, durch Anweisungen zum Schliessen der Containment-Entwässerungsleitungen anzupassen sind.

b) Bezüglich der Betriebszustände C12 und C13 ist zu prüfen, ob die Modellannahme, dass für diese Betriebszustände das Containment offen ist, der Betriebserfahrung und den Regelungen des Betriebshandbuches entspricht. Sofern dies nicht der Fall ist, ist das Modell entsprechend anzupassen.

Termin: 31.12.2024.

Forderung 8-1 (Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur»)

Das KKG hat die Regelungen im Kraftwerksreglement und anderen verbindlichen Dokumenten sowie die gelebte Praxis bezüglich der Involvierung der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» im ISA zu überprüfen, um sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe «Sicherheitskultur» weiterhin effektiv in den ISA einfliessen. Allfällige Anpassungen am Kraftwerksreglement und weiteren relevanten Dokumenten (z. B. Weisungen) sind vorzunehmen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 8-2 (Organisatorische Änderungen)

Das KKG hat in geeigneter Form zu erläutern, wie künftig organisatorische Änderungen systematisch abgewickelt und deren Wirksamkeit überprüft werden. Termin: 31.12.2025.

Forderung 8-3 (Validierung von Vorschriften BHB und NHB)

Das KKG hat die Handbücher zur Erstellung und Revision des BHB und des NHB hinsichtlich der Validierung von Änderungen zu prüfen:

a) Das KKG hat zu prüfen, ob spezifischere Anforderungen bezüglich der Validierung des Betriebshandbuchs, inklusive der Technischen Spezifikationen, formuliert werden sollten, z. B. in Form von Kriterien als Hilfestellung bei der Entscheidung, wann eine Prüfung am Simulator angezeigt bzw. erforderlich ist.

b) Das KKG hat zu prüfen, inwiefern die Überprüfung von neuen oder substantiell geänderten Vorgaben im NHB hinsichtlich ihrer praktischen Tauglichkeit unter möglichst realitätsnahen Bedingungen (Validierung) im Verfahrensablauf der NHB-Revision explizit geregelt werden sollte.

Termin: 31.12.2025.

Forderung 9-1 (Fluchtwegkonzept)

Bei Raumhöhen unter 6 m und Fluchtwegdistanzen über 35 m sind Nachweise zu erbringen, welche aufzeigen, dass flüchtende Personen im Brandfall genügend Zeit haben, den Ereignisraum zu verlassen. Alternativ kann auch ein anlagenbezogenes Fluchtwegkonzept erstellt werden, in welchem aufgezeigt wird, wie mit den

überlangen Fluchtwegen umgegangen wird (z. B. Brandabschnittswechsel, Evakuierungsräume, etc.). Termin: 31.12.2025.

Forderung 9-2 (Notanspeisung)

a) Das KKG hat spätestens bis zum Abschluss der Jahresrevision 2026 eine Verbindungsmöglichkeit mit einem externen Netz vorzubereiten und mittels eines Tests deren Funktionsfähigkeit aufzuzeigen.

b) Nach erfolgreichem Test ist das NHB mit den erforderlichen Anweisungen zur Herstellung der Verbindung eines externen Netzes und zur Einspeisung auf die 6-kV-Notstromschienen zu ergänzen.

Termin: 30.06.2026.

Forderung 9-3 (SAMG)

Das KKG hat sämtliche in der PSA-Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte bezüglich SAMG umzusetzen und ihre Umsetzung zu dokumentieren. Termin: 31.12.2024.

Forderung 9-4 (Probenahmekühler)

Für den Probenahmekühler ist die Möglichkeit einer Leckerkennung mit Auslösung automatischer Massnahmen zu untersuchen. Für die Sperrwasserkühler der Hauptkühlmittel-Pumpen und die Probenahmekühler ist auf der Niederdruckseite (TF) die Druckabsicherung zu untersuchen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 9-5 (Notfallausrüstung)

Es ist nachzuweisen, dass die mit den vorhandenen Pumpen der Notfallausrüstung (Tanklöschfahrzeug, die vor Ort gelagerte Pumpe und die im Feuerwehrmagazin befindlichen Motorspritzen) effektiv erzielbaren Einspeiseraten in den Reaktorkühlkreislauf, ins Brennelementbecken, ins Externe Nasslager und ins Ladebecken, unter Berücksichtigung der zu erwartenden Druckverluste (z. B. infolge der Höhe der Einspeisestutzen und infolge von Reibungsverlusten in Schläuchen und Rohrleitungen), ausreichend sind. Diese Einspeiseraten sind an geeigneten Stellen des NHB einzufügen. Termin: 31.05.2026.

Forderung 9-6 (Kommunikationsmittel)

Das KKG hat die Erfüllung der Anforderungen an die Kommunikationsmittel gemäss der aktuell gültigen Revision der Richtlinie ENSI-B12 zu überprüfen und zu bewerten. Termin: 31.12.2025.

Forderung 9-7 (Störfallinstrumentierung)

Die Störfallinstrumentierung im KKG ist anhand der Auslegungsvorgaben der aktuellen Richtlinie ENSI-G02 neu zu beurteilen und sicherheitstechnisch zu bewerten. Termin: 31.12.2025.

Forderung 10-1 (Integrität des RDB und der Kerneinbauten)

Das KKG wird aufgefordert, ein Konzept zum Umgang mit den Befunden an den KU- und KB-Schrauben mit dem Ziel zu erarbeiten, Risswachstum in strukturell tragende Querschnitte der Schrauben sowie die Entstehung loser Teile zu vermeiden. Dazu sind systematische periodische Prüfungen vorzusehen und numerische Analysen des potenziellen Rissfortschrittes durch Spannungsrisskorrosion, Ermüdung, Neutronenversprödung sowie deren Wechselwirkungen durchzuführen. Des Weiteren ist die Toleranz der Kernumfassung gegenüber dem Ausfall von KU- und KB-Schrauben zu analysieren, um eine Beschädigung der Kernumfassung bzw. das Auftreten von unerwünschten Spaltströmungen zu verhindern. Für den Fall, dass Schäden nicht ausgeschlossen werden können, ist ein Austauschkonzept vorzubereiten. Die internationalen Entwicklungen und Betriebserfahrungen zur Thematik sind zeitnah zu verfolgen. Termin: 31.12.2024.

Forderung 10-2 (Leck-vor-Bruch)

Das KKG wird aufgefordert, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Leck-vor-Bruch-Nachweise detaillierter zu analysieren und die Auswirkungen von neuen Trends und Entwicklungen auf

den Langzeitbetrieb zu bewerten. Insbesondere sind die Unterschiede der KTA 3206 im Vergleich zum SRP 3.6.3 (NUREG 800) und zum früheren Bruchausschlusskonzept zu bewerten. Des Weiteren sind die Leck-vor-Bruch-Nachweise mit Bezug auf die neuen seismischen Gefährdungsannahmen ENSI-2015 zu aktualisieren. Die Bewertung und die aktualisierten Leck-vor-Bruch-Analysen sind dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2025.

Forderung 10-3 (Notwendige Nachrüstmassnahmen)

Das KKG hat die vom ENSI in dieser Stellungnahme als notwendig eingestuften Nachrüstmassnahmen:

- Umbau des Notstandgebäudes und Ersatz der Lüftungsanlage im Rahmen des TP04 (Termin: 31.12.2028);
- Erweiterung des Notstandreaktorschutzes um die Funktionen «Automatisches Teilabfahren und 100-K/h-Abfahren» im Rahmen des TP05 (Termin: 31.12.2029); und
- die erweiterte Bedienbarkeit der verkürzten Nachkühlkette im Rahmen des TP07 (Termin: 31.12.2030)

im Rahmen des Projekts ERNOS umzusetzen.

Forderung 10-4 (Massnahmen Strangrevision)

Das KKG hat zu prüfen, welche Verbesserungsmassnahmen möglich sind, um im Anforderungsfall bei einer Strangrevision des Notstandsystems mit unterstelltem Ausfall eines Notstandsdiesels auf Massnahmen vor Ort verzichten zu können. Die Ergebnisse der Prüfung sind dem ENSI einzureichen. Termin: 31.12.2025.

Anhang 1: Abkürzungen

AH	Abstandhalter
ALARA	As low as reasonably achievable
AM	Accident management
ANPA	Anlageparameter(-System)
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ATWS	Anticipated transient without scram
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
AÜP-E	Alterungsüberwachungsprogramm im Bereich Elektrotechnik
Axpo	Axpo Power AG (vormals NOK)
BAG	Bundesamt für Gesundheit
BE	Brennelemente
BHB	Betriebshandbuch
BJ	Betriebsjahre
BK	Bauwerksklasse
BS	Brennstab
BSK	Brandschutzklappen
CCF	Common cause failure
CDF	Core damage frequency
CRUD	Chalk River Unidentified Deposits
DE	Dampferzeuger
DFU	Druckführende Umschliessung
DH	Druckhalter
EDIS	Environmental Direct Ion Storage
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
EOL	End of Life
EPR	European pressurized reactor (Framatome)
EPRI	Electric Power Research Institut
ERNOS	ERweiterung Notstand-Systeme (Projekt)
ERSIM	Projekt Erhöhung der Sicherheitsmargen
EVA	Einwirkungen von aussen
EVI	Einwirkungen von Innen
EXAR	Projekt Gefahrengrundlagen für Extremhochwasser an Aare und Rhein
FAMOSi	Fatigue monitoring system-integrated
FDF	Fuel damage frequency
FDU	Frischdampfumleitung
FV	Fussel-Vesely(-Importanz)
FwG	Feuerwehrgesetz
FwV	Verordnung zum Feuerwehrgesetz

GIP	Generic implementation procedure
GPSA	Gösgen Probabilistische Sicherheitsanalyse
GSKL	Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HCLPF	High confidence of low probability of failure
HEP	Human error probability
HF	Human factors
HKML	Hauptkühlmittelleitungen
HKMP	Hauptkühlmittelpumpen
HOFE	Human and organisational factors engineering
HPO	High performance organisation
HRA	Human reliability analysis
HRO	High reliability organisation
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (Vorgängerorganisation ENSI)
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICCDP	Incremental conditional core damage probability
INES	International nuclear and radiological event scale
IRWST	In-containment refueling water storage tank
ISA	Interner Sicherheitsausschuss
KATAM	GSKL-Katalog der Alterungsmechanismen
KEG	Kernenergiegesetz
KEV	Kernenergieverordnung
KKG	Kernkraftwerk Gösgen-Däniken
KMS	Kugelmesssystem
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
KWSL	Kühlwasserschutzlogik
LB	Leistungsbetrieb
LERF	Large early release frequency
LETA	LEittechnikTAusch (Projekt)
LOCA	Loss of coolant accident
MADUK	Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke
NHB	Notfallhandbuch
NL	Nachladung
NLB	Nichtleistungsbetrieb
NRC	Nuclear Regulatory Commission (US-amerikanische Behörde)
ODL	Ortsdosisleistung
OEM	Original equipment manufacturer
PAR	Passive autokatalytische Rekombinatoren
PDS	Plant damage state

PEGASOS	Projekt PEGASOS (probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz)
PKA	Primärkreisabschluss
PKM	Primärkühlmittel
POS	Plant operation states
PRODIS	Prozessdaten-Informations-System
PRP	PEGASOS Refinement Project
PRP-IH	PEGASOS Refinement Project Intermediate Hazard
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PTS	Pressurized thermal shock
PUR	«Peak unten»-Reaktorleistungsbegrenzung
RABE	Rasche Alarmierung der Bevölkerung
RAW	Risk achievement worth
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RKS	Reaktorkühlsystem
RSB	Reaktorsicherheitsbehälter
SAMG	Severe accident management guidance
SBO	Station blackout
SE	Sicherheitsebene
SE	Steuerelementen
SFK	Störfallkategorie
SHB	Sicherheitsbehälter
SIB	Sicherheitsbericht
SLERF	Stillstands-LERF // Shutdown Large Early Release Frequency
SPAR-H	Standardized plant analysis risk – HRA
SPDS	Safety parameter display system
SpRK	Spannungsrisskorrosion
SRP	Standard review plan
SS	Steuerstäbe
SSA	Sicherheitsstatusanalyse
SSE	Safe shutdown earthquake
SSK	Strukturen, Systeme und Komponenten
Suva	Schweizerische Unfallversicherungsanstalt
SVTI	Schweizerischer Verein für technische Inspektionen
SWT	Stand von Wissenschaft und Technik
T/L-Behälter	Transport- und Lagerbehälter

THERP	Technique for human error rate prediction
TRAR	Total Risk of Activity Release
TS	Technische Spezifikation
TUSA	Turbinenschnellabschaltung
UBEK	Unabhängiger Beckenkühlkreis
UCF	Unit capability factor
UCLF	Unplanned capacity loss factor
VAB	Volumenausgleichsbehälter
VAL	Volumenausgleichsleitung
VGB	Technischer Verband der Energieanlagen-Betreiber
VKF	Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen
WANO	World Association of Nuclear Operators
WDK	Wasser-Dampf-Kreislauf
WHP	Wiederholungsprüfprogramm
WSPL	Wasserspiegellage
ZfP	Zerstörungsfreie Prüfungen
Zwilag	Zwischenlager Würenlingen AG

Anhang 2: Referenzen

KKG-Dokumente

ALD-C-88083 KKG, «Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenschutzmesstechnik PSÜ 2018», ALD-C-88083 v2, 22.03.2018

ALD-D-38664 KKG, «Zusammenstellung und Bewertung der gültigen Störfallanalysen des KKG», ALD-D-38664 v5.0, 05.12.2017

ALD-E-32190 KKG, «Störfallklassifizierungsmatrix SKMeK», ALD-E-32190 v5, 06.06.2015

ALD-E-32191 KKG, «Störfallklassifizierungsmatrix SKMSi», ALD-E-32191 v9, 13.06.2018

ALD-E-32192 KKG, «Störfallklassifizierungsmatrix SKSsM», ALD-E-32192 v3, 6. 06.2015

ALD-E-32193 KKG, «Störfallklassifizierungsmatrix SKMuB». ALD-E-32193 v10, 13. 06.2018

ALD-E-41667 KKG, «Blitzschutzkonzept» ALD-E-41667 v4, 29.04.2013

ALD-E-41825 KKG, «KKG, Liste 0E-klassierte Systeme» ALD-E-41825 v08, 29. 06.2017

ALD-D-31094 KKG, «Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerks Gösgen-Däniken (Störfallliste)», ALD-D-31094, 01.10.2008

ALD-D-38664 KKG, «Zusammenstellung und Bewertung der gültigen Störfallanalysen des KKG», ALD-D-38664 v5.0, 05.12.2017

ALD-D-39119 KKG, «Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenschutzmesstechnik», ALD-D-39119 v3, 27.02.2014

ALD-M-1999 KKG, «Liste der sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen mit E-Antrieb», ALD-M-1999-002 Rev.2, 17.03.2003

ALD-M-92497 KKG, «Screening der Rohrleitungen der SK1 bis SK3 bezüglich Ermüdung gemäss ENSIB01 Anhang 6», ALD-M-92497 v1, 08.02.2018.

ALD-S-89991 KKG, «PSÜ 2018; Sicherheitsstatusanalyse (SSA) Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (KKG) mit Druckwasserreaktor», ALD-S-89991, 29. August 2018

ALD-S-91216 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung RA», ALD-S-91216 v2, 30.06.2021

ALD-S-92423 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung TA, TA81/82», ALD-S-92423 v4, 01.12.2021

ALD-S-92452 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung EY», ALD-S-92452 v1, 11.12.2018

ALD-S-92453 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung FY», ALD-S-92453 v1, 07.12.2018

ALD-S-92456 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung TL», ALD-S-92456 v2, 7.12.2018

ALD-S-92458 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung RS», ALD-S-92458 v2, 14.10.2021

ALD-S-92459 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung RX/VX», ALD-S-92459 v2, 30.06.2021

ALD-S-92448 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung YB», ALD-S-92448 v1, 22.08.2018

ALD-S-92450 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung YD», ALD-S-92450 v2, 30.08.201

ALD-S-92451 KKG, «PSÜ 2018 – Systembewertung YP», ALD-S-92451 v2, 04.09.2018

ANO-D-65494 KKG, «Schulungsunterlage für die Aspekte Human Factors bei der Gestaltung von Dokumenten», ANO-D-65494 v1, 2014

ANO-M-62656 KKG, «Konzept für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke BK I und BK II», ANO-M-62656 v1, 19.12.2012

ANO-M-93064 KKG, «Konzept für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke BK I und BK II, ENSI-Geschäft Nr. 17/12/046», ANO-M-93064 v1, 02.04.2019

ANO-M-93118 KKG, «PSÜ 2018, Forderung 4-2 Mauerwerkswände», ANO-M-93118 v2, 29.10.2019

ANO-M-93119 KKG, «PSÜ 2018, Forderung 4-3 Befestigungen», ANO-M-93119 v1, 12.12.2019

ANO-S-92931 KKG, «Sicherheitsbeurteilung – Auswirkungen eines Unfalls bei der Fa. Saltech auf KKG», ANO-S-92931, 26.08.2019

ANO-S-92935 KKG, «PSÜ 2018 – ENSI-Grobprüfung – Ergänzende Erläuterungen zur Forderung 2-2 (Seismologie)», ANO-S-92935, 16.09.2019

ANO-S-92939 KKG, «PSÜ 2018 ENSI-Grobprüfung – Ergänzende Erläuterungen zur Forderung, 2-1 (Geologie)», Rev. 1, ANO-S-92939, 6. 09.2019

ANO-S-92944 KKG, «PSÜ 2018 – ENSI-Grobprüfung – Ergänzende Erläuterungen zur Forderung 2-3 (Hydrologie)», ANO S 92944, 16. 09.2019

ANO-S-92945 KKG, «PSÜ 2018 zu Grobprüfung 6-1, 6-2, 6-3», ANO-S-92945, 22.11.2019

ANO-S-92949 KKG, «ENSI Nachforderung 9-2 Informationen betreffend Leck im HD-Kühler der HKMP 19/062», ANO-S-92949, 7.10.2019

ANO-S-92950 KKG, «PSÜ 2018, Beantwortung der Forderung 10-2, Bewertung des Leck-vor-Bruch Nachweises», Aktennotiz ANO-S-92950, 09.10.2019

ANO-S-92954 KKG, «Nachforderung 10-1 (p-T-Grenzkurven) aus der PSÜ 2018», Aktennotiz ANO-S-92954, 22.11.2019

ANO-S-93064 KKG, « GPSA191 und SPSA19, Komponentenliste gemäss ENSI A06, CDF, FDF, LERF, SLERF», ANO-S-93064 Rev. 1, 27.08.2021

BER-08-002 KKN AG, «Rahmenbewilligungsgesuch für ein neues Kernkraftwerk im Niederamt, Sicherheitsbericht», BER-08-002, 2009

BER-B-92678 KKG, «Sicherheitsindikatoren der Betriebserfahrung, Verlauf, Vergleich, festgestellte Schwachstellen», BER-B-92678, 16.11.2018

BER-B-92690 KKG, «Vorkommnisbearbeitung, Ursachen, Erkenntnisse, Folgerungen», BER-B-92690, 27.11.2018

BER-B-92691 KKG, «PSÜ 2018 – Beurteilung der Sicherheitsleistung des KKG nach dem systemischen Ansatz», BER-B-92691, 01.12.2018

BER-C-29868 KKG, «PSÜ 2008 – Radiologie; Überprüfung des Zonenkonzepts», BER-C-29868 v1, 13.11.2008

BER-C-45265 KKG, «Beurteilung des Risikos einer Überschreitung der zulässigen Jahresdosis – Analyse zum INES 2-Ereignis im KKB 2009», BER-C-45265 v1, 31.08.2010

BER-C-85337 KKG, « Grobkonzept für neues Dosimetriesystem», BER-C-85337 v1

BER-C-92653 KKG, «PSÜ 2018 Betriebserfahrungsbericht (Teil Chemie)», BER-C-92653, 08.03.2018

BER-C-92657 KKG, «PSÜ-2018-Organisation und Personal», BER-C-92657 v1, 14.06.2018

BER-C-92658 KKG, «PSÜ 2018 – Betriebserfahrungsbericht, Teil radioaktive Abfälle», BER-C-92658 v2, 17.01.2018

BER-C-92659 KKG, «PSÜ 2018 – Notfallvorsorge und Notfallmanagement», BER-C-92659, 11.10.2018

BER-C-92682 KKG, «PSÜ 2018, Betriebserfahrungsbericht, Kapitel 4, Strahlenschutz und Kapitel 6 Umgebungsüberwachung», BER-C-92682, 26.09.2018

BER-C-92683 KKG, «PSÜ 2018, Betriebserfahrungsbericht Kapitel 7.9 Radioaktivtransporte», BER-C-92683, 21.03.2018

BER-C-92747 KKG, «PSÜ 2018 Nachforderung ENSI aus der Grobprüfung zu 'Personal und Organisation», BER-C-92747 v1, 2019

BER-D-31708 KKG, «Ausschleusen eines kontaminierten Gegenstandes», BER-D-31708 v1

BER-D-33022 KKG, «Zusammenfassung der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG, 2008», BER-D-33022, 02.11.2009

BER-D-41374 BER-D-41374 KKG, «BER-D-41374, Jodproblematik in der Revision 2009», BER-D-41374 v1, 2009

BER-D-50597 KKG, «Marginale Edelgasfreisetzung in den Raum B0466 nach dem Öffnen einer Verschraubung am TS-System», BER-D-50597 v1

BER-D-57007 KKG, «Deterministischer Erdbebennachweis zur Erfüllung der ENSI-Verfügungen nach den Fukushima-Ereignissen», BER-D-57007, 30.03.2012

BER-D-57675 KKG, «Radiologischer Bericht über die Dosisbelastung nach Erdbeben zur Erfüllung der ENSI-Verfügungen nach dem Fukushima-Ereignis», BER-D-57675, 29.03.2012

BER-D-85862 KKG, «Abteilungsübergreifende HOF-Analyse der Vorkommnisse der Jahre 2013 bis 2015», BER-D-85862, 28.04.2016

BER-D-92568 KKG, «Nr. 2016-26; Auffälligkeiten beim Brandschutzklappen-Test im Schaltanlagengebäude», BER-D-92568, 10.03.2017.

BER-D-87605 KKG, « Marginale Aerosolfreisetzung im Kugelmessraum», BER-D-87605 v1

BER-E-92640 KKG, «PSÜ 2018 Zusammenfassender Bericht AüP E-Technik», BER-E-92640 v2, 21.11.2018

BER-E-92665 KKG, «PSÜ 2018 – Elektrotechnik – Betriebserfahrung und Zustand der SSK», BER-E-92665 v3, 22.11.2018

BER-E-92802 KKG «Bewertung der Tropfenbildung an Leittechnikkabeln und Ableitung von allfälligen Massnahmen», BER-E-92802, 9.10.2019

BER-E-92806 KKG, «Qualifikation_aller_für_die_Störfallbeherrschung_benötigten_Komponenten» BER-E-92806 v1 31.10.2019

BER-F-92394 KKG, «PSÜ 2018 – Periode 2008 – 2017 – Erfahrungsbericht Brennstoff», BER-F-92394 v2.0, 10.08.2018

BER-M-2000 KKG, «Übersicht der Verankerungen von Komponenten in Baustrukturen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz», BER-M-2000-0020 v1, 22.06.2000

BER-M-61899 KKG, «Sonderprüfprogramm Austenitische Armaturen mit asbesthaltigem Dichtungs- und Packungsmaterial», BER-M-61899, 17.12.2012

BER-M-71669 KKG, «Ermüdungsbericht Maschinentechnik – Jährliche Bewertung», BER-M-71669 v5, 07.03.2018

BER-M-75849 KKG, «Instandhaltungskonzept Primärcontainment», BER-M-75849 v1, 16.12.2014

BER-M-92748 KKG, «PSÜ 2018 Aus- und Weiterbildung Abt. Maschinentechnik intern / Fremdpersonal», BER-M-92748 v1, 2017

BER-M-92759 KKG, «Aktualisierung von Normen, Sicherung von Know-how sowie Verfügbarkeit von Bauteilen im kerntechnischen Bereich im Sinne der EOL-Betrachtung», BER-M-92759 v2, 2018

BER-M-92803 KKG, «PSÜ 2018 – Alterungsüberwachung der Abteilung Maschinentechnik», BER-M-92803 v2, 29.08.2018

BER-M-92848 KKG, «KKG; Konzept Ersatz Brandschutzklappen (BSK) Hierarchiestufe 1», BER-M-92848 v1, 20.09.2018

BER-M-92852 KKG, «Konzept Ersatz Brandschutzklappen (BSK) Hierarchiestufe 1», BER-M-92852, 26.09.2018

BER-M-92881 KKG, «Konzept Nachrüstung BSK-Antrieb Hierarchiestufe 1-3», BER-M-92881, 19.12.2018

BER-M-92939 KKG, «Bericht zur Erfüllung der Nachforderung 5-1 der Grobprüfung der PSÜ 2018», BER-M-92939, 11.10.2019

BER-M-92952 KKG, «PSÜ 2018, Nachforderung 4-6 (Fluchtwege)», BER-M-92952, 25.11.2019

BER-S-88497 KKG Kriterienkatalog LTO Sicherheitsanalyse Maschinentechnik , BER-S-88497, 24.06.2016

BER-S-92623 KKG, «PSÜ 2018 – Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb», BER-S-92623, 13.12.2018

BER-S-92636 KKG, «Aus- und Weiterbildung technisch-wissenschaftliches Personal der Abteilung S», BER-S-92636 v1, 2017

BER-S-92637 KKG, «PSÜ 2018 – Leitbericht Betriebserfahrung und Zustand der SSK», BER-S-92637, 27.11.2018

BER-S-92642 KKG, «Übergeordneter Bericht gemäss ENSI-A03 zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse», BER-S-92642, 05.12.2018

BER-S-92648 KKG, «Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ 2018», BER-S-92648, 17.12.2018

BER-S-92650 KKG, «PSÜ 2018 – Leitbericht Alterungsüberwachung Maschinentechnik», BER-S-92650, 16.11.2018

BER-S-92653 KKG, «PSÜ 2018 – Leitbericht Alterungsüberwachung Elektrotechnik», BER-S-92653, 16.06.2018

BER-S-92657 KKG, «Programm zur Erhöhung der Sicherheitsmargen für den Langzeitbetrieb des KKG. Massnahmen für den Zeitraum 2018-2027», BER-S-92657, 29.11.2018

BER-S-92660 KKG, «PSÜ 2018 Stand der Forderungen», BER-S-92660, 21.10.2018

BER-S-92677 KKG, «Harmonisierung mit internationalen Vorgaben», BER-S-92677, 3. Dezember 2018

BER-S-92679 KKG, «Stand von Wissenschaft und Technik sowie Nachrüstmassnahmen, ENSI-A03/d, 5.2.8.c/d», BER-S-92679, 18.10.2018

BER-S-92681 KKG, «PSÜ 2018 – Leitbericht Alterungsüberwachung Bautechnik», BER-S-92681, 23.07.2018

BER-S-92685 KKG, «PSÜ 2018 – Betriebserfahrungsbericht für die Periode 20018-2017», BER-S-92685 v2, 12.12.2018

BER-S-92687 KKG, «Leitbericht zur Bewertung der Auslegungsvorgaben von Strukturen, Systemen und Komponenten», BER-S-92687, 07.12.2018

BER-S-92690 KKG, «Bewertung der Erdbebensicherheit mit Berücksichtigung der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015», BER-S-92690, 08.12.2018

BER-S-92693 KKG, «PSÜ-2018 Leitbericht Technologische Alterung», BER-S-92693, 19.12.2018

BER-S-92694 KKG, «PSÜ-2018 Leitbericht deterministische Sicherheitsanalysen für externe Ereignisse», BER-S-92694, 06.12.2018

BER-S-92738 KKG, «PSÜ 2018 Grobprüfung. Ergänzende Informationen zur Nachforderung 6-4 (Radiologische Störfallanalysen)», BER-S-92738, 16.11.2019

BER-S-92744 KKG, «Bericht zur Erfüllung der Forderung 4-5 (Zustand Brandschutz) aus der Stellungnahme zur Grobprüfung der vom KKG zur Prüfung 2018 eingereichten Dokumente», BER-S-92744, 2019

BER-S-92747 KKG, «Konzept für die Nachweisführung der Erdbebensicherheit des KKG für die Gefährdungsannahmen ENSI-2015- Übergeordnete Aspekte», BER-S-92747 v1, 27.10.2016

BER-S-92855 KKG, «PSÜ 2018 – Reaktodruckbehälter-Bestrahlungsprogramm», BER-S-92855, Rev.1, 27.09.2018

BRI-C-79201 KKG, «Abschluss der Überprüfung des Zonenkonzepts», BRI-C-79201, 2015

BRI-C-80817 KKG, «Freigabeantrag, Biozidbehandlung Hauptkühlwasser, zusätzliche Informationen, ENSI-Geschäft Nr. 17/15/009», BRI-C-80817, 23.10.2015

BRI-E-92869 KKG, «ENSI – Informationen zum Leittechniktausch-Programm», Brief BRI-E-92869, 01.06.2021

BRI-E-92981 KKG, «ENSI 17/22/027 – Werkstask KKG22.0009 – Rütteltischtest oder Komponentenersatz», BRI-E-92981, 13.12.2022

BRI-L-301 Frameatome, «ERNOS TP08: Sicherheitstechnische Bewertung der Notstand-Abblaseleitung und der Not-stands-Sicherheitseinspeisepumpen (NSEP), BRI-L-301, 28.07.2022

BRI-M-93004 KKG, «Vorläufige Stellungnahme ‹übergeordnetes Konzept Ersatz Brandschutzklappen› – Freigabeantrag H1Ü – Forderung 1 – Sofortmassnahmen», BRI-M-93004 v1, 28.02.2018

BRI-M-93175 KKG, «Freigabeantrag Hierarchiestufe 1 bis 3 Nachrüstung BSK mit elektrischem Antrieb», BRI-M-93175, 10.10.2018

BRI-S-92273 KKG, «PSÜ 2018: Einreichung Konzept», BRI-S-92273, 5. Dezember 2016

BRI-S-92548 KKG, «Dokumentation zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2018 (PSÜ 2018)», BRI-S-92548, 21.12.2018

BRI-S-92589 KKG, Brief «Daten um die Detailprüfung der radiologischen Sicherheitsanalysen vorzunehmen», Referenz BRI-S-92589, 31.10.2019

BRI-S-92688 KKG, «PSU 2018, 1. Systempaket aus Grobprüfung Nachforderung 4-1», BRI-S-92688, 30.06.2021

BRI-S-92706 KKG, «PSÜ 2018, 2. Systempaket aus Grobprüfung Nachforderung 4-1», BRI-S-92706, 15.10.21

BRI-S-92717 KKG, «Einreichung der revidierten Systembewertungen, IST-Stand der Funktionsnachweise, Systempaket 3», BRI-S-92717, 30.11.21

FOR-M-43881 KKG, «Wartung, Prüfung Brandschutztüren», FOR-M-43881

HDB-B-30837 KKG, «Schichtanweisung Nr. 1. Dokumentenwesen in der Abteilung Betrieb», Handbuch, HDB-B-30837, v2, Dezember 2015

HDB-B-77612 KKG, «Verfahrensablauf BHB-Revision», Handbuch, HDB-B-77612, v2, November 2016

HDB-B-78910 KKG, «Verfahrensablauf NHB-Revision», Handbuch, HDB-B-78910, v3, Juni 2017

HDB-C-1000 KKG, «Chemiehandbuch», KKG-Handbuch, HDB-C-1000, Rev.11, 15.07.2016

HDB-D-19319 KKG, «Notfallhandbuch», HDB-D-19319 v16, 29.11. 2016

HDB-E-8 KKG, «Handbuch zur 1E-Komponentenliste» HDB-E-0008 v14, 13.06.2018

HDB-E-11 KKG, «Handbuch zum Alterungsüberwachungsprogramm für die Elektrotechnik», HDB-E-0011 v15, 20.12.2018

KWU-1 KWU, «Funktionsfähigkeits- und Integritätsnachweis beim Abschaltversagen von Armaturen mit E-Antrieb, KKW Gösgen-Däniken», Best. Nr. 27766 vom 25.5.1989, UB431/1989/074 b vom 16. August 1989

KWU-2 KWU, «Absteuerversagen bei Armaturen, DWR 1300 MW», VRS/86/127 a, 23. 09.1986

PEG-L-7 ENSI, «Freigabeantrag für die Hierarchiestufe 1 – 3 für die Nachrüstung der Nordluft-Brandschutzklappen mit elektrischem Antrieb», PEG-L-7, 18.01.2019

PEG-E-32225 Framatome, RSS: Verfahrenstechnische Aufgabenstellung (Level 3) für das Reaktorschutzsystem im ungesicherten Bereich (YZ), PEG-E-32225 v5, 13.02.2020

PEG-M-812 Framatome, «Bestimmung und Bewertung der RT_{ref} für den RDB des Kernkraftwerks Gösgen-Däniken unter Verwendung der aktualisierten Neutronenfluenzen 2017», PEG-M 812 v2 (D02-ARV-01-111-616 Rev. A), 21.02.2018

PEG-M-933 KKG, «Alterungsüberwachung sicherheitstechnisch klassierter Bauwerke», PEG-M-933 v1, 26.03.2018

PEG-M-934 Hochtief IKS Schweiz, «KKG, Alterungsüberwachung sicherheitstechnisch klassierter Bauwerke, AÜP-Bautechnik: Bericht zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2018 bis Oktober 2017 (PSÜ 2018)», PEG-M-934 v1, 26.03.2018

PEG-M-1202 Gantner, «Ermüdungsüberwachung KKG FAMOSi überschlägige Ermüdungsbewertung Betriebszyklus 2016 bis 2017», PEG-M-1202 v1, 04.07.2017

PEG-S-85 Amtec, «PSÜ-2018 LTO Sicherheitsnachweis Druckhalter YP10 B001», PEG-S-85 v3, Lauffen am Neckar, 02.07.2018

PEG-S-172 GCR, «Task 4.1; SCC screening – Technological Comparison of KKG with Belene NPP Project» PEG-S-172 v1, Februar 2018

PEG-S-173 GCR, «Task 4.2; Comparison of the safety concepts, Main Report – Technological Comparison of KKG with Belene NPP Project»PEG-S-173 v1, Februar 2018

PEG-S-174 GCR, «Task 4.3; Comparison of PSA results – Technological Comparison of KKG with Belene NPP Project»PEG-S-174 v1, Februar 2018

PEG-S-175 GCR, «Task 4.5; Summary report – Technological Comparison of KKG with Belene NPP Project», PEG-S-175 v1, Februar 2018

PEG-S-182 Framatome, «Arbeitsbericht Obsoleszenz im KKG – Vergleichsanlage EPR PDF», PEG-S-182, 15.03.2018

PEG-S-215 Amtec, «PSÜ-2018 LTO Sicherheitsnachweis Hauptkühlmittellei-tung YA», PEG-S-215 Index c, Lauffen am Neckar, 03.07.2018

PEG-S-216 Amtec, «PSÜ-2018 LTO Sicherheitsnachweis Hauptkühlmittel-pumpe YD10/20/30 D001», PEG-S-216 v1 Index c, Lauffen am Neckar, 03.07.2018

PEG-S-217 Amtec, «PSÜ-2018 LTO Sicherheitsnachweis Dampferzeuger YB10/20/30 B001», PEG-S-217 v1 Index c, Lauffen am Neckar, 03.07.2018

PEG-S-236 Framatome, «Sicherheitsnachweis für Langzeitbetrieb zum Notstandsystem RX», PEG-S-236 v2, 02.08.2018

PEG-S-237 Framatome, «Sicherheitsnachweis für Langzeitbetrieb zum Brunnenwassersystem VX», PEG-S-237 v2, 02.08.2018

PEG-S-238 Framatome, «Sicherheitsnachweis für Langzeitbetrieb zum RS-Notspeisesystem», PEG-S-238 v2, 30.07.2018

PEG-S-251 Amtec, «PSÜ-2018 LTO Sicherheitsnachweis Reaktordruckbehälter YC10B001 und Kerneinbauten YE01B001/B002», PEG-S-251 Index b, Lauffen am Neckar, 09.11.2018

PEG-S-271 Amtec, «PSÜ-2018 LTO Sicherheitsnachweis Sicherheitsbehäl-ter XA00B001», PEG-S-271 v1 Index a, Lauffen am Neckar, 2018

PEG-S-385 ENSI, «Aktennotiz Ergebnisse der Grobprüfung der zur PSÜ KKG 2018 eingereichten Unterlagen», Aktennotiz PEG-S-385, v1.0, 19.07.2019

PEG-S-389 Framatome, «ATWS bei Turbinenschnellschluss mit Bypass-Versagen ohne Einzelfehler», PEG-S-389 v1 (D02-ARV-01-140-083), 24.04.2019

PEG-S-498 Framatome, «Deterministische Erdbebennachweise (ENSI-2015) – Bewertung höher belasteter Halterungen der Frischdampfleitungen (RA) anhand der Altnachweise», PEG-S-498 v1, 08.09.2020

PEG-S-576 AFRY, «Sicherheitsnachweis der Hebezeuge des KKG gegen abstürzende Lasten», 115003965-001, PEG-S-576 Rev. 2 vom Juli 2021

PEG-X-29709 AREVA, «Radiologische Betrachtungen zur maximal möglichen Kühlmittelaktivität unter Berücksichtigung der Auslegungsstörfälle», PEG-X-29709 (NGPS4/2003/de/0027) , 30.04.2003

PEG-X-33331 KKG, «Aspekte der Sicherheitskultur», PEG-X-33331, 11.12.2009

PEG-X-33552 AREVA, «KKG RDB-Bestrahlungsprogramm Gradientenkapseln 1.31, 2.31 und 3.31 und 3. Kratzprobenahme von der RDB-Plattierung», PEG-X 33552 (NEPR-G/2007/de/3510 Rev. C), 17.11.2008

PEG-X-34582 AREVA, «KKG RDB-Bestrahlungsprogramm, Fluenzbestimmung E > 1 MeV der Probensatze 1-3», PEG-X 34582 (NEPR-G/2009/de/3505 Rev. C), 24.03.2010

PEG-X-44422 AREVA, «Handbuch zur Installation ei-nes Ermüdungsüberwachungssystems», PEG-X-44422 (PEEA-G/2012/de0058 Rev. A), 31.07.2012

PEG-X-45258 AREVA, «KKG-D: Störfallablauf eines Erdbebens mit Beherrschung durch die Notstandssysteme (Nachzer-fallswärme 106% + 2 Sigma)», PEG-X-45258, PEPR-G/2012/de/0120, 26.09.2012

PEG-X-46837 AREVA, «Auswertung der RDB-Standardbestrahlungsprobensätze des KKW Gösgen hinsichtlich UVEK-Kriterien», PEG-X 46837 (PTCM-G/2012/de/0340 Rev. A), 04.03.2013

PEG-X-47860 STEAG, «Technischer Bericht Ermittlung der mechanischen und thermischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf die Abfalllager LAA und MAA des Kernkraftwerkes Gösgen (KKG)», PEG-X-47860, 26.04.2016

PEG-X-48657 STEAG, «Ermittlung der radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf die Abfalllager LAA und MAA des Kernkraftwerkes Gösgen (KKG)» PEG-X-48657 v5, 21.04.2016

PEG-X-51198 AF-Consult Switzerland AG, «Bericht über Kühlwasserversorgung des KKG bei extremen Ereignissen – Trockenheit und Hochwasser», PEG-X-51198 v3.0, 07.11.2013

PEG-X-51601 Hochtief IKS Schweiz, «Alterungsüberwachung Bautechnik, Steckbrief AÜP ZA00/ZB00-0001», PEG-X-51601 v2, 29.09.2017

PEG-X-51708 AREVA, «Analyse von Prozessen zur BE-Handhabung im Ringraum», PEG-X-51708 v2 (D02-ARV-01 -024-591), 30. April 2014

PEG-X-51712 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch bei Volllast, mit Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung und Einzelfehler», PEG-X-51712 (D02-ARV-01-033-982, Rev. B), 11.12.2013

PEG-X-51713 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch bei Nulllast, ohne Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung und mit Einzelfehler», PEG-X-51713 v2 (D02-ARV-01-034-423 Rev. C), 04.11.2015

PEG-X-51731 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch bei Volllast, mit Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung und ohne Einzelfehler», PEG-X-51731 (D02-ARV-01-032-375 Rev. D), 27.07.2017

PEG-X-51732 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch bei Volllast, ohne Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung und mit Einzelfehler», PEG-X-51732 (D02-ARV-01-033-384, Rev. B), 12.12.2013

PEG-X-51733 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch bei Volllast, ohne Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung und ohne Einzelfehler», PEG-X-51733 v2 (D02-ARV-01-034-721 Rev. D), 27.07.2017

PEG-X-51734 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch bei Nulllast, ohne Kühlmittelmassen- und Kühlmitteldruckbegrenzung und ohne Einzelfehler», PEG-X-51734 v2 (D02-ARV-01-035-135 Rev. B), 04.11. 2015

PEG-X-51782 AREVA, «Szenario (1) für Post-LOCA-Studie: Dosisbelastung für das Personal bei verschiedenen Operateurhandlungen im Notfall», PEG-X-51782 (D02-ARV-01-034-025), 13.12.2013

PEG-X-51783 AREVA, «Szenario (2) für Post-LOCA-Studie: Dosisbelastung für das Personal bei verschiedenen Operateurhandlungen im Notfall», PEG-X-51783 (D02-ARV-01-034-026), 13.12.2013

PEG-X-52153 AREVA, «Abschlussdokumentation PTS-Analysen 2012 Standardteil», PEG-X 52153 (D02-ARV-01-025-471 Rev. A; D02-ARV-01-029-340 Rev. B), 10.01.2014

PEG-X-53246 AREVA, «Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe mit und ohne Berücksichtigung von Regelungs- und Begrenzungsfunktionen», PEG-X-53246 (D02-ARV-01-037-636), 24.03.2014

PEG-X-53257 AREVA, «Bruch einer Leitung des Volumenregelsystems im Ringraum», PEG-X-53257 (D02-ARV-01-025-440, Rev. A), 27.03.201

PEG-X-53315 AREVA, «Fehlschliessen aller Frischdampf-Isolationsventile mit betrieblichen Dampferzeugerleckagen», PEG-X-53315 (Arbeitsbericht D02-ARV-01-025-121, Rev. A), 31.03.2014

PEG-X-53320 AREVA, «Fehlöffnen eines FD-Abblase- und/oder eines FD-Sicherheitsventils aus Volllast mit betrieblichen Dampferzeugerleckagen», PEG-X-53320 (D02-ARV-01-025-119, Rev. A), 31.03.2014

PEG-X-53404 AREVA, «Brennelementhandhabungsstörfall», PEG-X-53404 v2 (D02-ARV-01 -025-454 Rev. C), 27.02.2017

PEG-X-53417 AREVA, «Dampferzeugerheizrohrbruch», PEG-X-53417 (D02-ARV-01-025-129 Rev. C), 31.08.2017

PEG-X-56762 AF-Consult Switzerland AG, «Bericht Dispersionsanalyse über Grundwasserschutz und Entsorgung», PEG-X-56762 v2.0, 04.05.2015

PEG-X-59372 KKG, «Vorkommnis 2015-17», PEG-X-59372, 19.11.2015

PEG-X-61337 AREVA, «Technische Stellungnahme zur Neuberechnung des Kühlmittelverluststörfalls, 2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung», PEG-X-61337 (D02-ARV-01-096-408), 30.05.2016

PEG-X-62199 KKG, «Systemhandbuch Nukleare Lüftungsanlage TL», PEG-X-62199 v2, 26.102017

PEG-X-62662 KKG, «Klassierungsüberprüfung der Lüftungssysteme», PEG-X-62662, Rev. 3

PEG-X-63864 KKG, AFC, «Systemhandbuch UJ PSÜ 2018», PEG-X-63864, 25.10.2017

PEG-X-64172 KKG, «Sicherheitsbericht, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, Version 2017, Däniken», PEG-X-64172, Dezember 2017

PEG-X-64778 ENSI, «Freigabe mit Forderungen für die Hierarchiestufe H1 für den Ersatz der Nordluft Brandschutz-klappen», PEG-X-64778, 08.05.2019

PEM-M-873 Künzler&Partners AG, «Projekt Ertüchtigung Brandschutztüren (EBRAS)», PEM-M-873, 1.06.2015

PEM-M-1283 Künzler&Partners AG, «Projektschlussbeurteilung und Projektschlussbericht – Projekt: EBRAS Los 1 & 2 Ersatz und Ertüchtigung von Brandschutztüren», PEM-M-1283, 13.11.2019

PEM-S-183 Theo Schotten, «Ermüdungsausnutzung für die Alterungsüberwachung der Rohrleitungen in den Sicherheitsklassen 1 und 2», PEM-S-183 v1, 02.11.2009

RE-L-864 AREVA, «Arten und Häufigkeiten für Betriebs- und Störfälle (Last-wechsel und Lastwechselzahlen)», RE-L 864 Rev. k, 31.07.2006

REG-D-1 KKG, «Managementsystem KKG», REG-D-0001 v14, Februar 2018

REG-D-4 KKG, «Abläufe und Organisation im Notfall (Notfallreglement)», REG-D-0004 v17, 2017

REG-D-5 KKG, «Strahlenschutzreglement», REG-D-005 v6, 15.02.2016

REG-D-6 KKG, «Arbeitssicherheit und Gesundheitsschutz am Arbeitsplatz», REG-D-0006 v8, 2017

REG-D-7 KKG, «Übergeordnetes Brandschutzkonzept, Areal Kernkraftwerk Gösgen (KKG)», REG-D-0007, v5, 29.01.2019

ROL-C-86152 KKG, «ALARA Leitfaden» ROL-C-86152 v1

ROL-S-92743 KKG, «Hebezeugliste», ROL-S-92743, 9.07.2021

TNP-S-92341 KKG, «Grundwassersituation KKG, Messdaten vom 01.09.1979 bis 31.12.2018», TNP-S-92341, 05.02.2019

Technologiekurs2020 KKG, «Technologiekurs KKG 2019/2020», diverse ROL-B Dokumente

VOR-C-12 KKG, «VOR-C-0012, Überwachung der Dosisleistung am Primärkreis mittels Dosimeter», V3, 2003

VOR-D-60961 KKG, «Erdbebenauslegung 2012 für die Erstellung neuer Komponenten und Bauten», VOR-D-60961, 24.11.2015

VOR-E-91754 KKG, «BSK-Test im Schaltanlagengebäude», VOR-E-91754, 15.12.2016

VOR-M-21 KKG, «Funktions- und Leckratenprüfung der Schnellschlussklappen an der Sicherheitshülle», VOR-M-TL-0021 Rev. 3, 2012

VOR-M-92480 KKG, «Brandschutz Sicherheitsrundgänge», VOR-M-92480

WSG-A-5 KKG, «Erstellung und Handhabung von Dokumenten», WSG-A-0005 v6, 2017

WSG-B-1 KKG, «Sauberkeit und Ordnung in der Anlage», WSG-B-0001

WSG-B-2 KKG, «Erfahrungsrückfluss Abteilung Betrieb“, WSG-B-0002 v6, Oktober 2018

WSG-B-4 KKG, «Aus- und Weiterbildung des zulassungspflichtigen Personals und der Anlagenoperateure der Abteilung Betrieb», WSG-B-0004 v6, 2014

WSG-B-7 KKG, «Bearbeitung von Vorkommnissen und Befunden», WSG-B-0007 v11, 2017

WSG-C-9 KKG, «Fachausbildung in der Abteilung Überwachung», WSG-C-0009 v6, Dezember 2017

WSG-C-5005 KKG, «Ziele des Strahlenschutzes für den Zeitraum 2009 bis 2018», WSG-C-5005 v4, 24.12.2008

WSG-D-1 KKG, «Behandlung externer Erfahrungsmeldungen», WSG-D-0001 v8, 2016

WSG-D-7 KKG, «Bearbeitung von Vorkommnissen und Befunden», WSG-B-0007 v11, Oktober 2017

WSG-D-43 KKG, «Analyse der Gesetzeskonformität», WSG- D-0043 v4, April 2014

WSG-D-44 KKG, «Leitbild der Sicherheitskultur im Kernkraftwerk Gösgen», WSG-D-0044 v3, Juni 2011

WSG-D-47878 KKG, «Ergänzende Weisung zu Führung und Organisation im KKG», WSG-D-47878 v6, Oktober 2016 sowie WSG-D-47878 v9, Dezember 2019

WSG-D-47879 KKG-Weisung, «Management-Review», WSG-D-47879 v3, Oktober 2017

WSG-D-63840 KKG, «Ausbildung im KKG», WSG-D-63840 v3, Januar 2018

WSG-D-67940 KKG, «Sicherheitsbeurteilung und Risikomanagement – Prozessbeschreibung», WSG-D-67940 v3, April 2016

WSG-D-83699 KKG, «Safety Controlling – Berichterstattung des KKG an die Geschäftsleitung», WSG-D-83699 v1, Dezember 2015

WSG-F-64718 KKG, «Fachausbildung in der Abteilung Kernbrennstoff», WSG-F-64718 v2, Dezember 2017

WSG-M-24 KKG, «Alterungsüberwachungsprogramm Maschinentechnik im KKG», WSG-M-0024 v5, 23.03.2016

WSG-M-64908 KKG, «Fachausbildung in der Abteilung Maschinentechnik», WSG-M-64908 v2, Dezember 2017

WSG-S-86069 KKG, «Erfassung und Bewertung sicherheitsrelevanter Informationen aus dem Anlagenbetrieb des KKG», WSG-S-86069 v1, Februar 2016

ENSI-Korrespondenz

ENSI 2011-04-1 ENSI, «Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung», SGE/FLP – 17/11/014, 01.04.2011

ENSI 2013-03-20 ENSI, «Einbezug der AG Sicherheitskultur in die Entscheidungsfindung des ISA, Geschäft Nr. 17/12/034», RYC/SAS – 17/12/034, 20.03.2013

ENSI 2014-09-23 ENSI, «Ihre Analyse zum Brennelementhandhabungsfehler im Ringraum Geschäftsnummer 17/12/057», HAR/GUJ – 17/12/057, 23.09.2014

ENSI 2016-01-27 ENSI, «Vorläufige Stellungnahme zum übergeordneten Konzeptbericht», BRO/SSI/FRM/CNI/LUJ/VOB – 17KFX.ERN0S, 27.01.2016

ENSI 2016-05-26 ENSI, «Verfügung Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 für die Standorte der Schweizer Kernkraftwerke», ENSI-10KGX.PEG, 26.05.2016

ENSI 2016-08-3 ENSI, «Übergeordneter Freigabeantrag der Hierarchiestufe 1 für das Projekt ERNOS (H1-Ü)», Freigabe, 03.08.2016

ENSI 2017-03-27 ENSI, «KKG, Alterungsüberwachung Bautechnik, AÜP Steckbriefe Bauwerksklasse BKII 2016», MOY_E/GUJ – 17KKS, 27.03.2017

ENSI 2017-04-07 ENSI, «ENSI-Stellungnahme zum Konzept KKG PSÜ 2018», SCX/NEP – 17KGX.PSÜ 2018, 07.04.2017

ENSI 2018-04-5 ENSI, «KKG, Alterungsüberwachung Bautechnik, Stellungnahme zu revidierten Steckbriefen der Bauwerksklasse BKII», SCC/GUJ – 17KKS, 05.04.2018

ENSI 2018-05-17 ENSI, «Kernkraftwerk Gösgen, Stellungnahme: Übergeordnetes Konzept ‚Ersatz Brandschutzklappen (H1Ü) und Einführung von Sofortmassnahmen», BUM/HAR/HER/KIF/RYC/VOB – 17/17/012, 17KFX.BSK, 17.05.2018

ENSI 2018-12-17 ENSI, «Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, PSÜ 2008, Stellungnahme zur Erfüllung der Forderung 5.2-1, ENSI-Geschäftsnummer 17/12/046», SCC/GUJ – 17/12/046, 17.12.2018

ENSI 2019-09-19 ENSI, «Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, PSÜ 2008, Stellungnahme zur Erfüllung der Forderung 5.2-1, ENSI-Geschäftsnummer 17/12/046», SCC/NEP – 17/12/046, 19.09.2019

ENSI 2019-09-20 ENSI, «KKG, Alterungsüberwachung Bautechnik, Stellungnahme zu den Steckbriefen der Bauwerksklasse BKI», SCC/NEP – 17KKS, 19.09.2019

ENSI 2019-09-27 ENSI, «Freigabe des Kraftwerksreglements» (v.13), RYC/VOB – 17KFX.ALLG, 17/19/060, 17/18/034, 17/16/044, 27.09.2019

ENSI 2020-02-7 ENSI, «Sicherheitstechnische Bewertung von Strangrevisionen des Notstandsystems, Geschäft 17/16/027», RMA/VOB – 17 /16/027, 07.02.2020

ENSI 2020-06-11 ENSI, «Ihr Antrag auf Freigabe betreffend BHB 2.3.3, Index 3/19 – Anpassung Grenzwerte Primärkühlmittel-Iod-Aktivität», SCT/VOB – 17/19/075, 11.06.2020

ENSI 2022-01-20 ENSI 2022-01-20 KKG, Freigabe neuer Kritikalitätsnachweise für die Lagerung und Handhabung der Brennelemente im KKG, DUJ/SCX/HED/GUJ – 17/18/045, 20.01.2022

ENSI 2023-05-4 ENSI, «Bearbeitung von im Rahmen der ergänzten Systembewertungen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2018 vom KKG identifizierten Nachweislücken und technischen Abweichungen», THK/DOT/SAS – 17KEX; 17/23/024, 4.05.2023

ENSI 2023-05-5 ENSI, «Forderung aus der PSÜ 2018: Aktionsliste zur GPSA2019», MRD/VOB – 17KGX.PSA; 17/23/023, 4.05.2023

ENSI 2023-05-10 ENSI, «Ungeplante Reaktorschnellabschaltung vom 19. Oktober 2020 ENSI-Geschäft 17/21/014», BRO/MEH – 17/21/014, 10.03.2023

ENSI 10/2009 ENSI, «Bewilligung Nr. 10/2009 Rev. 1 für die Ausfuhr (Versand) und/oder Einfuhr (Empfang) und den Transport von radioaktiven Stoffen von und zu Kernanlagen», Bewilligung, ENSI 10/2009 Rev. 1, 3. November 2009 (gültig bis 29.02.2020)

ENSI 17/1350 ENSI, «Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008 des Kernkraftwerks Gösgen», ENSI 17/1350, 23.08.2012

ENSI 17/1370 ENSI, «Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKG zur Beherrschung des 10‘000-jährlichen Erdbebens», ENSI 17/1370, 07.07.2012

ENSI 17/1378 ENSI, «Managementsystem», Inspektionsbericht IN-02293, ENSI 17/1378, 30.05.2012

ENSI 17/1648 ENSI, «KKG Managementsystem, Qualitätssicherung von Dokumenten an das ENSI», Inspektionsbericht IN-2013.154, ENSI 17/1648, 6.01.2014

ENSI 17/1755 ENSI, «Managementsystem», Inspektionsbericht IN-2014.308, ENSI 17/1755, 15.12.2014

ENSI 17/1850 ENSI, «Abfallbewirtschaftung, Zwischenlagerung», Inspektionsbericht, ENSI 17/1850,14.09.2015

ENSI 17/1868 ENSI, «Hand-TUSA aufgrund starker Untererregung Generator und RESA infolge Schliessen ISO-Ventil RA01S001 und RA03S001», Vorkommnisbearbeitungsbericht, ENSI 17/1868, 16.11.2015

ENSI 17/1871 ENSI, «Überprüfung der radiologischen Analyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung – Geschäftsnummer 17/12/060», Aktennotiz, ENSI 17/1871, 12.11.2015

ENSI 17/1873 ENSI, «Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle», ENSI 17/1873, 18.11.2015

ENSI 17/1884 ENSI, «Managementsystem», Inspektionsbericht IN-215.086, ENSI 17/1884, 16.12.2015

ENSI 17/1914 ENSI, «Stellungnahme zur revidierten radiologischen Analyse zum Brennelementhandhabungsstörfall», Aktennotiz ENSI 17/1914, 20.04.2016

ENSI 17/1915 ENSI, «Jahresinspektion Abfallbehandlung und Zwischenlagerung», Inspektionsbericht, ENSI 17/1915, 19.04.2016

ENSI 17/1973 ENSI, «Stellungnahme des ENSI zur radiologischen Analyse des KKG zum Bruch einer Leitung des Volumenregelsystems im Hilfsanlagengebäude (Geschäft 17/12/059)», Aktennotiz, ENSI 17 /1973, 1.09.2016

ENSI 17/2016 ENSI, «Managementsystem», Inspektionsbericht IN-2016.364, ENSI 17/2016, 16.12.2016

ENSI 17/2051 ENSI, «Abfallbehandlung und Zwischenlagerung», Inspektionsbericht, ENSI 17/2051, 28.03.2017

ENSI 17/2107 ENSI, «Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG)», Januar 1996 sowie Rev. 1, April 2019

ENSI 17/2167 ENSI, «Managementsystem», Inspektionsbericht IN-2017.359, ENSI-17/2167, 15.02.2018

ENSI 17/2194 ENSI, «Jahresinspektion Abfallbewirtschaftung», Inspektionsbericht, ENSI 17/2194, 15.05.2018

ENSI 17/2301 ENSI, «Managementsystem», Inspektionsbericht IN-2018.378, ENSI 17/2301, 21.01.2019

ENSI 17/2386 ENSI, «Ergebnisse der Grobprüfung der zur PSÜ KKG 2018 eingereichten Unterlagen», Aktennotiz, ENSI 17/2386, 18.07.2019

ENSI 17/2477 ENSI, «Managementsystem: Wiederkehrende Prüfungen», Inspektionsbericht IN-2019.375, ENSI 17/2477, 30.03.2020

ENSI 17/2482 ENSI, «Fachgespräch vertiefende Ereignisanalyse KKG Fremdkörpereintrag in Schaltanlage», Protokoll, ENSI 17/2482, April 2020

ENSI 17/2529 ENSI, «Managementsystem (Auditprozesse)», Inspektionsbericht, ENSI 17/2529, 18.09.2020

ENSI 17/2690 ENSI, «Managementsystem (Management-Review bzw. Systemaudit – Wirksamkeit des MMS)», Inspektionsbericht IN-2021.189, ENSI 17/2690, 9.11.2021

ENSI 17/2558 ENSI, «Fachgespräch zur Organisation im KKG», Fachgespräch vom 19.10.2020, Protokoll, ENSI 17/2558, 25.11.2020

ENSI 17/2577 ENSI, «Stellungnahme des ENSI zu den aktualisierten Fukushima-Erdbebennachweisen des KKG», Aktennotiz ENSI 17/2577, Januar 2021

ENSI 17/2757 ENSI, «Stellungnahme zur Aktualisierung der Gefährdungsanalyse extremer Wetterbedingungen am Standort Gösgen», Aktennotiz, ENSI 17/2757

ENSI 17/3066 ENSI, «Aktionsliste zu den radiologischen Analysen des KKG», ENSI 17/3066, Dezember 2023

ENSI 18/12 ENSI, «Gutachten des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch der KKN AG», ENSI 18/12, September 2010

ENSI 33/592 ENSI, «Stellungnahme zum Entsorgungsprogramm 2016 der Entsorgungspflichtigen», ENSI 33/592, 24.04.2018

ENSI-AN-7057 ENSI, «ANPA-Betriebsreglement», Aktennotiz, ENSI-AN-7057, 14.10.2009

ENSI-AN-7219 ENSI, «Anforderungen an interne Kommunikationsmittel von KKW», Aktennotiz, ENSI-AN-7219, 3.09.2012

ENSI-AN-7844 ENSI, «Aktionsplans Fukushima 2012», Aktennotiz, ENSI-AN-7844, 28.02.2012

ENSI-AN-8149 ENSI, «Beurteilung des swissnuclear- Konzepts zum externen Lager Reitnau», Aktennotiz, ENSI-AN-8149, 25.01.2013

ENSI-AN-8226 ENSI, «Aktionsplans Fukushima 2013», Aktennotiz, ENSI-AN-8226, 28.02.2013

ENSI-AN-8567 ENSI, « Methodik deterministischer Nachweise der Schweizer Kernkraftwerke für Erdbeben der Störfailkätegorien 2 und 3», Aktennotiz, ENSI-AN-8567, 3.03.2014

ENSI-AN-8711 ENSI, «Aktionsplans Fukushima 2014», Aktennotiz, ENSI-AN-8711, 28.02.2014

ENSI-AN-9095 ENSI, «Stellungnahme des ENSI zur Erhöhung der Sicherheitsmargen (ERSIM) des KKG bzgl. Erdbeben und externer Überflutung», Aktennotiz, ENSI-AN-9095, 12.02.2015

ENSI-AN-9106 ENSI, «Aktionsplans Fukushima 2015», Aktennotiz, ENSI-AN-9106, 28.02.2015

ENSI-AN-9298 ENSI, «Zusammenfassung des ENSI zur Erhöhung der Sicherheitsmargen», Aktennotiz ENSI-AN-9298, 24.06.2015

ENSI-AN-9657 ENSI, «Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz", Aktennotiz, ENSI-AN-9657, Mai 2016

ENSI-AN-9872 ENSI, «Schlussbericht Aktionsplans Fukushima», Aktennotiz, ENSI-AN-9872, 21.12.2016

ENSI-AN-9930 ENSI, «Stellungnahme des ENSI zur Kostenstudie 2016 über die Stilllegung der Kernanlagen und Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Schweiz», Aktennotiz, ENSI-AN-9930, 31.07.2017

ENSI-AN-10412 ENSI, «Alterungsleitfaden trockene Zwischenlagerung», Aktennotiz, ENSI-AN-10412, Rev. 0, 19.09.2018

ENSI-AN-10433 ENSI, «ANPA-REGLEMENT für die permanente Übertragung der ANPA-Daten (Anlageparameter) und der EMI-Daten (Emissionsdaten aus dem Kamin) aus den schweizerischen Kernkraftwerken», Verfügung, ENSI-AN-10433, Dezember 2018

HSK 17/232 HSK, «Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG)», Stellungnahme, HSK 17/232, Januar 1996

HSK 17/400 HSK, «Periodische Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Gösgen-Däniken», Gutachten HSK 17/400, 1999

HSK 17/892 HSK, «Abschliessende Bewertung der Nachweise zum Bruchaus-schluss und Leck-vor-Bruchverhalten der Hauptkühlmittelleitung im KKW Gösgen-Däniken, Pendenz P125, PEG-X-24661», Stellungnahme, HSK17/892, 27.09.2006.

HSK-AN-2028 HSK, «Radiologische Aufenthaltsbedingungen an Arbeitsplätzen bei schweren Unfällen», Aktennotiz, Aktennotiz, HSK-AN-2028/KSA-AN-1413, 6.05.1988

HSK-AN-3674 HSK, «HSK-Anforderungen für die Entwicklung und Einführung von SAMG», Aktennotiz, HSK-AN-3674, November 2000

ENSI-Richtlinien

ENSI-A01 Richtlinie ENSI-A01, «Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen»

ENSI-A03 Richtlinie ENSI-A03, «Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken»

ENSI-A04 Richtlinie ENSI-A04, «Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen»

ENSI-A05 Richtlinie ENSI-A05, «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang»

ENSI-A06 Richtlinie ENSI-A06, «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen»

ENSI-A08 Richtlinie ENSI-A08, «Qelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen»

ENSI-B01 Richtlinie ENSI-B01, «Alterungsüberwachung»

ENSI-B02 Richtlinie ENSI-B02, «Periodische Berichterstattung der Kernanlagen»

ENSI-B03 Richtlinie ENSI-B03, «Meldungen der Kernanlagen»

ENSI-B04 Richtlinie ENSI-B04, «Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen»

ENSI-B05 Richtlinie ENSI-B05, «Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle»

ENSI-B06 Richtlinie ENSI-B06, «Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung»

ENSI-B07 Richtlinie ENSI-B07, «Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen»

ENSI-B10 Richtlinie ENSI-B10, «Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal»

ENSI-B11 Richtlinie ENSI-B11, «Notfallübungen»

ENSI-B12 Richtlinie ENSI-B12, «Notfallschutz in Kernanlagen»

ENSI-B13 Richtlinie ENSI-B13, «Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals»

ENSI-B14 Richtlinie ENSI-B14, «Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen»

ENSI-B17 Richtlinie ENSI-B17, «Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle»

ENSI-G01 Richtlinie ENSI-G01, «Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke»

ENSI-G02 Richtlinie ENSI-G02, Teil 1, «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Sicherheitskonzepte und Auslegungsanforderungen»

ENSI-G04 Richtlinie ENSI-G04, «Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente» (ausser Kraft)

ENSI-G05 Richtlinie ENSI-G05, «Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung»

ENSI-G07 Richtlinie ENSI-G07, «Organisation von Kernanlagen»

ENSI-G08 Richtlinie ENSI-G08, «Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen»

ENSI-G09 Richtlinie ENSI-G09, «Betriebsdokumentation»

ENSI-G11 Richtlinie ENSI-G11, «Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage»

ENSI-G12 Richtlinie ENSI-G12, «Anlageninterner Strahlenschutz»

ENSI-G13 Richtlinie ENSI-G13, «Messmittel für ionisierende Strahlung»

ENSI-G14 Richtlinie ENSI-G14, «Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen»

ENSI-G15 Richtlinie ENSI-G15, «Strahlenschutzziele für Kernanlagen»

ENSI-G20 Richtlinie ENSI-G20, «Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb»

HSK-R-7 Richtlinie HSK-R-07, «Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes», 1995

HSK-R-8 Richtlinie HSK-R08, «Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung», Mai 1976

HSK-R-16 Richtlinie HSK-R-16, «Seismische Anlageninstrumentierung», Februar 1980, Neudruck: Januar 1993

HSK-R-46 Richtlinie HSK-R-46/d, «Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken», April 2005

HSK-R-50 Richtlinie HSK-R-50, «Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen», März 2003

HSK-R-51 Richtlinie HSK-R-51, Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen, 2004

HSK-R-60 Richtlinie HSK-R-60, «Überprüfung der Brennelementherstellung», Richtlinie ausser Kraft

HSK-R-61 Richtlinie HSK-R-61, «Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren», Richtlinie ausser Kraft

HSK-R-101 Richtlinie HSK-R-101, «Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren», Richtlinie ausser Kraft

HSK-R-102 HSK, «Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz», Richtlinie HSK-R-102, Dezember 1986

Sonstige

10CFR50.61 NRC, Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50.61: Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events, 1996, 2007

ADR Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (http://www.unece.org/trans/danger/publi/adr/adr2017/17contentse0.html)

ANS-19.6.1 ANS Standard ANS-19.6.1-2011, «Reload Startup Physics Tests for Pressurized Water Reactors», August 5, 2016

ARGV3 Verordnung 3 zum Arbeitsgesetz ARGV 3, SR 822.113

ASME-BPVC-3 ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, «Rules for Construction of Nuclear Facility Components»

ASME-BPVC-11 ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section XI, «Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components»

ASTM185 ASTM, Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels, 2016 (ErstVersion 1973)

ASTM1921 ASTM, Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, To, for Ferritic Steels in the Transition Range, 1997 (aktuelle Version 2020)

BAFU-1 BAFU-Verordnung, SR 814.81, «Verordnung zur Reduktion von Risiken beim Umgang mit bestimmten besonders gefährlichen Stoffen, Zubereitungen und Gegenständen», 18.05.2005

BAG-1 BAG, «legionella et legionellose», BAG-Bericht, März 2009

BFS-1 BfS, Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, BfS-KT-18/97, Bundes-amt für Strahlenschutz, Salzgitter, 1997

BFS-2 BfS-SCHR-61/16, "Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke", 2015

C-1 Daniel A. Crow. / Joseph F. Louvar „Chemical Process Safety ISBN 0-13-018176-5

C-2 H. S. Blackman, D. I. Gertman and R. L. Boring, Human Error Quantification Using Performance Shaping Factors in the SPAR-H Method. INL/CON-08-14386. 52nd Annual Meeting of the Human Factors and Ergo-nomics Society, Idaho National Laboratory, 2008

C-3 M. Knochenhauer und P. Louko, «Guidance for External Events Analysis, SKI Report 02-27», SKI, 2003

C-4 NAW-D-71712, «Alternative methods applied on Raw Meteorological data provided by Swissmeteo», NAW-D-71712, February 2014

C-5 Fachbericht MeteoSchweiz Nr. 268, «Der Wintersturm Burglind/Eleanor in der Schweiz», 24.08.2018, https://www.meteoschweiz.admin.ch/home/service-und-publikationen/publikationen.subpage.html/de/data/publications/2018/6/der-wintersturm-burglind-eleanor-in-der-schweiz.html

C-6 F.R. Larson and J. Miller, «A Time-Temperature Relationship for Rupture and Creep Stresses», Trans. ASME, Vol 74, July 1952, pp. 765–771

DosV Verordnung des EDI über die Personen- und Umgebungsdosimetrie (SR 814.501.42)

DSS-ISG DSS-ISG, «Staff Guidance Regarding the Nuclear Criticality Safety Analysis For Spent Fuel Pools», Rev. 0

EN 1 EN 1090-1:2011, «Ausführung von Stahltragwerken und Aluminiumtragwerken – Teil 1: Konformitäts-nachweisverfahren für tragende Bauteile», 2011

EN 2 EN 1090-2:2011, «Ausführung von Stahltragwerken und Aluminiumtragwerken – Teil 2: Technische Regeln für die Ausführung von Stahltragwerken», 2011

EN 3 Norm SN EN 13791:2007, «Bewertung der Druckfestigkeit von Beton in Bauwerken oder in Bau-werksteilen»/ ermittelt. Im Jahr 2019 ist die revidierte Version der Norm SN EN 13791

EN 4 Norm SN EN 13791:2019, «Bewertung der Druckfestigkeit von Beton in Bauwerken oder in Bauwerksteilen»

EN 5 EN 62305, VDE 0185-305, Blitzschutz-Normen

EPRI-1 EPRI-Bericht 1019194, «Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment»

EPRI-2	EPRI-Bericht 1021086 «Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments»
EPRI-3	EPRI-Bericht NP-6041-SL v1, «A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin», 01.08.1991
EPRI-4	EPRI-3002012994, «Seismic Fragility and Seismic Margin Guidance for Seismic Probabilis-tic Risk Assessments», 27.09.2018
EPRI-5	EPRI-Bericht 3002000709, «Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide», 2013
EU-1907	EU-Chemikalienverordnung, Nr. 1907/2006, «REACH – Registration, Evaluation, Authorisation and Restriction of Chemicals», 1.06.2007
FwG	Feuerwehrgesetz Kanton Aargau (FwG SAR 581.100)
FwV	Verordnung zum Feuerwehrgesetz Kanton Aargau (FwVSAR 581.111)
GSchV	Gewässerschutzverordnung (GSchV, SR 814.201)
GSKL-BAU-1	GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe inkl. Mustersteckbrief Reaktorabschirmgebäude, Rev. 2, 31.10.2000
GSKL-BAU-2	GSKL, «Konzept für Befestigungen in Betonstrukturen, Teil 2: Bestandsbefestigungen», Rev. 0, 01.07.2019
GSKL-MECH-1	GSKL, «Leitfaden zur Erstellung von Steckbriefen für die Alterungsüberwachung von maschinentechnischen Komponenten», Rev. 5
GSKL-MECH-2	GSKL, «KATAM, GSKL-Katalog von Alterungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen», Rev. 4
IAEA-1771	IAEA TecDoc-1771, «Spent Fuel Performance Assessment and Research», 2015
IAEA GSG-2	IAEA General Safety Guide, No. GSG-2, «Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency», 2011
IAEA GSR-2	IAEA Safety Standards Series, General Safety Requirements, No. GSR Part 2 «Leadership and Management for Safety Requirement 12», 2016
IAEA GSR-3	IAEA Safety Standards, Safety requirements No. GSR Part 3, «Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards», 2014
IAEA NS-G-2.12	IAEA Safety Guide NS-G-2.12, «Ageing Management for Nuclear Power Plants», 2009
IAEA NS-G-2.15	IAEA Safety Guide NS-G-2.15, «Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants», 2009
IAEA NS-G-3.6	IAEA Safety Guide No. NS-G-3.6, «Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundations for Nu-clear Power Plants», April 2005
IAEA NS-R-1	IAEA Safety Guide No. NS-R-1, «Safety of Nuclear Power Plants: Design», Safety,2000
IAEA SSG-9	IAEA Specific Safety Guide No. SSG-9, «Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations», 2010
IAEA SSG-13	IAEA Specific Safety Guide No. SSG-13, «Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants», 2011
IAEA SSG-18	IAEA Safety Standards SSG-18, Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, 2011
IAEA SSG-25	IAEA Specific Safety Guide SSG-25, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, 2013

IAEA SSG-51	IAEA Specific Safety Guide SSG-51, «Human Factors Engineering in the Design of Nuclear Power Plants», 2019
IAEA SSR-2	IAEA, Specific Safety Requirements SSR-2/1, «Safety of Nuclear Power Plants: Design», 2016
IAEA SSR-6	IAEA, Specific Safety Requirements SSR-6, «Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material», 2012
IAEA-50	IAEA Safety Series No. 50-P-10, «Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment, A Safety Practice», 1995
INSAG-10	International Nuclear Safety Advisory Group, «Defence in Depth in Nuclear Safety», June 1996
Interoil2009	Interoil E&P Switzerland AG, «PEGASOS Refinement Project, Site Investigations for KKG & ATEL», Report IO09-TA0618, Zürich, 2009
ISO2889	DIN-ISO-Norm, «Probenentnahme von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus Kanälen und Kaminen kerntechnischer Anlagen (ISO 2889:2010)», Juli 2012
KEG	Kernenergiegesetz (KEG, SR 732.1)
KEV	Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11)
KTA 1501	KTA 1501, «Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken», November 2017
KTA 1502	KTA 1502, «Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumluft von Kernkraftwerken», November 2017
KTA 1503	KTA 1503, Teil 1: «Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemässem Betrieb»; KTA 1503.2 Teil 2: «Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen», November 2017
KTA 1504	KTA 1504, «Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser», November 2017
KTA 2206	KTA 2206, «Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen», November 2017
KTA 2207	KTA 2207, «Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser», November 2004
KTA 3201	KTA 3201, «Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren», 2016
KTA 3203	KTA 3203, «Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren», 1984, 2001, 2017
KTA 3206	KTA 3206, «Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken», 2014
KTA 3211	KTA 3211, «Pressure and Activity Retaining Components of Systems Outside the Primary Circuit», 2013
KTA 3303	KTA 3303, «Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren», 2015
KTA 3405	KTA 3405, «Dichtheitsprüfung des Reaktorsicherheitsbehälters», 1979, 2010, 2015
KTA 3502	KTA 3502, «Störfallinstrumentierung», November 2012
KTA 3504	KTA 3504, «Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken», November 2015
KTA 3902	KTA 3902, «Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken», 2013
KTA 3903	KTA 3903, «Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken», Dezember 2020

KTA 3905 KTA 3905, «Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken», 2020

Motor1972 Motor-Columbus Ing., «Kernkraftwerk Gösgen, Hydrologische Untersuchungen 1968 bis 1971», 1972.

NAGRA-2 Nagra, «SGT Etappe 2: Vorschlag weiter zu untersuchender geologischer Standorgebiete mit zugehörigen Standortarealen für die Oberflächenanlage: Geologische Grundlagen: Dossier II: Sedimentologische und Tektonische Verhältnisse», Nagra Technischer Bericht NTB 14-02, Dossier II, Wettingen, Dezember 2014

NAGRA-101 Nagra, «Geologie, Stratigraphie & bohrlochgeophysikalisches Logging der Bohrung Gösgen SB-4 (Rohdaten)», Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Nagra Arbeitsbericht, NAB 14-101, Wettingen, 2014

Nasslager2004 Der Schweizer Bundesrat, «Bewilligung zum Bau und Betrieb eines Brennelement-Nasslagers – Stellungnahme», 30.06.2004

NEA-6399 NEA-Report 6399, «Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants», OECD 2009

NFK Notfallschutzkonzept bei einem KKW-Unfall in der Schweiz, https://www.newsd.admin.ch/newsd/message/attachments/40198.pdf

NFSV Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung, NFSV, SR 732.33), 14.11.2018

Niederamt1969 Amt für Wasserwirtschaft, Solothurn, Hr. Fröhlicher, «Die Grundwasservorkommen im Niederamt Olten–Aarau und die Möglichkeiten ihrer Nutzung», 1969

Niederamt2015 Amt für Umwelt Kanton Solothurn, «Grundwasser im Niederamt – Unsichtbarer Schatz in der Tiefe», Solothurn, 2015

NRC-1 NRC, NRC Regulatory Issue Summary 2006-04, «Experience with Implementation of Alternative Source Terms», RIS 2006-04, 7.03.2006

NUREG-800 NRC NUREG-0800, «Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition», 09.12.2019

NUREG-1278 NRC NUREG/CR-1278, Swain A.D., Guttmann H.E., «Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications», 1983

NUREG-1806 NRC, NUREG-1806, «Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61)», 2007

NUREG-2300 NRC NUREG/CR-2300, «American Nuclear Society Institute of Electrical and Electronics Engineers, “PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants», prepared for U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, January 1983

NUREG-4513 NRC, NUREG, «Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels during Thermal Ageing in LWR Systems, NUREG/CR-4513 Rev. 1, 1994; Rev. 2 2016

NUREG-4772 NRC NUREG/CR-4772, Swain A.D., «Accident sequence evaluation program human reliability analysis procedure», 1987

NUREG-5042 NRC NUREG/CR-5042,, «Evaluation of External Hazards to Nuclear Power Plants in the United States», 1987

NUREG-5485 NRC NUREG/CR-5485, «Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment», 1998

NUREG-6850 NRC NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, EPRI/NRC-RES, «Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities, U.S. Nuclear Regulatory Commission», 2005

NUREG-6909	NRC NUREG/CR-6909, ANL-06/08, «Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials», 2007
RG-1.166	U.S. NRC, Regulatory Guide 1.166, «Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Post-Earthquake Actions», March 1997
RG-1.183	US NRC Regulatory Guide 1.183, «Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors», Juli 2000
RG-1.99	U.S. NRC Regulatory Guide 1.99, RADIATION EMBRITTLEMENT OF REACTOR VESSEL MATERIALS, Rev. 2 RG1.99, May 1988
RSK-1	RSK, «Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten», RSK-Leitlinien DWR, Rahmenspezifikation, September 79
SDR	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (SDR, SR 741.621)
SIA 260	SIA, «Grundlagen der Projektierung von Tragwerken», SIA 260, 2013
SIA 261	SIA, «Einwirkungen auf Tragwerke», SIA 261, 2013
SIA 262	SIA, «Betonbau», SIA 262, 2013
SIA 263	SIA, «Stahlbau», SIA 263, 2013
SIA 264	SIA, «Stahl-Beton-Verbundbau», SIA 264, 2013
SIA 265	SIA, «Holzbau», SIA 265, 2012
SIA 266	SIA, «Mauerwerk», SIA 266,, 2013
SIA 267	SIA, «Geotechnik», SIA 267, 2013
SIA 269	SIA, «Grundlagen der Erhaltung von Tragwerken», SIA 269, 2011
SIA 469	SIA, «Erhaltung von Bauwerken», SIA 469, 1997
SiAnf-2015	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB), «Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke», 03.03.2015
SNR 1	Electro Suisse, «Fachbereich Elektrotechnik, Blitzschutzsysteme», SNR 464022, Juni 2015
STEAG-1	STEAG-1 STEAG, «Radiologische Analysen für den Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte bei extremen externen Ereignissen», A-500909-1, 29.03.2012
StFV	SR 814.012, Schweizer Eidgenossenschaft, «Verordnung über den Schutz vor Störfällen», Stand am 1. August 2019, 27.02.1991
StMmV	Verordnung des EJPD über Messmittel für ionisierende Strahlung (SR 941.210)
StSA	Verordnung des EDI über die Aus- und Fortbildungen und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz (SR 814.501.261)
StSG	Strahlenschutzgesetz (StSG, SR 814.50)
StSV	Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501)
T-Book-1	T-Book [T-Book: Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants, 5th Edition]
UraM	UraM, Verordnung des EDI über den Umgang mit radioaktivem Material, SR 814.554
UVEK-A	Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5)
UVEK-G	Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2)

Valance2015 Valance, S., Bertsch, J., «Hydrides reorientation investigation of high burn-up PWR fuel cladding, Journal of Nuclear Materials», Journal of Nuclear Materials, 464 (2015) 371–381

VAPK Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK), SR 732.143.1

VBRK Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK, SR 732.13)

VBWK Verordnung über die Betriebswachen von Kernanlagen (VBWK, SR 732.143.2)

VGB-1 VGB, «VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DRW-Anlagen», R-401 J, 2006

VGB-2 VGB, «Feed Water, Boiler Water and Steam Quality for Power Plants / Industrial Plants», VGB-Standard, VGB-S-010-T-00, 2011-12.EN

VGB-3 VGB, «Centralized Reliability and Events Database (ZEDB); Reliability Data for Nuclear Power Plant Components, Analysis for 2002», Report VGB-TW-803e, Published by VGB PowerTech e.V

VKF-1 Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen VKF, «Flucht- und Rettungswege», Brandschutzrichtlinie 16-15de, 22.03.2017

VKF-2 Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen VKF, «Kennzeichnung von Fluchtwegen Sicherheitsbeleuchtung Sicherheitsstromversorgung», Brandschutzrichtlinie 17-03d, 20.10.2008

VKF-3 VKF BSR 16-15 «Flucht- und Rettungswege», Brandschutzrichtlinie Stand 2017

VKF-4 VKF BSR 17-15 «Kennzeichnung von Fluchtwegen, Sicherheitsbeleuchtung, Sicherheitsstromversorgung», Brandschutzrichtlinie, Stand 2017

VKF-5 VKF-Erläuterungen, «Gewährleistung der Betriebsbereitschaft von Brandfallsteuerungen (BFS) », 108-15, 2015

VKF-6 VKF-Richtlinien, «Lufttechnische Anlagen», 25-15, 2015

Revisionsverzeichnis

Rev.	Seite/Kapitel	Beschreibung der Änderung
Rev. 0		Dokument erstellt
Rev. 1	S. 10-22 Kap. 11.3	Korrektur des Verweises auf KEG, Art. 22 Abs. 2: Bst. g statt Bst. b Korrektur von Formatierungsfehlern der Forderungen mit nummerierten Listen: alle Listen beginnen mit a)

Herausgeber:
Eidgenössisches Nuklearsicherheits-inspektorat ENSI
CH-5201 Brugg

+41 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch

© ENSI
Dezember 2023

ENSI 17/2962, Rev. 1

ENSI
Industriestrasse 19
5201 Brugg
Schweiz

+41 56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch