



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



Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2010 des Kernkraftwerks Mühleberg



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

ENSI 11/1864

Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2010 des Kernkraftwerks Mühleberg

Brugg, 12. Dezember 2013



Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	7
1.1	Veranlassung und Randbedingungen	7
1.1.1	Periodische Sicherheitsüberprüfungen	7
1.1.2	Betriebsbewilligung	7
1.1.3	Langzeitbetrieb	8
1.2	Eingereichte Dokumente	8
1.3	Beurteilungsgrundlagen	9
1.4	Aufbau der Stellungnahme	9
2	Übersicht über die Anlage	10
2.1	Standort	10
2.1.1	Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwege in der näheren Umgebung	10
2.1.2	Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen am Standort des KKM	10
2.1.3	Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen	11
2.1.4	Neue Erkenntnisse bezüglich Hydrologie	11
2.1.5	Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Seismizität	12
2.2	Anlagentyp und Sicherheitskonzept	14
2.2.1	Grundsätzlicher Aufbau des KKM	14
2.2.2	Das Sicherheitskonzept des KKM	16
2.3	Stand der Auflagen, Massnahmen und Pendenzen	18
2.3.1	Auflagen der Bau- und Betriebsbewilligung	19
2.3.2	Pendenzen und Forderungen aus den PSÜ 2000 und 2005	20
2.4	Wesentliche Änderungen im Zeitraum 2000 bis 2009	32
2.4.1	Änderungen der Organisation	32
2.4.2	Technische Änderungen	32
2.5	Aktuell oder geplante Projekte zur Ertüchtigung der Anlage	34
2.6	Wesentliche Entwicklungen nach dem 31. Dezember 2009	34
2.6.1	Massnahmen aufgrund des Unfalls von Fukushima	34
2.6.2	Massnahmen im Zusammenhang mit der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb	37
2.6.3	OSART-Überprüfung	39
3	Organisation und Personal	44
3.1	Organisation	44
3.1.1	Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse	44
3.1.2	Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen	45
3.1.3	Führungsaufgaben	46
3.1.4	Interner Sicherheitsausschuss	50
3.2	Safety Policy	51
3.3	Sicherheitskultur	53
3.4	Personal	56
3.4.1	Personalpolitik	56
3.4.2	Personalentwicklung	56
3.4.3	Aus- und Weiterbildung	57

3.4.4	Simulatorausbildung	60
3.4.5	Fremdpersonal	61
3.5	Managementsystem	63
3.5.1	Vorschriften und Arbeitsunterlagen	63
3.5.2	Betriebsdokumentation	64
3.5.3	Technische Spezifikation	65
4	Betriebsführung und Betriebsverhalten	68
4.1	Betriebsablauf und Betriebskenngrossen	68
4.1.1	Methodik der Betriebsauswertung	68
4.1.2	Betriebsablauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren	68
4.2	Erfahrungen aus Vorkommnissen	78
4.2.1	Methodik der Vorkommnisbearbeitung	78
4.2.2	Auswerteergebnisse interner Vorkommnisse	80
4.2.3	Auswerteergebnisse externer Vorkommnisse	89
4.3	Instandhaltung und Alterungsüberwachung	91
4.3.1	Maschinenteknik	91
4.3.2	Bautechnik	99
4.3.3	Elektro- und Leittechnik	101
4.4	Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente	102
4.4.1	Reaktorkern	102
4.4.2	Brennelemente	105
4.4.3	Steuerstäbe	111
4.5	Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgas	112
4.5.1	Wasserstoff- und Edelmetalleinspeisung	112
4.5.2	Chemie und Radiochemie	113
4.5.3	Ressort Chemie	116
4.5.4	Systeme zur Behandlung von Wasser	117
4.5.5	Radiologische Auswirkungen der Wasserchemie	121
4.5.6	Abgassystem	122
4.6	Strahlenschutz	123
4.6.1	Organisation und Prozesse des Strahlenschutzes	123
4.6.2	Zonenkonzept	127
4.6.3	Massnahmen zur Dosisreduktion	134
4.6.4	Radiologische Überwachung inkl. Personendosimetrie	138
4.6.5	Radiologischer Zustand der Anlage und Strahlenexposition des Personals	143
4.6.6	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone	150
4.6.7	Abgabe radioaktiver Stoffe	151
4.6.8	Umgebungsüberwachung und Auswirkungen auf die Umgebung	153
4.7	Entsorgung	155
4.7.1	Konditionierung	155
4.7.2	Zwischenlagerung	157
4.7.3	Brennelemententsorgung	158
4.7.4	Transporte	159
5	Sicherheitsrelevante Anlageteile	163
5.1	Übersicht	163
5.1.1	Inhalt	163
5.1.2	Struktur des Hauptkapitels	163

5.1.3	Struktur der Unterkapitel	163
5.2	Bauwerke	164
5.2.1	Funktionen, Klassierung und Anordnung	164
5.2.2	Allgemeine Auslegung	166
5.2.3	Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke	169
5.3	Nukleares Dampferzeugungssystem	173
5.3.1	Reaktordruckbehälter und Einbauten	173
5.3.2	RDB-Einbauten	178
5.3.3	Reaktorumwälzsystem	181
5.3.4	Frischdampf- und Speisewasserleitungen	182
5.4	Wesentliche sicherheitsrelevante Systeme	183
5.4.1	Vorgehen bei der Beurteilung	183
5.4.2	Alternatives Niederdruckeinspeisesystem, ALPS	186
5.4.3	Kernsprühsystem CS	187
5.4.4	Containment-Vakuumbrecharmatur	189
5.4.5	Stickstoff-Inertisierungssystem	189
5.4.6	Notabluftsystem	190
5.4.7	Teilsystem „SCRAM und SCRAM-Ablassbehälter“ des Steuerstabantriebssystems	191
5.4.8	Speisewassersystem	192
5.4.9	Reaktordruckbegrenzung und -entlastung	194
5.4.10	Primärcontainment, Isolationsventile inkl. MSIV und elektrischer Durchführungen	196
5.4.11	Steuerstabantriebssystem	198
5.5	Reaktorüberwachung	199
5.5.1	Sicherheitsleittechnik	199
5.5.2	Störfallinstrumentierung	200
5.5.3	Seismische Instrumentierung	201
5.6	Reaktorsteuerung und -regelung	202
5.6.1	Umwälzregelung	203
5.6.2	Stabsteuerung	203
5.6.3	Stabwertbegrenzung	204
5.6.4	Mensch-Maschine-Schnittstelle	205
5.7	Stromversorgung	206
5.8	Brandschutz	208
5.9	Blitzschutz	210
5.10	Kommunikationsanlagen	212
5.11	Strahlenmesstechnik (inkl. Nachunfall-Probenahmesystem)	213
5.12	Hebezeuge	217
5.13	Flucht- und Interventionswege	218
5.13.1	Interventionskonzept sowie Intervention Wehrdienste	219
5.13.2	Strahlenschutzaspekte von Flucht- und Interventionswegen	220
6	Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle	221
6.1	Grundlagen deterministischer Störfallanalysen	221
6.1.1	Grundlegende Anforderungen	221
6.1.2	Einführung	223
6.1.3	Ereignisspektrum	223

6.1.4	Verfahren zur Umsetzung des aktuellen Regelwerks	227
6.1.5	Neue Gefährdungsannahmen bei äusseren Einwirkungen	228
6.1.6	Neuanalysen bei Anlageänderungen	229
6.2	Beurteilung technischer Störfallanalysen	230
6.2.1	Betriebliche Transienten	231
6.2.2	Störfälle	238
6.2.3	Sonstige Ereignisse	246
6.3	Radiologische Auswirkungen	260
6.3.1	Nachweisführung	260
6.3.2	Beurteilungsgrundlage des ENSI	261
6.3.3	Aktivitätsinventare und Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage	262
6.3.4	Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	263
6.3.5	Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	265
6.3.6	Radiologische Auswirkungen für das Betriebspersonal in der Anlage	275
6.3.7	Allgemeine Beurteilung der radiologischen Störfallanalysen durch das ENSI	276
7	Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle	278
7.1	Beurteilungsgrundlagen	278
7.2	Vorgehen bei der Beurteilung	278
7.3	Stufe-1-PSA für Volllast	279
7.3.1	Zuverlässigkeit von Komponenten	279
7.3.2	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	281
7.3.3	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	283
7.3.4	Interne Ereignisse	284
7.3.5	Interne systemübergreifende Ereignisse	289
7.3.6	Externe Ereignisse	295
7.3.7	Freisetzungsrisiko des Brennelementlagerbeckens bei Leistungsbetrieb	305
7.3.8	Ergebnisse der Stufe-1-PSA für Volllast	307
7.4	Stufe-2-PSA für Volllast	310
7.4.1	Kernschadenszustände der Anlage	310
7.4.2	Containmenttragfähigkeit	312
7.4.3	Containmentbeanspruchungen	312
7.4.4	Unfallablaufanalyse	314
7.4.5	Quelltermanalyse	316
7.4.6	Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Volllastbetrieb	318
7.5	Stufe-1-PSA für den Stillstand	320
7.5.1	Definition und Ermittlung der Dauer von Betriebszuständen	321
7.5.2	Zuverlässigkeit von Komponenten	322
7.5.3	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	323
7.5.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	325
7.5.5	Interne Ereignisse	325
7.5.6	Interne systemübergreifende Ereignisse	328
7.5.7	Externe Ereignisse	331
7.5.8	Ergebnisse der Stufe-1-Stillstands-PSA	333
7.6	Stufe-2-PSA für den Stillstand	335
7.6.1	Kernschadenszustände der Anlage	335
7.6.2	Tragfähigkeit und Beanspruchung des Reaktorgebäudes	336
7.6.3	Unfallablaufanalyse	336
7.6.4	Quelltermanalyse	338

7.6.5	Ergebnisse der Stufe-2-PSA für den Stillstand	339
7.7	Zusammenfassende Bewertung	342
8	Notfallschutz	345
8.1	Anlageninterner Notfallschutz	345
8.2	Notfallübungen	347
8.3	Notfallmanagement bei schweren Unfällen	349
9	Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus	352
9.1	Vorsorge auf Sicherheitsebene 1	352
9.2	Vorsorge auf Sicherheitsebene 2	352
9.3	Vorsorge auf Sicherheitsebene 3	352
9.4	Vorsorge auf Sicherheitsebene 4	353
9.5	Vorsorge auf Sicherheitsebene 5	353
9.6	Sicherheitsebenenübergreifende Aspekte	353
9.7	Schutzzielorientierte Bewertung	354
9.8	Forderungen	361
Anhang 1: Abkürzungen		365
Anhang 2: Referenzen		367

1 Einleitung

1.1 Veranlassung und Randbedingungen

1.1.1 Periodische Sicherheitsüberprüfungen

Gemäss Art. 34 Abs. 1 der am 1. Februar 2005 in Kraft getretenen Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) hat der Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk alle 10 Jahre eine umfassende Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ) durchzuführen.

Die BKW hat bereits vor dem Inkrafttreten der KEV gestützt auf Verfügungen des schweizerischen Bundesrates in den Jahren 2000 und 2005 PSÜ durchgeführt. Mit Gesuch vom 8. Mai 1996 hatte die BKW einen Antrag auf Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung vom 14. Dezember 1992 gestellt. Der schweizerische Bundesrat hat in der Verfügung vom 28. Oktober 1998 den Antrag auf eine unbefristete Betriebsbewilligung abgelehnt, die Betriebsbewilligung für das KKM weiterhin befristet und um 10 Jahre bis zum 31. Dezember 2012 verlängert. Er legte darin fest, dass die BKW die Sicherheit der Anlage periodisch nachzuweisen habe. Dazu habe sie der HSK (heute ENSI) bis zum Jahre 2001 eine umfassende Dokumentation für eine PSÜ einzureichen. Diese wird im Folgenden als PSÜ 2000 bezeichnet. Für eine Zwischenbewertung des KKM müsse die BKW bis zum Jahre 2006 die PSÜ-Dokumentation aktualisieren und der HSK zur Bewertung einreichen. Diese Zwischenbewertung wird im Folgenden als PSÜ 2005 bezeichnet.

Die mit der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme bewertete **PSÜ 2010** bezieht sich auf den Überprüfungszeitraum **1. Januar 2000 bis 31. Dezember 2009**. Ein Teil dieses Überprüfungszeitraums wurde im Rahmen der PSÜ 2000 sowie der PSÜ 2005 bereits einmal bewertet.

Die **PSÜ 2000** umfasste den Zeitraum von der Wiederinbetriebnahme der Anlage nach der Revision des Jahres 1990 bis zum Ende der Revision des Jahres 2000, also vom **9. September 1990 bis 5. September 2000**.

Die **PSÜ 2005** bezog sich auf den Zeitraum vom **31. August 2000 bis 31. August 2005**.

Wie in allen vorhergehenden PSÜ-Berichten berücksichtigen die Betrachtungen zur Alterungsüberwachung die gesamte Betriebszeit der Anlage beziehungsweise die seit damals wirkenden bekannten Alterungsmechanismen.

Zusätzlich werden im Kapitel 2.6 **wesentliche Entwicklungen nach dem Überprüfungszeitraum** betrachtet, insbesondere Erkenntnisse aufgrund des Unfalls von Fukushima, Massnahmen im Zusammenhang mit der ENSI-Stellungnahme zum Langzeitbetrieb sowie die Ergebnisse der OSART-Mission im Jahr 2012.

1.1.2 Betriebsbewilligung

Nachdem das unter 1.1.1 erwähnte Gesuch vom 8. Mai 1996 um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung lediglich zu einer Verlängerung der Betriebsbewilligung um 10 Jahre geführt hatte, reichte die BKW am 25. Januar 2005 wiederum ein Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung ein. Der Bundesrat trat darauf mangels Zuständigkeit nicht ein und überwies es dem Eidgenössischen Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) zur weiteren Behandlung. Das UVEK wies das Hauptbegehren der BKW um Feststellung, dass sie mit Inkrafttreten des Kernenergiegesetzes über eine unbefristete Betriebsbewilligung für das KKM verfüge, ab. Auf das Eventualbegehren um Aufhebung der Befristung ohne Durchführung eines Verfahrens nach KEG trat es nicht ein. Dieser Entscheid wurde bis zum Bundesgericht weitergezogen, das festhielt, die BKW habe Anspruch auf Prüfung ihres Begehrens nach den Regeln über die Wiedererwägung oder die Anpassung von Verfügungen. Am 17. Dezember 2009 hob das UVEK die Befristung der Betriebsbewilligung für das KKM vom 14. Dezember 1992 bzw. vom 28. Oktober 1998 auf und wies alle dagegen gerichteten Einsprachen ab. Diese Verfügung wurde an das Bundesverwaltungsgericht weitergezogen. Mit Urteil vom 1. März 2012 hob das Bundesverwaltungsgericht die bisherige

(bis zum 31. Dezember 2012 dauernde) Befristung auf, befristete die Betriebsbewilligung jedoch neu bis zum 28. Juni 2013. Für ein allfälliges Verlängerungsgesuch der Betriebsbewilligung forderte das Bundesverwaltungsgericht die Einreichung eines umfassenden Instandhaltungskonzepts. Darin sei darzulegen, welche Massnahmen in welchem Zeitraum zu ergreifen seien, um die bekannten und allenfalls neu auftretenden Mängel zu beheben, ob der Betrieb auch längerfristig den Sicherheitsanforderungen genüge, welche Kosten damit verbunden wären und für welchen Zeitraum der Weiterbetrieb des KKM beantragt werde.

Gegen dieses Urteil des Bundesverwaltungsgerichts reichten das UVEK und die Betreiberin des Kernkraftwerks Mühleberg, die BKW, Beschwerde ein. Das Bundesgericht hat sich am 28. März 2013 für eine unbefristete Betriebsbewilligung an das KKM ausgesprochen. Somit verfügt das KKM seither über eine rechtskräftige unbefristete Betriebsbewilligung.

1.1.3 Langzeitbetrieb

Das ENSI verfasst zum Langzeitbetrieb eines Kernkraftwerks über 40 Jahre hinaus eine Stellungnahme zu den technischen Voraussetzungen für einen sicheren Betrieb, insbesondere ob Ausserbetriebnahmekriterien erreicht werden und ob weitere Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit möglich und angemessen sind. Das KKM hat dem ENSI die Grundlagen zum Langzeitbetrieb im Rahmen der PSÜ 2010 eingereicht. Das ENSI hat am 20. Dezember 2012 das Prüfergebnis als Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg¹ publiziert. Die Aspekte des Langzeitbetriebs sind weitgehend darin behandelt.

Nicht in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb, sondern in der vorliegenden Stellungnahme behandelt wird die 2011 im IAEA-Regelwerk neu verankerte Anforderung an ein Langzeitbetriebsprogramm (vgl. Kap. 2.6.3).

1.2 Eingereichte Dokumente

Das KKM reichte dem ENSI mit Brief vom 30. Dezember 2010² die Dokumentation der PSÜ 2010 fristgerecht ein. Diese umfasst folgende Unterlagen:

- Sicherheitsbericht: Dokumente PSÜ-KL-2010/101 bis PSÜ-KL-2010/115³
- Gesamtbewertung: Dokument PSÜ-KL-2010/200⁴
- Betriebsführung und Betriebsverhalten – Organisation Personal: Dokumente PSÜ-KL-2010/301 bis PSÜ-KL-2010/308⁵
- Betriebsführung und Betriebsverhalten – Betriebserfahrung der Gesamtanlage: Dokument PSÜ-KL-2010/401 bis PSÜ-KL-2010/409⁶
- Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte: Dokumente PSÜ-KL-2010/501 bis PSÜ-KL-2010/511⁷
- Langzeitbetrieb: Dokument PSÜ-KL-2010/600⁸
- Systembewertungen: Dokumente PSÜ-KL-2010/701 bis PSÜ-KL-2010/741⁹
- DSSA: Dokument PSÜ-KL-2010/800¹⁰
- PSA Level 1 und 2: Dokumente Level 1 Sections 1 to 10, Level 1 Appendices A to Z; Level 2 Ordner 1 bis 7¹¹

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

1.3 Beurteilungsgrundlagen

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

1.4 Aufbau der Stellungnahme

In Anlehnung an Art. 34 Abs. 2 KEV und die Richtlinie HSK-R-48 ist diese Stellungnahme in folgende Kapitel strukturiert:

- Kapitel 2: Übersicht über die Anlage
- Kapitel 3: Organisation und Personal
- Kapitel 4: Betriebsführung und Betriebsverhalten
- Kapitel 5: Sicherheitsrelevante Anlageteile
- Kapitel 6: Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle
- Kapitel 7: Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle
- Kapitel 8: Notfallschutz
- Kapitel 9: Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus

Die Stellungnahme enthält überdies 2 Anhänge mit Abkürzungen und Referenzen.

2 Übersicht über die Anlage

2.1 Standort

2.1.1 Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwege in der näheren Umgebung

Angaben des KKM³

Das KKM legt dar, dass keine potenziellen Gefährdungen in der Umgebung des Kernkraftwerkes Mühleberg durch die betrachteten Industrien und Verkehrsanlagen vorhanden sind, und dass keine nennenswerten Veränderungen, welche die Sicherheit des KKM beeinflussen, stattgefunden haben.

In einem Umkreis von 2 km vom Standort befinden sich nur Gewerbebetriebe, jedoch keine industriellen Betriebe, Benzintankanlagen oder Erdgasleitungen. Der Gefahrengutkataster des Kantons Bern ergibt keine Hinweise auf potenzielle Gefährdungen. Dadurch ist eine Gefährdung des KKM durch industrielle Anlagen nicht gegeben.

Die Distanz vom Reaktorgebäude zur Bahnlinie beträgt knapp 4 km, zur Kantonsstrasse und zur Autobahn mehr als 1 km, was selbst ohne Berücksichtigung der Topographie bereits eine genügende Distanz hinsichtlich der Ausbreitung von Feuer und einer Druckwelle von einem explodierenden Güterwagen oder Lastzug darstellt.

Weder die Gasleitungen und Druckreduzier-/Messstationen noch militärische Anlagen stellen für das KKM eine Gefährdung dar.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwegen in der näheren Umgebung kürzlich im Rahmen der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuches für das EKKM im Detail geprüft¹² und Folgendes festgehalten:

„Die Überprüfung ... hat gezeigt, dass weder Verkehrswege noch Industrieanlagen in der Umgebung des Standorts vorhanden sind, die zu einer unzulässigen Gefährdung des EKKM führen würden. Einerseits sind die Distanzen solcher Anlagen zum EKKM gross genug, um eine relevante Beeinträchtigung der Sicherheit des EKKM ausschliessen zu können, andererseits kann der Schutz des EKKM mit auslegungstechnischen Massnahmen sichergestellt werden. Die diesbezüglichen Gefährdungsspezifikationen sind im Rahmen des Baubewilligungsverfahrens einzureichen. Das ENSI ist mit der Beurteilung des Gesuchstellers einverstanden, dass die Eignung des geplanten Standorts durch die Gefahren, die von benachbarten Industriebetrieben, Strassen und Bahnlinien ausgehen können, nicht in Frage gestellt ist.“

Diese Beurteilung ist auf das KKM übertragbar.

Zum Luftverkehr sei auch auf Kapitel 6.2.3.11 verwiesen.

2.1.2 Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen am Standort des KKM

Angaben des KKM

Gemäss den Angaben des KKM erfuhr die Verteilung der Bevölkerung innerhalb der Gefahrensektoren in den letzten Jahren nur unwesentliche Änderungen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Bevölkerungsverteilung in der näheren Umgebung kürzlich im Rahmen der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuches für das EKKM mit folgendem Ergebnis geprüft:¹²

„Das ENSI beurteilt die Bevölkerungsdichte um den Standort EKKM als gering bis moderat. Aus der Darstellung der Bodennutzung in der Umgebung des Standorts ergeben sich keine Besonderheiten, die im Hinblick auf die Standorteignung relevant wären. Insgesamt bestätigt das ENSI die Einschätzung des Gesuchstellers, dass der Standort EKKM hinsichtlich Bevölkerungsdichte, -verteilung und -entwicklung sowie Bodennutzung für den Bau und Betrieb eines Kernkraftwerks geeignet ist.“

Die Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen sind Gegenstand von Kapitel 8.

2.1.3 Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen

vgl. Kapitel 6.2.3.10

2.1.4 Neue Erkenntnisse bezüglich Hydrologie

Angaben des KKM

Die ursprüngliche Auslegung der Gebäude und Anlagenteile gegen externe Überflutungen ging von zwei Schadensereignissen an Stauanlagen aus:

- Schadensfall an der Stauanlage Wohlensee
- Schadensfall an den Stauanlagen der Saane-Talsperren Schiffenen und Rossens.

Untersuchungen zeigen, dass für diese Schadensfälle der Wasserspiegel am Standort KKM eine Überflutungshöhe von 6,00 m nicht übersteigt. Das nachgerüstete SUSAN-Gebäude wurde für den entsprechenden Wasserdruck ausgelegt und wasserdicht ausgeführt. Gemäss den Angaben des Sicherheitsberichts³ repräsentiert die Überflutungshöhe von 6,00 m das heutige Auslegungskriterium des KKM gegen externe Überflutungen.

Im Rahmen der Überprüfungen in Folge der Ereignisse in Fukushima hat das KKM jedoch erkannt, dass bei bestimmten Hochwasserereignissen Schleppspannungen im Wasser auftreten können, die zu grösseren Geschiebemengen führen und somit eine Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerks verursachen könnten.¹³ Das KKM hat infolgedessen Massnahmen zum Hochwasserschutz getroffen.¹⁴ Darüber hinaus hat das KKM mit dem Konzeptantrag zum Nachrüstprojekt DIWANAS¹⁵ (diversitäre Wärmesenke und Nachwärmeabfuhrsystem) ein überarbeitetes PSA-Modell eingereicht, das bedingte Verstopfungswahrscheinlichkeiten bei unterschiedlichen Überflutungsereignissen sowie die nachgerüsteten Ansaugstutzen für das SUSAN-Einlaufbauwerk berücksichtigt (vgl. Kap. 7.3.6.4).

Beurteilung des ENSI

Seit Einreichen der PSÜ 2010 haben sich neue Erkenntnisse bezüglich des Geschiebetransports bei externen Überflutungen ergeben. Als limitierend für die Hochwassersicherheit des KKM hat sich die potenzielle Verstopfung der Kühlwasserfassungen herausgestellt. Mit den im Stillstand 2011 umgesetzten Massnahmen zum Hochwasserschutz hat das KKM die Anlage gegen die Verstopfungsgefahr nachgerüstet. Das ENSI bewertet die neuen Erkenntnisse zur Sicherheit des KKM bei externen Überflutungen wie folgt:

- natürlich bedingte Hochwasser

Im Rahmen der deterministischen Überprüfung der Hochwassersicherheit hat sich das ENSI davon überzeugt, dass mit den Nachrüstmassnahmen der Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers erbracht ist.¹⁶ Der Nachweis zeigt unter anderem, dass ein hochwasserbedingtes Versagen der Stauanlagen im Einzugsbereich des KKM bei einem 10 000-jährlichen Hochwasser deterministisch ausgeschlossen werden kann. Die Überflutungshöhe bei einem 10 000-jährlichen Hochwasser liegt weit unterhalb der Auslegungsfluthöhe des KKM.

- erdbebenbedingtes Versagen von Stauanlagen im Einflussbereich des KKM

Im Rahmen der deterministischen Überprüfung der Erdbebensicherheit hat das ENSI den deterministischen Nachweis des KKM bestätigt, dass bei einem 10 000-jährlichen Erdbeben eine unkontrollierte Wasserabgabe der Stauanlagen im Einflussbereich des Kernkraftwerkes ausgeschlossen werden kann.¹⁷ Daher ergibt sich zusammen mit dem Nachweis der Hochwassersicherheit des KKM, dass ein Versagen der Stauanlagen für die Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken nicht zu unterstellen ist (vgl. Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken – im Folgenden als „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ bezeichnet).

- Risiko des KKM aufgrund externer Überflutungen

Das überarbeitete PSA-Modell, welches die neuen Erkenntnisse bezüglich externer Überflutungen berücksichtigt, wird in die Beurteilung der PSÜ 2010 (vgl. Kapitel 7) einbezogen. Das Modell zeigt, dass die Nachrüstung des SUSAN-Einlaufbauwerks das Risiko aufgrund externer Überflutungen wirksam reduziert. Ein erdbebenbedingtes Versagen der Wohlensee-Stauanlage führt trotz der Nachrüstung mit hoher Wahrscheinlichkeit zum Verstopfen des SUSAN-Einlaufbauwerks. Daher plant die Eigentümerin des KKM (die BKW), die Stauanlage zu verstärken. Danach wird dieses Versagen das Kernschadensrisiko des KKM nicht mehr dominieren.

2.1.5 Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Seismizität

Angaben des KKM

Der Sicherheitsbericht 2010³ hält fest, dass das regional um den KKM-Standort in der Tiefe vorhandene Grundgebirge von tektonisch bedingten Brüchen durchzogen ist. Die genaue Orientierung der Brüche ist aufgrund der sedimentären Bedeckung schwer fassbar. Die stratigraphische Abfolge der mesozoischen und tertiären Sedimente und deren geologische Geschichte haben dazu geführt, dass im Grundgebirge und in den mesozoischen Sedimenten zwei verschiedene Bruchsysteme mit beschränkter Koppelung vorhanden sind. Bei günstiger Lage zum heutigen Spannungsfeld können die Brüche möglicherweise reaktiviert werden. Beispielhaft dazu werden im Sicherheitsbericht³ die durch seismische Aktivität charakterisierte Fribourg-Zone und die tektonische Interpretation der Störung aufgrund seismischer Profile dargestellt. Hinweise auf neue Erkenntnisse (seit Einreichen des Rahmenbewilligungsgesuches für das EKKM) gibt es im Bericht nicht.

Im Sicherheitsbericht werden ausserdem die Ergebnisse hydrogeologischer Untersuchungen, die im Zuge des Rahmenbewilligungsgesuchs für das EKKM durchgeführt wurden (Baugrunduntersuchungen, Bohrungen, Pumpversuche, Grundwasserstände etc.), zusammengefasst.

Im Sicherheitsbericht wird weiter dargelegt, dass Massenbewegungen in den Fliessgewässern im Einzugsgebiet des KKM potenziell Auswirkungen auf die Hydrologie haben könnten, jedoch keine Gefährdung für den Standort darstellen. Vom südlich gelegenen Molassehügel Runtigerain her kann es zu Ablösungen des Lockergesteins sowie zu Steinschlag kommen. Aufgrund der geringen mobilisierbaren Volumina sowie der hohen Dämpfungswirkung des vorhandenen Gehängelehms sind jedoch keine Auswirkungen auf den Standort zu erwarten. Beim nördlich vorgelagerten Hangfuss sind Hangrutschungen und Bodenverflüssigungen des Gehängelehms möglich, durch die geringen Mächtigkeiten aber bautechnisch gut beherrschbar. Mögliche Hangrutschungen in den Wohlensee können aufgrund der maximal denkbaren Volumina und der moderaten Tiefe des Wohlensees nicht zu Ereignissen am Standort führen, die die erwarteten Flutpegel eines vollständigen Bruches der Staumauer Mühleberg überschreiten.

Die Seismizität wird im Sicherheitsbericht in enger Verknüpfung mit der lokalen Geologie und Tektonik behandelt. Dabei wird auf die Erkenntnisse der in den Jahren 2001 bis 2004 durchgeführten „Probabilistischen Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz“ (PEGASOS) verwiesen.

Der Sicherheitsbericht beschreibt auch Erkenntnisse aus der Weiterentwicklung der Erdbebengefährdungsanalysen. Das Projekt PEGASOS ergab im Vergleich zu früheren probabilistischen Gefährdungsanalysen aus den 1980-er Jahren signifikant höhere Bodenbeschleunigungswerte. Mit dem „PEGASOS Refinement Project“ (PRP) wurde von den KKW-Betreibern der Schweiz ein Folgeprojekt initiiert, das insbesondere bestehende Unsicherheiten reduzieren soll. Zusammen mit der Auswertung von Baugrunduntersuchungen aus 2009 soll das PRP die gefährdungsrelevante Datenbasis für den Standort KKM weiter verbessern.

Im Sicherheitsbericht wird die Entwicklung der Erdbebenauslegung des KKM geschildert. Ursprünglich wurde der Projektierung des KKM ein Sicherheitserdbeben zugrunde gelegt, welches durch Beschleunigungswerte von 0,12 g in beliebiger horizontaler Richtung und 0,08 g in vertikaler Richtung charakterisiert ist. Die Erdbebenrisikokarte der Schweiz von 1975 zeigt für den Standort Mühleberg eine gegenüber diesen Werten erhöhte horizontale (0,15 g) und vertikale (0,10 g) Grundbeschleunigung. Auf Basis dieser neuen Werte für das Sicherheitserdbeben wurden Gebäude, Systeme und Komponenten anhand einer Überprüfung vorhandener Berechnungen und neuer Analysen requalifiziert. Für wichtige Komponenten und Rohrleitungssysteme bestätigte sich die ursprüngliche, konservative Auslegung. Diverse andere Komponenten und Einrichtungen wurden aufgrund der seismischen Nachrechnungen ersetzt. Für die überprüften Baustrukturen zeigte sich, dass die Erdbebensicherheit ausreichend ist.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Geologie und Hydrogeologie des Standorts kürzlich im Rahmen der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuches für das EKKM im Detail geprüft.¹⁹ Es gibt zu den Darstellungen des KKM aus Sicht des ENSI keine weiteren Erkenntnisse, die eine Neubeurteilung notwendig machen würden. Für die Beurteilung des Standorts ergeben sich aus den Untersuchungen zur Geologie sowie den Grundwasseruntersuchungen, die im Zuge des Rahmenbewilligungsgesuchs für das EKKM erstellt wurden, keine neuen negativen Aspekte.

Im Zuge des Rahmenbewilligungsgesuches für das EKKM wurden seitens ENSI auch die aktuellen Daten zur Seismizität bewertet. Diese beeinflussen die Schlussfolgerungen aus der PEGASOS-Studie nicht.

Im Rahmen des Projekts PEGASOS sind die regionalen geologischen Strukturen beurteilt und ihre Bedeutung für die seismische Gefährdung diskutiert worden.²⁰ Das ENSI hat die Ergebnisse des PEGASOS-Projekts als gute Grundlage für die Analyse von Erdbeben und deren Störfallauswirkungen bewertet.²¹

Am 11. März 2011 führten ein Erdbeben und der daraus resultierende Tsunami zu schweren Unfällen mit Kernschmelzen in drei Kernkraftwerksblöcken am Standort Fukushima Dai-ichi in Japan. Aufgrund dieser Ereignisse hat das ENSI am 18. März 2011²⁴³ unter anderem verfügt, dass die Auslegung der Kernkraftwerke in der Schweiz bezüglich Erdbeben unverzüglich zu überprüfen ist. In seiner zweiten Verfügung vom 1. April 2011²⁴⁴ hat das ENSI die Randbedingungen für die Überprüfung festgelegt. Demnach waren die seismischen Gefährdungsannahmen auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des Schweizerischen Erdbebendienstes und der im Rahmen des Projekts PRP erhobenen Standortdaten neu zu ermitteln. In der Stellungnahme¹⁷ zur vom KKM eingereichten Dokumentation kommt das ENSI zum Schluss, dass die Kernkühlung und die Kühlung des Brennelementlagerbeckens unter Einwirkung eines 10 000-jährlichen Erdbebens und der Kombination von Erdbeben und erdbebenbedingtem Hochwasser einzelfehlersicher gewährleistet bleiben. Die Dosislimite von 100 mSv wird bei diesen Störfällen eingehalten.

Nach Abschluss des Projekts PRP und Überprüfung der Ergebnisse durch das ENSI wird das ENSI die Erdbebengefährdungsannahmen neu festlegen. Auf dieser Grundlage sind gemäss der Verfügung vom 1. April 2011 dann die Erdbebenfestigkeitsnachweise zu aktualisieren und der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens (nochmals) zu erbringen.

Auf der Basis der Angaben im Sicherheitsbericht³, den detaillierten Untersuchungen zum Rahmenbewilligungsgesuch für das EKKM und eigenen Untersuchungen vor Ort¹⁹ bestätigt das ENSI ausserdem, dass für das KKM keine sicherheitsrelevante Gefährdung durch Rutschungen, Hangmuren, Steinschlag und Felssturz ausgeht. Das im Gebiet um das KKM mobilisierbare Volumen an Gestein und Lockermaterial wird durch die geringe Lockergesteinsbedeckung und die Verwitterungseigenschaften der USM-Gesteine be-

grenzt. Zum Aspekt der Hangrutschungen in den Wohlensee stellt das ENSI fest, dass an den Ufern des Wohlensees Materialvolumina mobilisiert werden können. Die Stauanlage untersteht der Aufsicht durch das BFE. Dieses fordert für die Uferstabilität sowie die Gefährdung durch Rutsch- und Sturzmassen eine Überwachung.

Auch der Aspekt der „Bodenabsenkung“ ist im Gutachten des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch für das EKKM bereits beurteilt worden. Die noch nicht für das KKM deterministisch beurteilten seismischen Auswirkungen „Bodenverflüssigung“ und „Kompaktion/Setzung“ sollen im Rahmen des Aktionsplans-Fukushima bewertet werden. Das ENSI erhebt daher folgende Forderung:

Forderung 2.1-1

Das KKM hat mit Hilfe anerkannter Methoden aufzuzeigen, dass die in der Darlegung der Methodik deterministischer Erdbebennachweise auf Basis der PRP-Ergebnisse genannten seismischen Auswirkungen „Bodenverflüssigung“ und „Kompaktion/Setzung“ als externe Gefährdung der Anlage auszuschliessen beziehungsweise beherrschbar sind. Die Nachweise sind entsprechend den Vorgaben des ENSI zu erbringen und dem ENSI ein Jahr nach Inkraftsetzung der auf der Basis der PRP-Resultate neu festgelegten Gefährdungsannahmen einzureichen.

2.2 Anlagentyp und Sicherheitskonzept

2.2.1 Grundsätzlicher Aufbau des KKM

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) ist eine Siedewasserreaktoranlage der Firma General Electric (GE) und gehört zur Baulinie BWR/4 mit einem Primärcontainment des Typs Mark I. Die thermische Reaktorleistung beträgt 1 097 MW. Der grundsätzliche Aufbau des KKM ist in der Abbildung 2.2-1 dargestellt.

Im Siedewasserreaktor wird der Prozessdampf zum Antrieb der Turbogruppen direkt im Reaktor erzeugt. Daher befinden sich der Wasserabscheider und der Dampftrockner zur Dampfbehandlung im Reaktordruckbehälter. Die Zwangsumwälzung des Kühlmittels im Kern erfolgt über zwei ausserhalb des Reaktordruckbehälters liegende Schleifen des Reaktorumwälzsystems mit je einer Umwälzpumpe. Das Treibwasser wird benutzt, um im Reaktordruckbehälter mittels Strahlpumpen eine gegenüber der Treibwassermenge rund doppelt so grosse Wassermenge im Kern umzuwälzen. Ein Teil des Reaktorwassers wird dem Reaktorwasser-Reinigungssystem (RWCU) kontinuierlich aus einer Reaktorumwälzschleife zugeführt.

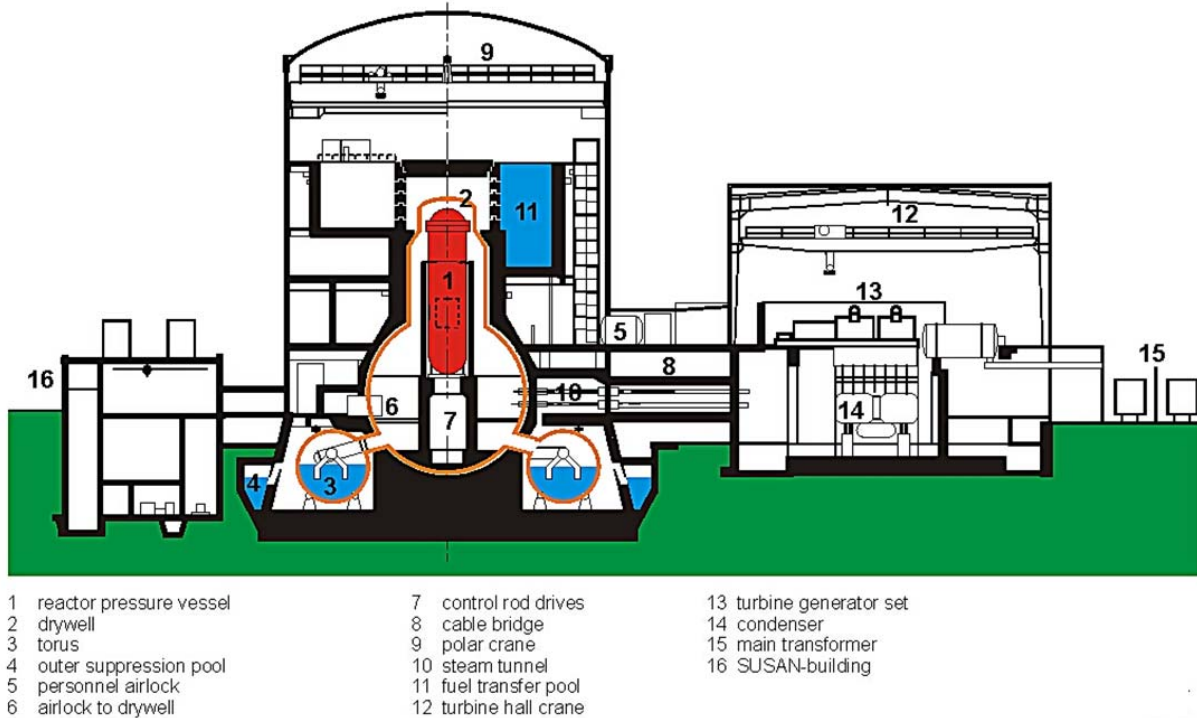


Abbildung 2.2-1: Prinzipdarstellung des KKM

Der im Reaktor bei einem Betriebsdruck von 72,3 bar (abs) erzeugte Satteldampf wird durch die Frischdampfleitungen ins Maschinenhaus zu den beiden Turbogruppen geleitet. Die Dampfturbinen treiben die beiden Generatoren an, deren erzeugte elektrische Energie in den Haupttransformatoren umgeformt und ins 220-kV-Netz eingespeist wird. Der entspannte Dampf wird in den Kondensatoren zu Wasser kondensiert. Das Kondensat wird über die Kondensatpumpen, die Kondensatreinigungsanlage, die Kondensatorvorwärmer und die Speisewasserpumpen in den Reaktorbehälter zurückgefördert. Die in den Kondensatoren anfallende Abwärme wird durch das Hauptkühlwassersystem abgeführt, welches das Kühlwasser der Aare entnimmt und dorthin zurückfördert. Zwischen dem radioaktiven Prozessdampf und dem Aarewasser bilden die Kondensatorkühlrohre die einzige Barriere. Bei einer Rohrleckage wird eine Abgabe von Radioaktivität an die Umwelt verhindert, indem im Kondensator ständig ein Unterdruck herrscht und bei einem Verlust des Kondensatorvakuums die Dampfeinspeisung in den Kondensator automatisch unterbrochen und der Reaktor abgeschaltet wird.

Das KKM verfügt über folgende für Siedewasserreaktoren typische, zum Teil inhärente Auslegungsmerkmale:

- naturgemäss negativer Brennstoff-Temperaturkoeffizient der Reaktivität (Dopplerkoeffizient), so dass eine Temperaturerhöhung eine Leistungsabsenkung des Reaktors bewirkt
- negativer Dampfblasenkoeffizient (Voidkoeffizient), so dass die Reaktorleistung bei Erhöhung des Dampfanteils durch einen Druckanstieg im Reaktor sinkt
- Steuerung der Reaktorleistung mittels Umwälzmenge und Steuerstäbe sowie am Zyklusende auch mittels Absenkung der Speisewassertemperatur
- Einschossen der Steuerstäbe in den Kern von unten unter Verwendung individueller Druckspeicher und des Reaktor drucks zur Schnellabschaltung des Reaktors
- Einstellen eines Naturumlaufs des Reaktorkühlmittels bei Ausfall der Zwangsumwälzung zur Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente
- Primärcontainment mit Druckabbausystem zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei Störfällen

2.2.2 Das Sicherheitskonzept des KKM

Barrierenkonzept

Der gemäss Art. 4 KEG und Art. 1 StSG übergeordnete Grundsatz bei der Nutzung der Kernenergie, Mensch und Umwelt vor Gefährdungen durch ionisierende Strahlen zu schützen, wird im KKM in erster Linie durch den aus mehreren, weitgehend voneinander unabhängigen Barrieren bestehenden sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe gewährleistet.

Die Aktivität des Reaktorkerns ist weitgehend im Brennstoff gebunden, dessen Keramikstruktur als erste Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe zählt.

Die zweite Barriere ist das Brennstabhüllrohr, das die flüchtigen radioaktiven Stoffe zurückhält.

Die dritte aus Stahl gefertigte Barriere besteht aus dem Reaktordruckbehälter und dem Reaktorkühlkreislauf (druckführende Umschliessung).

Die vierte Barriere wird durch eine massive, den Reaktordruckbehälter umschliessende Betonstruktur gebildet, welche die Gammastrahlung aus dem Reaktorkern abschirmt.

Die fünfte Barriere ist das Primärcontainment, das die Systeme des Reaktorkühlkreislaufs umschliesst.

Als sechste Barriere dient das Reaktorgebäude aus Stahlbeton (Sekundärcontainment), welches das Primärcontainment umschliesst, vor allem dem Schutz gegen äussere Einwirkungen.

Das Primärcontainment besteht aus dem Drywell und dem inneren Torus. Der Drywell ist ein birnenförmiger Stahlbehälter, der den Reaktordruckbehälter und das Reaktorkühlsystem mit den Anschlussrohrleitungen umschliesst und durch Überströmrohre mit dem Torus verbunden ist. Die Überströmrohre münden in den Ringverteiler innerhalb des Torus, von dem Kondensationsrohre in die Wasservorlage im Torus eintauchen. Die grosse Wasservorlage im Torus dient als Wärmespeicher zur Aufnahme der Nachzerfallswärme, falls die Hauptwärmesenke (Kondensatoren) ausgefallen ist. Dabei wird der im Reaktor erzeugte Dampf über die Sicherheits-/Abblaseventile in den Frischdampfleitungen direkt in diese Wasservorlage geleitet.

Bei einem Leck im Reaktorkühlkreislauf, also bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Drywells, wird Primärkühlmittel (Wasser und Dampf) freigesetzt. Infolge der Druckerhöhung strömt der Dampf zusammen mit den im Drywell vorhandenen Gasen durch die Überströmrohre in die Wasservorlage des Torus, wo der Dampf kondensiert und damit der Druckaufbau im Drywell begrenzt wird.

Die Atmosphäre des Primärcontainments ist im Normalbetrieb durch Stickstoff inertisiert. Hierdurch wird bei einem schweren Unfall die Bildung eines zündfähigen Gasgemisches durch die Zirkonium-Wasser-Reaktion verhindert, welches die Integrität des Primärcontainments gefährden könnte. Damit der bei einem schweren Unfall unter anderem durch nicht kondensierbare Gase verursachte Druckaufbau im Primärcontainment nicht zu einer Gefährdung des Primärcontainments führt, verfügt das KKM über ein passiv wirkendes Containment-Druckentlastungssystem.

Im Normalbetrieb wird das Sekundärcontainment mit dem betrieblichen Lüftungssystem auf leichtem Unterdruck gehalten. Im Störfall übernimmt das Notabluftsystem diese Aufgabe, um eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe an die Umgebung zu vermeiden. Bei einer grossen Dampfleckage im Reaktorgebäude würde der Dampf durch Kondensationsrohre in die Wasservorlage des äusseren Torus geleitet und dort kondensiert. Damit wird ein unzulässiger Druckaufbau im Reaktorgebäude verhindert.

Umsetzung des Zonenkonzepts

Das Zonenkonzept wird in Kapitel 4.6.2 dargestellt.

Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge umfasst voneinander unabhängige Schutzmassnahmen auf mehreren Sicherheitsebenen. Die Massnahmen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 dienen der Vermeidung und Beherrschung von Störfällen, welche die Integrität der oben genannten Barrieren gefährden. Damit wird

verhindert, dass radioaktive Stoffe in einem gefährdenden Umfang freigesetzt werden. Mit den Massnahmen der Sicherheitsebene 4 soll verhindert werden, dass ein auslegungsüberschreitender Anlagenzustand zu einem Kernschaden führt (präventiver Notfallschutz), oder es soll im Falle eines Kernschadens die Freisetzung radioaktiver Stoffe begrenzt werden (mitigativer Notfallschutz).

Sicherheitsebene 1

Auf der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) gewährleisten die Betriebssysteme die Kritikalitätssicherheit, die Kühlung der Brennelemente und letztendlich den Erhalt der Barrieren. An diese Systeme wurden hohe Anforderungen bezüglich Herstellungsqualität und Werkstoffauswahl gestellt. Die Betriebssysteme sind so ausgelegt und werden anhand von Betriebsvorschriften so betrieben, dass eine Abweichung vom Normalbetrieb möglichst verhindert wird. Die Betriebsvorschriften werden insbesondere im Kapitel 3.5 behandelt. Die Zuverlässigkeit wichtiger Betriebssysteme wird in den Kapiteln 4 und 5 betrachtet.

Weitere Schutzmassnahmen der Sicherheitsebene 1 dienen der Begrenzung der Strahlenexposition, wie z. B. die Kühlmittelreinigung zur Minimierung der Aktivierung und Reduktion des Radioaktivitätsinventars sowie die Optimierung strahlungsrelevanter Tätigkeiten. Eine Bewertung dieser Massnahmen erfolgt insbesondere in den Kapiteln 4.5 und 4.6.

Sicherheitsebene 2

Für den Fall einer Abweichung vom Normalbetrieb verfügt das KKM über sogenannte Begrenzungssysteme, die automatisch eingreifen und Laständerungen so abfangen, dass keine Sicherheitssysteme angefordert werden (Massnahmen der Sicherheitsebene 2). So wird z. B. bei Ausfall einer Turbinengruppe durch eine Gruppe vorgewählter Steuerstäbe (SRI) eine Teilabschaltung des Reaktors ausgelöst, wodurch die Reaktorleistung auf rund 40 % reduziert und damit eine Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) vermieden wird. Darüber hinaus gibt es Überwachungssysteme, insbesondere zur Leckage- und Aktivitätsüberwachung, die dem Betriebspersonal den Verlust der Integrität einer Barriere anzeigen und dadurch ein frühzeitiges Eingreifen ermöglichen. Die Zuverlässigkeit der Begrenzungs- und Überwachungssysteme im KKM wird insbesondere in den Kapiteln 4.4.1.2 und 5.6 bewertet.

Zur Sicherheitsebene 2 gehören aber auch weitere Massnahmen, um Fehler zu erkennen, etwa im operativen Strahlenschutz. Ein Beispiel sind die Austrittsmonitore, welche beim Verlassen der kontrollierten Zone Personenkontaminationen anzeigen.

Sicherheitsebene 3

Bei einem Störfall werden über die Sicherheitsleittechnik Sicherheitssysteme angefordert, mit denen die Anlage in einen sicheren Zustand überführt wird (Massnahmen der Sicherheitsebene 3). Entweder haben in diesem Fall die Begrenzungssysteme versagt oder das den Störfall auslösende Ereignis führte zu einer direkten Überschreitung von Grenzwerten und damit zur automatischen Anregung der Sicherheitssysteme. Die Sicherheitssysteme zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen sind im KKM den Strängen I und II (ursprüngliche Systeme) und den Strängen III und IV (Notstandssysteme) zugeordnet. Die beiden Stranggruppen sind soweit möglich redundant und diversitär ausgeführt sowie räumlich voneinander getrennt. Die Anregung der Sicherheitssysteme erfolgt automatisch, so dass innerhalb der ersten 30 Minuten keine Eingriffe des Betriebspersonals erforderlich sind. Bei Versagen der automatischen Anregung können die Sicherheitssysteme zusätzlich auf Basis ereignis- und symptomorientierter Stör- und Notfallvorschriften von den Operateuren manuell gestartet werden. Für die Verfolgung und Überwachung der ordnungsgemässen Funktion der Sicherheitssysteme steht den Operateuren die sogenannte Störfallinstrumentierung zur Verfügung.

Die Notstandssysteme dienen im KKM insbesondere dazu, die Anlage bei natur- und nicht naturbedingten äusseren Einwirkungen wie Erdbeben, Blitzschlag, Überschwemmung, Flugzeugabsturz, Grossbrand und unbefugten Einwirkungen automatisch in einen sicheren Zustand abzufahren. Das Notstandssystem wurde so ausgelegt, dass im Anforderungsfall die Abfuhr der Nachzerfallwärme innerhalb der ersten 10 Stunden ohne Eingriffe des Betriebspersonals erfolgt.

Die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wird durch umfassende Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme sichergestellt. Um Instandhaltungsarbeiten durchführen zu können, sind Freischaltungen (Ausserbetriebnahmen) einzelner Stränge der Sicherheitssysteme erforderlich. Zur Sicherstellung der ausreichenden Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme im Anforderungsfall sind in der Technischen Spezifikation des KKM für das Instandhaltungsverfahren entsprechende Vorgaben festgelegt. Die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme einschliesslich deren Hilfs- und Versorgungssysteme sowie die Eignung der Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme werden insbesondere in Kapitel 5 bewertet.

Mit deterministischen Sicherheitsanalysen hat der Bewilligungsinhaber nachzuweisen, dass die in der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen²² – im Folgenden „Gefährdungsannahmenverordnung“ genannt – aufgeführten übergeordneten Schutzziele unter Berücksichtigung der dort festgelegten Gefährdungsannahmen und Nachweiskriterien eingehalten werden. Diese Nachweise werden im Kapitel 6 dieser Stellungnahme bewertet. Soweit sich diese Nachweise auf Auslegungsstörfälle beziehen (vgl. Tabelle 6.1-2), betreffen sie die Sicherheitsebene 3.

Sicherheitsebene 4

Für den Fall, dass Sicherheitssysteme bei einem Störfall versagen würden, stehen im KKM Notfallmassnahmen zur Verfügung, um einen Kernschaden zu verhindern oder die Folgen eines Kernschadens zu begrenzen (Massnahmen der Sicherheitsebene 4). Im Gegensatz zu den weitgehend automatisch ausgelösten Massnahmen der Sicherheitsebenen 2 und 3 werden Notfallmassnahmen (Accident Management) ausschliesslich durch die Operateure oder den Notfallstab auf Basis von Notfallvorschriften oder Schwerunfallhilfen (SAMG) eingeleitet.

Anhand probabilistischer Störfallanalysen sowie deterministischer Analysen ausgewählter auslegungsüberschreitender Störfälle (vgl. Tabelle 6.1-2) hat der Bewilligungsinhaber nachzuweisen, dass die in der „Gefährdungsannahmenverordnung“ aufgeführten übergeordneten Schutzziele unter Berücksichtigung der dort festgelegten Gefährdungsannahmen und Nachweiskriterien eingehalten werden. Diese Nachweise werden im Kapitel 7 sowie einzelnen Unterkapiteln von Kapitel 6 (vgl. Tabelle 6.1-2) dieser Stellungnahme bewertet.

Sicherheitsebene 5

Kommt es in der Folge eines auslegungsüberschreitenden Störfalls zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in einem gefährdenden Umfang, greifen externe Notfallmassnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition (Massnahmen auf der Sicherheitsebene 5), für deren Anordnung nicht der Betreiber des KKM zuständig ist. Der Betreiber hat dafür zu sorgen, dass die hierfür zuständigen Behörden die notwendigen Informationen rechtzeitig erhalten. Die diesbezüglich getroffenen Massnahmen werden im Kapitel 8 bewertet.

Ebenenübergreifende Massnahmen

Neben den Schutzmassnahmen der einzelnen Sicherheitsebenen gehören zum Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks ebenenübergreifende Massnahmen, die für die Wirksamkeit aller Sicherheitsebenen von Bedeutung sind. Dazu gehören zum Beispiel die Organisation im Allgemeinen, die Instandhaltungsprogramme für Bauwerke oder die Ausbildung des Personals. Diese Massnahmen werden in den Kapiteln 3 und 4 bewertet. Zudem hat das ENSI auch das Vorgehen des Bewilligungsinhabers nach Abschluss des Überprüfungszeitraums bewertet, insbesondere bezüglich Erkenntnissen aus dem Unfall von Fukushima. Dies ist Gegenstand von Kapitel 2.6.

2.3 Stand der Auflagen, Massnahmen und Pendenzen

In diesem Kapitel werden die Erfüllung bzw. der aktuelle Stand der Auflagen, Pendenzen und Forderungen aus der Verfügung des Bundesrats vom 14. Dezember 1992²³ dargestellt. Zudem wird über die Erledigung der Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002²⁴ der HSK sowie der Forderungen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007²⁵ der HSK berichtet.

2.3.1 Auflagen der Bau- und Betriebsbewilligung

Im Folgenden werden – kursiv markiert – aus Kapitel 2.2.1 der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002²⁴ die Angaben zur Erfüllung bzw. zum Stand von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 14. Dezember 1992 zitiert:

Aufgrund des HSK-Gutachtens aus dem Jahre 1991²⁶ verfügte der Bundesrat am 14. Dezember 1992 14 Bedingungen und Auflagen (4.1 – 4.14). Die Auflage 4.13 bezüglich der nuklearen Sicherung und die Auflage 4.14 bezüglich der Evaluation alternativer Energieproduktionen liegen ausserhalb des Aufsichtsbereiches der HSK und werden nicht betrachtet. Auch KKM hat die Erfüllung der Auflagen in der Gesamtbewertung der PSÜ (PSÜ 2000) kommentiert.

Die HSK beurteilt die Erfüllung der Auflagen wie folgt:

*Die **Auflage 4.1** befristet die Betriebsbewilligung für das KKM bis zum 31. Dezember 2002. Die Betriebsbewilligung wurde mit der Verfügung des Bundesrates vom 28. Oktober 1998 zum Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das KKM bis zum 31. Dezember 2012 verlängert.*

Das UVEK hat im Dezember 2009 die Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung verfügt. Anfang März 2012 hat das Bundesverwaltungsgericht eine Beschwerde dagegen teilweise gutgeheissen und damit den Entscheid des UVEK erstinstanzlich aufgehoben. Weiter hat das Bundesverwaltungsgericht die Befristung der Betriebsbewilligung des KKM bis zum 28. Juni 2013 verlängert. Gegen dieses Urteil des Bundesverwaltungsgerichts reichten das UVEK und die Betreiberin des Kernkraftwerks Mühleberg, die BKW, Beschwerde ein. Das Bundesgericht hat sich am 28. März 2013 für eine unbefristete Betriebsbewilligung an das KKM ausgesprochen. Somit verfügt das KKM seither über eine rechtskräftige unbefristete Betriebsbewilligung.

*Die **Auflage 4.2** begrenzte die thermische Reaktorleistung im stationären Betrieb auf 1 097 MW.*

Die Leistungsgrenze wurde im Bewertungszeitraum eingehalten.

*Die **Auflage 4.3** begrenzt die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus dem KKM.*

Die vorgeschriebenen Grenzwerte für die Abgaben an die Atmosphäre und an die Aare wurden im Bewertungszeitraum eingehalten.

*Die **Auflage 4.4** verlangte die Qualifikation und nötigenfalls die Nachrüstung von noch nicht seismisch qualifizierten Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes, welche die SUSAN-Funktion beeinträchtigen könnten, inkl. ihrer Verankerung im Bauwerk für das Sicherheitserdbeben.*

Die erforderlichen Qualifikationen und Nachrüstungen wurden bis Ende 1993 durchgeführt. Es handelte sich dabei im Wesentlichen um die an das Reaktorkühlsystem bzw. den Torus angeschlossenen Leitungen.

*Die **Auflage 4.5** verlangte die Überprüfung des Brandschutzes im Torusbereich des Reaktorgebäudes bezüglich aktiver und passiver Massnahmen auf der Kote -11 m. Zudem war für das Löschwassernetz des Reaktorgebäudes der Erdbebennachweis zu erbringen.*

Bei der Überprüfung der Brandschutzmassnahmen wurden zwei Verbesserungsmassnahmen eruiert, die zur Installation eines Rauch- und Wärmeabzugs und zur Begrenzung der Brandlasten führten. Diese Massnahmen wurden umgesetzt und die Auflage im Jahre 1997 abgeschlossen. Der Erdbebennachweis für das Löschwassernetz wurde 1994 erbracht.

*Die **Auflage 4.6** verlangte die Einführung eines systematischen Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) für Bauwerke sowie elektrische und mechanische Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung bis Mitte 1993.*

Das Konzept des AÜP wurde termingerecht vorgelegt und von der HSK gutgeheissen.

Die Umsetzung des Programms in der Anlage wird vom ENSI weiterverfolgt.

Die **Auflage 4.7** verlangte, dass der Betreiber alle 10 Jahre einen Bericht über die Sicherheit der Anlage bei der HSK einreicht.

Die BKW hat im Jahr 2001 erstmals eine PSÜ durchgeführt. Die HSK hat diese in ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme im 2002 bewertet.

Für eine Zwischenbewertung des KKM musste die BKW bis Ende 2005 die PSÜ-Dokumentation aktualisieren und der HSK zur Bewertung einreichen. Die HSK hat diese in ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme im Jahr 2007 bewertet.²⁵ Die BKW hat im Jahr 2010 eine zweite PSÜ durchgeführt. Die Beurteilung dieser PSÜ durch das ENSI ist Gegenstand der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme.

Die **Auflage 4.8** verlangte die jährliche Überprüfung und allfällige Revision des Sicherheitsberichtes.

Der Sicherheitsbericht wurde im Überprüfungszeitraum periodisch revidiert.

Die **Auflage 4.9** verlangte die periodische Nachführung der Risikoanalyse bei Änderungen in der Anlage und in Vorschriften.

Die BKW hat im Jahre 1995 eine Stillstands- und Schwachlast-PSA (SMUSA) bei der HSK eingereicht und im Rahmen der PSÜ die Volllast-PSA Stufe 1 und 2 vollständig überarbeitet und nachgeführt.

Die **Auflage 4.10** über die stichprobenweise Prüfung des Zustandes der Abfallfässer im Zwischenlager und über die Anpassung der Abluftüberwachung des Zwischenlagers wurde erfüllt. Die Konditionierung von Brennelementkästen, Steuerstäben, Pulver- und Kugelharzen sowie der Sumpfschlämme entspricht heute dem Stand der Technik.

Die **Auflage 4.11** verlangte, dass vor einer Leistungserhöhung Massnahmen zu ergreifen sind, die geeignet sind, die Dosisleistung insbesondere an den Umwälzschleifen zu reduzieren. Zudem war zu belegen, dass die Grenz- bzw. Richtwerte für die Strahlenbelastung des Personals (Einzel- und Kollektivdosis) auch bei erhöhter Leistung eingehalten werden können.

KKM hat 1993 und 1994 die so genannten „Pins“ und „Rollers“ (stark kobalthaltige Führungselemente für die Steuerstäbe) durch kobaltarme Gleitstücke ersetzt, wodurch der Eintrag von Kobalt in das Reaktorwasser erheblich reduziert wurde. Ferner wurde dem Reaktorwasser von 1991 bis 1998 Eisen und ab 1998 abgereichertes Zink zugesetzt. In der Folge ist die mittlere Dosisleistung an den Umwälzschleifen bis 1999 kontinuierlich gesunken. Die HSK hat die vom KKM ergriffenen Massnahmen als Erfüllung der Auflage 4.11 akzeptiert.

Wie in **Auflage 4.12** verlangt, wurde die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW in zwei Stufen von je 50 MW vorgenommen. Auch wurde vor jeder Erhöhung eine HSK-Freigabe eingeholt.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass alle vom Bundesrat am 14. Dezember 1992 verfügbaren Bedingungen und Auflagen erfüllt wurden respektive erfüllt werden, falls es sich um periodisch zu erfüllende Aufgaben handelt.

2.3.2 Pendenzen und Forderungen aus den PSÜ 2000 und 2005

2.3.2.1 Erfüllung bzw. Stand von Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In der HSK-Stellungnahme vom Dezember 2002 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM (PSÜ 2000) wurden Verbesserungsmassnahmen in verschiedenen Bereichen gefordert, sogenannte Pendenzen. Über deren Erfüllung bzw. Stand wird im Folgenden – kursiv markiert – aus Kapitel 2.2.3 der HSK-Stellungnahme vom November 2007 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM (PSÜ 2005) zitiert:

2.3.2.1.1 Pendenzen im Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage

Eine Neuauflage der mechanischen Komponentenlisten ist für die sicherheitsrelevanten Systeme bis zum April 2003 zu erstellen (Kapitel 5.5.1.1, **Pendenz P01/2002**):

Das KKM hat bis Mitte 2003 die geforderten mechanischen Komponentenlisten eingereicht. Die HSK hat diese Komponentenlisten überprüft und die Pendenz P01 daraufhin anfangs 2005 geschlossen.

Die Priorität weiterer Qualifizierungen von Prüfsystemen für die wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen an mechanischen Komponenten ist zu ermitteln und die HSK ist darüber bis Ende 2003 zu informieren (Kapitel 5.5.1.1, **Pendenz P02/2002**):

Das KKM hat der HSK im Dezember 2004 eine Liste der geplanten Qualifizierungen von Prüfsystemen zur zerstörungsfreien Prüfung bis 2010 vorgelegt. Die HSK hat die Vollständigkeit und Reihenfolge der Qualifizierungsvorhaben überprüft und akzeptiert. Die Pendenz wurde daraufhin 2005 geschlossen.

Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 gemäss Festlegung der NE-14²⁷, Rev. 5, ist zu überprüfen und ggf. zu revidieren. Die Zuordnung der Schadensindizes muss mittels der Alterungsüberwachungsprogramme und die Zuordnung der Konsequenzindizes sowohl mit probabilistischen als auch deterministischen Überlegungen durchgeführt werden. Bis Ende 2003 sind das Methodik-Konzept zur Indizierung der Versagenskonsequenzen der Komponenten und ein Zeitplan für die Überarbeitung vorzulegen (Kapitel 5.5.1.1, **Pendenz P03/2002**):

Das KKM führte die geforderten Überprüfungen durch und kam zum Schluss, dass keine Anpassungen bei der Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 notwendig sind. Die HSK hat die Pendenz daraufhin Ende 2005 formal geschlossen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm ist weiter auszuarbeiten und für die mechanischen Anlageteile sind folgende Informationen und Planungsgrundlagen einzureichen (Kapitel 5.5.1.2, **Pendenz P04/2002**):

- a. Bis Mitte 2003 eine Übersicht **aller** Systeme der SK 2 und 3 (unter Einschluss noch nicht behandelter Teile der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlkreislaufes) mit einer Begründung für die Priorisierung bei der Bearbeitung im AÜP zusammen mit einem verbindlichen Terminplan.
- b. Bis Ende 2003 eine Liste von Komponenten der SK 4 oder unklassiert (nach der Richtlinie HSK-R-06²⁸), deren Funktionsverlust besondere sicherheitstechnische Konsequenzen nach sich zieht. Eine Überprüfung, ob diese Komponententeile im Bearbeitungsumfang für die Systeme der SK 2 und 3 mit behandelt werden und falls erforderlich ein separater Bearbeitungsplan.

Das KKM hat die Planungsunterlagen für die weitere Bearbeitung der Berichte des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) termingerecht eingereicht. Insbesondere wurde eine Übersicht aller Systeme für die Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 sowie eine Komponentenliste für besonders sicherheitsrelevante SK4 und unklassierte Komponenten erstellt. Weiterhin wurden ein Konzept und die Zeitplanung für die Erarbeitung der AÜP-Dokumentation eingereicht. Die Pendenz wurde daraufhin von der HSK in den Jahren 2003 (Teil a) und 2005 (Teil b) geschlossen.

Die pendente Dokumentation der Basisinspektionen mit den entsprechend nachgeführten Steckbriefen des Alterungsüberwachungsprogramms ist bis Mitte 2003 einzureichen. Für das SUSAN- und Aufbereitungsgebäude gilt der Abgabetermin Ende 2003 (Kapitel 5.5.3, **Pendenz P05/2002**):

Das KKM hat im erweiterten Beurteilungszeitraum (d. h. Ende August 2000 bis Ende August 2005) die noch ausstehenden Basisinspektionen durchgeführt und die Ergebnisse der HSK mit der aktualisierten Dokumentation zur Überprüfung eingereicht. Die HSK hat die eingereichten Unterlagen zur PSÜ-Pendenz P05 als vollständig und fachgerecht beurteilt und die Pendenz Anfang 2005 geschlossen.

Massnahmen zur Erhöhung des Bestandes an Strahlenschutz-Sachverständigen sind bis Ende 2003 zu ergreifen (Kapitel 5.6.1, **Pendenz P06/2002**):

Die HSK beurteilt die Anzahl von drei Strahlenschutz-Sachverständigen im Vergleich zu anderen Schweizer und ausländischen Kernkraftwerken nach wie vor als knapp bemessen. Da aber der Strahlenschutz-Sachverständige ausserhalb des Ressorts Strahlenschutz im Gegensatz zur Situation im Jahr 2000 seine Funktion im Anforderungsfall vollumfänglich wahrnehmen kann, hat die HSK die diesbezügliche Pendeuz P06 im Jahr 2004 geschlossen.

Die Zonenpläne sind bis Mitte 2003 entsprechend der Richtlinie HSK-R-07²⁹ für die kontrollierten Zonen zu vervollständigen und auf dem aktuellen Stand zu halten (Kapitel 5.6.8, **Pendeuz P07/2002**):

Mit dem Einreichen der aktuellen Zonenpläne gemäss der Richtlinie HSK-R-07 durch das KKM wurde die PSÜ-Pendeuz P07 Ende 2003 geschlossen.

Die Anzahl der sanitären Einrichtungen und die Platzverhältnisse in den Garderoben sind bis Ende 2004 zu verbessern. KKM legt bis Mitte 2003 ein Konzept für die Sanierung vor (Kapitel 5.6.8, **Pendeuz P08/2002**):

Anlässlich einer gemeinsamen Inspektion des SECO, des beco und der HSK zur Erledigung der Pendeuz P08 im Jahr 2004 legte das KKM dar, dass die Sanierung der Garderoben mit grossem zeitlichen und finanziellen Aufwand verbunden und damit sinnvollerweise mit dem Antrag der BKW FMB AG auf eine Bewilligungsverlängerung des KKM, welcher bis spätestens 2007 erfolgen müsse, zu koppeln sei. Das SECO, das beco und die HSK stimmten diesem Antrag zu, schlossen die Pendeuz P08 formell und legten fest, dass ihnen das Sanierungskonzept für die Garderoben bis 2007 zur gemeinsamen Beurteilung vorzulegen sei. Mitte 2007 reichte das KKM ein Übergangskonzept bis zur endgültigen Sanierung der Garderoben ein, welches von der HSK freigegeben wurde.

Anmerkung: Vor der Jahresrevision 2010 wurde das neue Betriebsgebäude Nord mit neuen Garderoben und mit dem Stand der Technik entsprechender Infrastruktur für den Zonenzutritt in Betrieb genommen. Das ENSI hat die erforderlichen Freigaben erteilt.

Die Alarmschwellen der Personenkontaminationsmonitore sind zu überprüfen und bis Ende 2003 so einzustellen, dass die Empfehlungen in der Richtlinie HSK-R-07 erfüllt sind (Kapitel 5.6.9, **Pendeuz P09/2002**):

Das KKM die Alarmschwellen der Personenmonitore auf die in der Richtlinie HSK-R-07 genannten Werte eingestellt. Nach Ausführung und Dokumentation der geforderten Anpassungen und Umbaumaassnahmen durch das KKM hat die HSK 2004 dem Antrag zur Schliessung der Pendeuz P09 entsprochen.

Bis Ende 2004 ist zu überprüfen (Kapitel 5.6.11, **Pendeuz P10/2002**),

- a. ob die Schiebeluft aus Behältnissen und Rohrleitungen, die in den kontrollierten Zonen installiert sind, über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt und
- b. wie diese Schiebeluft mit angemessenen Mitteln direkt in die Abluftkanäle eingekoppelt werden kann.

Zur Erledigung der Pendeuz P10 erstellte eine externe Firma im Auftrag des KKM Ende 2004 einen Bericht, welcher die Behältnisse und Leitungen auflistet und bewertet, aus welchen Schiebeluft über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt. Dieser Bericht wurde der HSK anfangs 2005 mit dem Antrag, die Pendeuz damit zu schliessen, eingereicht. Die HSK schloss daraufhin die Teilpendenz 10a, verlangte aber hinsichtlich der Teilpendenz 10b vom KKM zusätzliche Abklärungen und Angaben insbesondere zur Abgabe der Schiebeluft aus dem Kaltkondensatbehälter KAKO. Daraufhin wurde vom KKM in der ersten Jahreshälfte 2006 ein Konzept für die Einleitung der KAKO-Schiebeluft direkt in die Maschinenhausabluft erstellt und in der Revision umgesetzt. Damit konnte auch die Teilpendenz 10b Mitte 2006 geschlossen werden.

Die Möglichkeiten hinsichtlich einer Reduktion der bei der Sortierung der Mischabfälle akkumulierten Kollektivdosis durch eine Verringerung der auszusortierenden Abfälle und/oder durch die Realisierung von weiteren Strahlenschutzmassnahmen bei der Sortierung sind bis Mitte 2004 abzuklären (Kapitel 5.8.1, **Pendeuz P11/2002**):

Hinsichtlich der PSÜ-Pendeuz P11/2002 teilte das KKM der HSK anfangs 2004 mit, dass die Möglichkeit der Behandlung von Abfällen im ZZL und die Sortierkriterien wesentlich geändert und der Sortieraufwand deut-

lich verringert wurden, die Abfallpresse im KKM mit einer Abschirmung versehen wurde, das Sortierpersonal durch interne Schulungen hinsichtlich der mit einer Sortierung verbundenen Dosis sensibilisiert wurde und „Management by Objectives“ mit gezielten Dosisvorgaben eingeführt wurde. Dank dieser Änderungen konnten im Jahr 2003 sowohl die Kollektivdosis als auch die höchste Einzeldosis bei der Sortierung der Mischabfälle auf etwa die Hälfte reduziert werden. Auf Grund dieser Angaben schloss die HSK die Pendeuz P11.

Für das Zwischenlager ist bis Ende Juni 2003 eine Sicherheitsanalyse zu erstellen, in der nachgewiesen wird, dass das Schutzziel 2 gemäss der Richtlinie HSK-R-14³⁰ eingehalten ist. Dabei sind die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz mit Folgebrand zu ermitteln (Kapitel 5.8.2, **Pendeuz P12/2002**):

Nach Prüfung der vom KKM im Jahr 2004 eingereichten Sicherheitsanalyse kam die HSK zum Schluss, dass der Nachweis erbracht worden war, dass das Zwischenlager des KKM das Schutzziel 3 gemäss der Richtlinie HSK-R-29³¹ (im April 2004 in Kraft getretener Ersatz für das Schutzziel 2 der Richtlinie HSK-R-14 in der Fassung von 1988) erfüllt, sofern die pro Lagerkammer eingelagerte Aktivität und der entsprechende Nuklidvektor dem der vorgelegten Sicherheitsanalyse zugrunde liegenden Inventar und Nuklidvektor (Inventar und Nuklidvektor der voll belegten Lagerkammer 11) nicht überschreiten. Die Pendeuz wurde daraufhin Mitte 2004 geschlossen.

2.3.2.1.2 Pendenzen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten

Eine aktuelle und komplette Dokumentation des Befestigungskonzepts KKM ist bis Ende 2003 zu verfassen. Damit sollen die heute für bestehende und für neue Befestigungen geltenden Auslegungsgrundlagen übersichtlich und klar dargestellt werden. Hauptziel soll eine konsistente Spezifikation für zukünftige Anwendungen sein. (Kapitel 6.2.3.12, **Pendeuz P13/2002**):

Das KKM hat das Befestigungskonzept, das für Nachweise von bestehenden Befestigungen sowie auch für neue Projekte gilt, erstellt. Das eingereichte Befestigungskonzept wurde von der HSK überprüft und akzeptiert. Damit wurde die PSÜ-Pendeuz P13 im Jahr 2006 geschlossen. Bei der Überprüfung ergaben sich aber einige Zusatzforderungen der HSK insbesondere zu systemspezifischen Ermüdungssicherheiten, welche im Rahmen eines Folgegeschäftes weiter zu bearbeiten sind. KKM wird diesbezüglich bis September 2007 eine Stellungnahme zur Umsetzung der genannten Forderungen einreichen.

Als Folge von Vorkommnissen mit fehlerhaft montierten Dübeln in ausländischen Kernkraftwerken wurde ein von der GSKL für alle Schweizer Kernkraftwerke erarbeitetes neues Konzept für Befestigungen in Betonstrukturen eingereicht. Das ENSI hat dieses Anfang 2009 ohne Auflagen zur Anwendung freigegeben. Neu werden insbesondere für sicherheitsrelevante Befestigungen Montageprotokolle erstellt.

Das Inventar der sekundären Bauteile ist bis Mitte 2003 zu komplettieren und bezüglich Gefährdung von sicherheitsrelevanten Systemen und Ausrüstungen vollständig zu beurteilen. Allenfalls muss die Übersicht auch auf die andern, bisher nicht erfassten Gebäude erweitert werden (Kapitel 6.2.3.13, **Pendeuz P14/2002**):

Zur Erledigung dieser Pendeuz wurde vom KKM ein Inventar erstellt, in welchem die Erdbebensicherheit und das Gefährdungspotenzial der sekundären Bauteile erfasst und beurteilt wurden. Kritische Bauteile wurden verstärkt oder gegen Einsturz gesichert. Das obgenannte Inventar wurde von der HSK mit dem Hinweis akzeptiert, dass es bei relevanten Anlageänderungen nachgeführt werden muss. Die Pendeuz P14 wurde damit 2004 geschlossen.

Ein langfristiges Programm zur weiteren Überwachung der thermischen Versprödung und der Neutronenversprödung des Reaktordruckbehälters ist bis Ende 2003 vorzulegen. Dabei ist der internationale Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet vollumfänglich mit einzubeziehen (Kapitel 6.4.1.1, **Pendeuz P15/2002**):

Das KKM legte Ende 2003 entsprechend der Pendenz ein Konzept zur weiteren Überwachung der Neutronenversprödung im RDB vor. Die HSK hat dieses Konzept, welches die Möglichkeit der direkten Bestimmung bruchmechanischer Kennwerte an Kleinproben enthält, genehmigt. Ein Zeitplan für die Probenentnahme des vierten Bestrahlungssatzes liegt vor. Die Pendenz wurde somit umfassend erfüllt und konnte geschlossen werden.

Für die ermüdungsrelevanten Komponenten des Nuklearen Dampferzeugungssystems ist die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mit EDV, entsprechend dem heutigen Stand der Technik weiterzuführen und mit einer periodischer Berichterstattung (alle 5 Jahre, erstmals Ende 2005) an die HSK zu ergänzen (Kapitel 6.4.1.2, **Pendenz P16/2002**):

Zu dieser Pendenz wurden vom KKM die Vorgehensweise der Messwerterfassung und die Bestimmung des tatsächlichen Ausnutzungsgrades für ermüdungsrelevante Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems mit einem Bericht der HSK zur Beurteilung eingereicht. Im Bericht ist die Ermüdungsausnutzung für den Reaktordruckbehälter und die daran anschliessenden Rohrleitungssysteme auf der Grundlage thermischer Transienten bewertet. Die Transienten wurden durch die Erfassung von Temperaturen und Massenströmen an verschiedenen Messstellen charakterisiert. Die periodische Berichterstattung wurde etabliert, die Pendenz somit erledigt.

Die Prüfbarkeit der bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14 geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters ist unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Standes der Manipulatortechnik und möglicher Massnahmen zur Reduktion der Ortsdosisleistung bis Ende 2003 neu zu beurteilen (Kapitel 6.4.1.4, **Pendenz P17/2002**):

Dazu wurde vom KKM ein Konzept eingereicht, in dem gezeigt wird, wie die bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14 geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters in Zukunft wiederkehrend untersucht werden sollen. Erste Prüfungen wurden bereits durchgeführt und wichtige Erfahrungen konnten gewonnen werden. Die Pendenz wurde mit dem eingereichten Konzept und den eingeleiteten Massnahmen erfüllt. Die HSK hat das weitere Vorgehen akzeptiert und wird die Prüfungen überwachen.

Die Auslegungstransienten für den Reaktordruckbehälter sind bis mindestens 18 Monate vor der nächsten Druckprobe zu überprüfen (Anzahl, Prüfdruck, Temperatur für Druckprobe) und anzupassen (Kapitel 6.4.1.4, **Pendenz P18/2002**):

In einem Fachgespräch zwischen dem KKM und der HSK wurde das Vorgehen für weitere Druckproben behandelt. Demnach wird das KKM rechtzeitig vor der nächsten Druckprobe die Prüfbedingungen definieren sowie deren Auswirkung auf die Strukturintegrität des RDB bestimmen. Dieser Vorgehensweise des KKM stimmte die HSK zu und schloss die Pendenz P18.

Der Nutzen der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung zum Schutz der RDB-Einbauten ist zu verifizieren, wobei mögliche positive Aspekte (Verminderung des Risswachstums im Kernmantel) und mögliche negative Aspekte (Strahlenschutz, BE-Schadenspotenzial) nach einer angemessenen Applikationsdauer bis Ende 2004 zu bewerten sind (Kapitel 6.4.2.1, **Pendenz P19/2002**):

Die Zielsetzung der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung war, die Initialisierung von neuen Rissen zu verhindern und die Risswachstumsgeschwindigkeit bestehender Risse zu reduzieren. Beide Ziele konnten bisher nicht erreicht werden. Das KKM hat ab der Jahresrevision 2005 ein verändertes Verfahren (On-Line NobleChemTM) angewandt, um das Ziel zu erreichen. Ergebnisse liegen bisher noch nicht vor. Weiterhin sollte das KKM mögliche negative Auswirkungen der bisher verwendeten HWC/NMCA-Technologie, insbesondere bezüglich Strahlenschutz und Brennelement-Schadenspotenzial, bewerten. Das KKM konnte zeigen, dass nach der Einführung der HWC/NMCA-Fahrweise im KKM keine wesentlichen negativen Nebenwirkungen beim Strahlenschutz und an den Brennelementen aufgetreten sind. Die HSK konnte sich dieser Meinung anschliessen und führte zur Kontrolle eigene Messungen der Ortsdosisleistung am Arealzaun durch. Die Pendenz P19 wurde von der HSK Mitte 2005 geschlossen.

Die Möglichkeiten zur Prüfung der potenziell schadensrelevanten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels (vgl. Alterungsüberwachungsprogramm) sind zu untersuchen und bis Ende 2003 sind der HSK entsprechende Vorschläge einzureichen (Kapitel 6.4.2.2, **Pendenz P20/2002**):

Zu dieser Pendenz wurde der Bericht zur Alterungsüberwachung sowie das Wiederholungsprüfprogramm für die Reaktordruckbehälter-Einbauten von General Electrics (GE) und vom KKM überarbeitet. Darin sind die potenziell durch Alterungsmechanismen beeinträchtigten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels aufgeführt. Der AÜP-Bericht enthält auch spezifische Prüfeempfehlungen für die Kernmantel-Abstützkonstruktion für ausgewiesene Prüfbereiche mit einer verbesserten VT-1-Prüftechnik. Die HSK betrachtete damit die Pendenz als erledigt und schloss diese Ende 2004.

Die Alterungsüberwachung des Primärcontainments ist periodisch dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gemäss zu prüfen und anzupassen, auch unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus vergleichbaren Anlagen (internationaler Erfahrungsaustausch). Die erste Überprüfung und Anpassung ist bis Ende 2003 durchzuführen (Kapitel 6.5.1, **Pendenz P21/2002**):

Die Pendenz wurde von der HSK nach Überprüfung des vom KKM Ende 2003 fristgerecht eingereichten, aktualisierten Konzeptes zur Alterungsüberwachung Anfang 2004 geschlossen, gleichzeitig wurde aber eine Steckbrief des Primärcontainments nachgefordert. Dieser Steckbrief wurde vom KKM im Februar 2004 nachgereicht.

In den Technischen Spezifikationen ist bis Ende August 2003 der Minimalwert des Ladewasserdrucks sowie der Minimal- und Maximalwert des Gasdrucks der Steuerstab-Scram-Akkumulatoren aufzunehmen (Kapitel 6.6.1, **Pendenz P22/2002**):

Die Technische Spezifikation wurde termingerecht vom KKM angepasst. Die HSK schloss die Pendenz daraufhin Mitte 2003.

Eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den minimalen Gasdruck der Scram-Akkumulatoren ist bis Ende August 2003 zu prüfen (Kapitel 6.6.1, **Pendenz P23/2002**):

Die geforderte Überprüfung wurde vom KKM fristgerecht durchgeführt und die Technische Spezifikation wurde anschliessend angepasst. Die HSK schloss die Pendenz daraufhin Mitte 2003.

Die Technischen Spezifikationen für die Nachwärmeabfuhr mittels des TCS und des STCS sind bis Ende August 2003 so zu formulieren, dass der weitere Anlagenbetrieb bei einer Verminderung des Redundanzgrades in den zugeordneten Kühlwassersystemen zeitlich begrenzt wird (Kapitel 6.6.5.1, **Pendenz P24/2002**):

Das KKM beantragte gemäss dieser Pendenz fristgerecht eine Änderung der Technischen Spezifikation, welcher von der HSK stattgegeben wurde. Die Pendenz wurde damit Mitte 2003 geschlossen.

Das Konzept zur Brandabschnittsbildung und dessen Umsetzung in den sicherheitsrelevanten Gebäuden ist bis Ende 2003 abzuschliessen (Kapitel 6.9, **Pendenz P25/2002**):

Im Bewertungszeitraum erfolgten bauliche Nachrüstungen der Brandabschnitte gemäss den Vorgaben im Brandschutzkonzept. Ebenfalls wurden alle Löschanlagen sowie die Brandmeldeanlage durch eine zertifizierte Stelle überprüft. Die baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzmassnahmen erfüllen die Vorgaben des Brandschutzkonzeptes des KKM. Die Pendenz wurde daraufhin auf Antrag des KKM Anfang 2004 von der HSK geschlossen.

Die begrenzenden Betriebsbedingungen und wiederkehrenden Prüfungen des Torussprühsystems sind bis Ende August 2003 in den Technischen Spezifikationen festzulegen (Kapitel 6.11.5, **Pendenz P26/2002**):

Die Änderung der Technischen Spezifikation gemäss der Pendenz wurde vom KKM termingerecht beantragt. Die HSK stimmte dieser Änderung zu und schloss die Pendenz Anfang 2003.

Eine Severe Accident Management Guidance (SAMG) ist nach folgendem Zeitplan bei KKM einzuführen (Kapitel 6.11.7, **Pendenz P27/2002**):

- a. Die technischen Grundlagen zum Verhalten des KKM bei schweren Unfällen sind bis Ende 2002 zu dokumentieren.
- b. Strategien und schriftliche Entscheidungshilfen für die Bewältigung von schweren Unfällen sind bis Ende Juni 2003 zu entwickeln und zu verifizieren. SAMG ist dabei auf die bestehende KKM-Notfallorganisation abzustimmen.
- c. SAMG ist bis Ende Juni 2004 im Rahmen einer Notfallübung zu validieren.
- d. Ein Konzept für die Aufrechterhaltung von SAMG ist bis Ende 2003 zu erstellen.

Im Berichtszeitraum wurden von KKM in Kooperation mit einer US-amerikanischen Beraterfirma anlagen-spezifische SAMG für den Betriebszustand „Volllast“ entwickelt. Im Zuge dieser wurden die KKM-Stör- und Notfallvorschriften überarbeitet und dabei insbesondere mit Ausstiegspunkten versehen, welche den Einstieg in die SAMG regeln. Ein Konzept zur Aufrechterhaltung der SAMG soll sicherzustellen, dass die SAMG stets dem aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet schwerer Unfälle entsprechen. Die Zweckmässigkeit der SAMG-Unterlagen sowie der gewählten SAM-Organisation konnte KKM der HSK anlässlich der SAMG-Validierungsübung „Fresko-SAMG-Test“ im Juni 2004 demonstrieren.

Zu Beginn des Jahres 2007 wurde von KKM eine spezielle „Guidance“ für den Betriebszustand „Revisionsstillstand“ nachgereicht, da schwere Unfälle auch im Stillstandsbetrieb nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden können. ... Die Pendezenz P27 wurde nach dem Einreichen des Projektplans zur Erstellung dieser Guidance für den Revisionsstillstand Ende 2005 geschlossen.

In internen Vorschriften, zum Beispiel in den SAMG-Prozeduren, sind bis Ende 2003 folgende Punkte aufzunehmen (Kapitel 6.11.8, **Pendezenz P28/2002**):

- a. Das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude).
- b. Die Iod-Überwachung der Atemluft im SUSAN-Kommandoraum. Insbesondere ist beim Überschreiten einer bestimmten Iod-Konzentration die Schilddrüsenblockade entsprechend dem medizinischen Notfallplan oder andere geeignete Schutzmassnahmen vorzusehen und das dazu benötigte Material bereitzuhalten.

Zum Schutz des Personals bei luftgetragenen Aktivitäten hat das KKM die Notfallanweisungen so geändert, dass bei erhöhter Iodkonzentration in der Atemluft eine Iodprophylaxe für das betroffene Personal vorgesehen ist. Zu diesem Zweck wurde im SUSAN-Kommandoraum ein Strahlenschutzkoffer deponiert, der mit den nötigen Utensilien zur Raumluftüberwachung und für die Iodprophylaxe ausgerüstet ist. Die HSK beurteilte die Pendezenz damit als erfüllt und hat sie Ende 2004 geschlossen.

Bis Mitte 2003 ist nachzuweisen, dass die Abschirmung und der Standort von bewilligten Anlagen oder radioaktiven Strahlenquellen den Art. 59 und 60 der Strahlenschutzverordnung (StSV) entsprechen (Kapitel 6.13, **Pendezenz P29/2002**):

Das KKM hat Mitte 2003 ein Ortsdosisleistungskataster für die Orte ausserhalb der kontrollierten Zone aber innerhalb des Betriebsareals erstellt und hinsichtlich der Einhaltung des Artikels 59 StSV bewertet. Dabei identifizierte das KKM eine Reihe von organisatorischen/administrativen Massnahmen (z. B. ausgewählte Nutzung von Räumen und Limitierung von Aufenthaltszeiten) und technischen Massnahmen (z. B. das Anbringen von zusätzlichen bzw. optimierten Abschirmungen im Maschinenhaus und die Einzäunung des KAKO-Behälters). Das KKM setzte die Massnahmen termingerecht im Hinblick auf den Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV am 30. September 2004 um. Die Pendezenz wurde nach dem Einreichen einer revidierten Dokumentation des Ortsdosisleistungskatasters im Januar 2005 geschlossen.

Im Gesamtkonzept zur Überwachung der radioaktiven Aerosole in der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes, das bis Ende 2004 entwickelt und umgesetzt wird, sind folgende Aspekte zu berücksichtigen (Kapitel 6.13, **Pendezenz P30/2002**):

- a. Die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47³², insbesondere an die Gesamtübertragungsraten, sind einzuhalten.

- b. Ein Verfahren zur periodischen Reinigung der Probenahmesysteme oder der Verifikation der Gesamtübertragungsraten ist zu etablieren.
- c. Im Sinne einer Ergänzung ist das Notabluftsystem mit einer geeigneten Aerosolüberwachung, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht, auszurüsten (Kapitel 5.6.11).

Das KKM hat im März 2003 ein Konzept zur Überwachung der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes bei der HSK eingereicht. Die Bereinigung des Konzeptes mit der HSK und seine Umsetzung erfolgten in mehreren Teilschritten. Da viele technische Änderungen anstanden, verzögerte sich die Umsetzung. Jedoch war ein grosser Teil des Konzeptes bereits Ende 2005 umgesetzt. Der letzte Teilschritt, die Realisierung der Fortluftüberwachung des Betriebsgebäudes ist Ende 2006 abgeschlossen worden.

Der Kohlenstoff-14 und das Tritium sind in der Kaminfortluft in Ergänzung zum Abgabereglement während mindestens einem Jahr zu bilanzieren. Die Messungen sind bis Ende 2004 vorzunehmen (Kapitel 6.13, **Pendenz P31/2002**):

Das KKM hat die Kohlenstoff-14- und die Tritium-Messungen in der Kaminfortluft im März 2003 in Betrieb genommen. Eine offizielle Messkampagne über ein zusammenhängendes Jahr konnte wegen eines technischen Defekts an der Messapparatur erst im Oktober 2005 abgeschlossen werden. Die HSK hat die Pendenz im April 2006 geschlossen.

Die Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B) sind bis Mitte 2003 in Bezug auf Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum sowie eine allfällige Integration in das RABE-Konzept in einer Studie zu untersuchen und sachgemäss zu dokumentieren (Kapitel 6.13, **Pendenz P32/2002**):

Das KKM zeigte in einer Studie, dass im SUSAN-Kommandoraum eine 1E-qualifizierte Anzeige der Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessung im Fortluftkamin bzw. an der Notabluftleitung nicht gerechtfertigt ist, da alternative Messungen (Nutzung der RABE-Sonden) mit einer ausreichenden Genauigkeit zur Bewertung der Situation zur Verfügung stehen. Das KKM reichte die Studie termingerecht im Juni 2003 ein. Die HSK war mit dem Ergebnis der Studie einverstanden und schloss die Pendenz im Oktober 2003.

Bis Ende 2003 ist nachzuweisen, dass das obere Messbereichsende der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus 18MR1.17 und 18MR1.18 die zu erwartenden Dosisleistungen bei allen möglichen Störfallszenarien abdeckt und dass die Messgeräte bei den Umgebungsbedingungen (Temperatur, Druck, Feuchte usw.), die während eines Störfalls herrschen, funktionieren. Zusätzlich ist zu prüfen, ob eine Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum nötig ist (Kapitel 6.13, **Pendenz P33/2002**):

Das KKM hat im Dezember 2003 termingerecht die Störfallfestigkeit der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus, das obere Ende ihres Messbereichs und die Notwendigkeit der Anzeige ihrer Messwerte im SUSAN-Kommandoraum analysiert. Darin erbrachte das KKM die Nachweise, dass das obere Ende des Messbereichs die zu erwartenden Dosisleistungen während eines Störfalls abdeckt und auf eine Anzeige der Messwerte im SUSAN-Kommandoraum verzichtet werden kann. Zusätzlich identifizierte es einen Handlungsbedarf hinsichtlich der Störfallfestigkeit der Monitore. Das KKM schützte die Monitore im Maschinenhaus durch zusätzliche Hardware-Massnahmen und zeigte, dass sie nun gegen die Umweltbedingungen bei einem Störfall ausgelegt sind. Die HSK war mit der Analyse und der Umsetzung dieser Massnahme einverstanden und schloss die Pendenz im Februar 2005.

Die Repräsentativität der Reaktorwasserproben, die mit dem Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) genommen werden, ist bis Ende 2003 nachzuweisen (Kapitel 6.13, **Pendenz P34/2002**):

Das KKM hat die Repräsentativität des Post-Accident-Sampling-Systems (PASS) für flüssige Proben mit Messungen termingerecht nachgewiesen. Die HSK schloss die Pendenz im September 2003.

Die Richtlinie HSK-R-47 ist hinsichtlich der periodischen Prüfungen bis Ende 2004 vollständig umzusetzen (Kapitel 6.13, **Pendenz P35/2002**). Dazu gehört unter anderem:

- a. *Bis Ende 2003 sind halbjährlichen Funktionsprüfungen an der Störfallinstrumentierung zur Bestimmung der Ortsdosisleistungen im Reaktorgebäude sowie in und vor der Drywellschleuse durchzuführen.*
- b. *Bis Ende 2003 sind die periodischen Prüfungen der Personenkontaminationsmonitore und der Freimessschranke mit einer dreijährigen Kalibration zu ergänzen.*
- c. *Bis Ende 2004 ist ein Verfahren zur periodischen Überprüfung der Dichtheit des Probenahmesystems der Kaminfortluftüberwachung zu etablieren.*
- d. *Bis Ende 2004 sind zertifizierte Prüfquellen für die Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft anzuschaffen.*

Das KKM hat alle Vorgaben der Richtlinie HSK-R-47 hinsichtlich der periodischen Prüfungen der Strahlungsinstrumentierung termingerecht umgesetzt. Die HSK schloss die Pendezenz im Oktober 2004.

2.3.2.1.3 Pendenzen im Bereich der deterministischen Störfallanalysen

*Für den Einturbinenbetrieb ist eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren (Kapitel 7.2.2, **Pendenz P36/2002**):*

Mit einer Modifizierung der Kernüberwachung 3D-MONICORE wurde die Pendezenz fristgerecht erfüllt. Die HSK hatte sich anlässlich einer Inspektion von der ordnungsgemässen Installation der Modifikationen bei der Kernüberwachung 3D-MONICORE überzeugt und anschliessend die Pendezenz Ende 2004 geschlossen.

*Für den Betrieb mit einer Umwälzschleife ist eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren (Kapitel 7.2.3, **Pendenz P37/2002**):*

Mit einer Modifizierung der Kernüberwachung 3D-MONICORE wurde die Pendezenz fristgerecht erfüllt. Die HSK hatte sich anlässlich einer Inspektion von der ordnungsgemässen Installation der Modifikationen bei der Kernüberwachung 3D-MONICORE überzeugt und anschliessend die Pendezenz Ende 2004 geschlossen.

Hinweis zu Pendezenz P38/2002: Diese Nummer wurde von der HSK fehlerhaft für ein Geschäft (Dosis bei einem Sicherheitserdbeben) vergeben, welches weder als PSÜ-Pendezenz noch als laufende Pendezenz in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 erwähnt wurde.

*Die Aare-Querprofile im Bereich der Wasserfassung des CWS und des stromabwärts gelegenen natürlichen Staus der Aare müssen in periodischen Abständen von höchstens 10 Jahren, zum ersten Mal bis Ende 2003, erneut aufgenommen werden (Kapitel 7.6.4, **Pendenz P39/2002**):*

Das KKM hat im März 2003 entsprechend der obigen Pendezenz Messungen der Aare-Querprofile durchführen lassen. Die HSK stellt fest, dass mit den dazu eingereichten Unterlagen der Nachweis einer ausreichenden Kühlwasserversorgung des SUSAN bei Niedrigwasser erbracht wurde. Die nächste Messung ist gemäss dieser Pendezenz somit im Jahr 2013 notwendig (periodisch zu erfüllende Pendezenz).

*Das Aktivitätsinventar für den Referenz-Reaktorkern ist entsprechend der aktuellen Beladestrategie und der aktuellen Abbrandlimiten bis Ende 2003 neu zu berechnen. Dies impliziert Neuanalysen der Störfälle Steuerstab-Fall, Kühlmittelverlust und Brennelementabsturz, bei denen Brennstabschäden postuliert werden. Bei diesen Neuanalysen sind auch die störfallspezifischen HSK-Beurteilungen zu berücksichtigen (Kapitel 7.7.1.1, **Pendenz P40/2002**):*

Das KKM hat seine Annahmen und Parameter gemäss der obigen Pendezenz fristgerecht angepasst. Die HSK hat die Parameter geprüft und die Berechnungen des Kerninventars mit alternativen Rechenprogrammen nachvollzogen. Sie ist mit dem Aktivitätsinventar im Reaktorkern einverstanden. Die Pendezenz wurde Mitte 2004 geschlossen.

2.3.2.1.4 Pendenzen im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen

Bei der Überprüfung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten KKM-PSA (Mühleberg Safety Assessment, MUSA2000) ergaben sich im Kapitel 8 „Auslegungsüberschreitende Störfälle“ eine Reihe von Pendenzen (**Pendenzen P41/2002 bis P58/2002**). Das KKM fasste den Beschluss, das damalige PSA-Modell MUSA2000 nicht in den spezifischen Punkten zu verbessern, sondern durch ein komplett neu entwickeltes Modell (MUSA2005) zu ersetzen.

Mit der Einreichung der MUSA2005 betrachtete die HSK sämtliche die probabilistischen Sicherheitsanalysen betreffenden Pendenzen (Pendenzen P41/2002 bis P58/2002) als geschlossen.

2.3.2.1.5 Zusammenfassung

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass alle in der HSK-Stellungnahme vom Dezember 2002 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ 2000) aufgeführten Pendenzen bis Ende 2009 erfüllt wurden respektive – im Falle periodisch zu erfüllender Aufgaben – erfüllt werden.

2.3.2.2 Erfüllung bzw. Stand von Forderungen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007

Im Kapitel 11.3 der HSK-Stellungnahme vom November 2007 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM (PSÜ 2005) wurden Verbesserungsmaßnahmen in verschiedenen Bereichen gefordert. Die folgende Zusammenstellung gibt Auskunft zur Erledigung. Die Forderungen sind jeweils kursiv zitiert:

2.3.2.2.1 Forderungen im Bereich der Betriebserfahrungen der Gesamtanlage

*Bei der laufenden Überarbeitung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung hat das KKM die wesentlichen Alterungsmechanismen an den sicherheitsklassierten Behältern und Rohrleitungen identifiziert. Weitere Ergänzungen der Dokumentation sind bei den Massnahmen zur Alterungsüberwachung notwendig. Weiterhin ist zu dokumentieren, dass die eingesetzten Methoden, Verfahren und Techniken für die Altersüberwachung geeignet und aussagefähig sind. KKM wird aufgefordert, die Dokumentation zur Alterungsüberwachung Maschinentechnik bis Ende 2012 hinsichtlich der genannten Ergänzungen zu vervollständigen (**HSK-Forderung PSÜ-5.5-1**).*

Das ENSI hat die vom KKM dokumentierten und durchgeführten Massnahmen in seiner Stellungnahme³³ begrüsst und die Forderung geschlossen.

*Bei der Überprüfung der Komponentenlisten für die mechanischen Systeme auf Vollständigkeit ergab sich, dass für die Reaktordruckbehälter-Einbauten und für das Steuerluft-System keine Komponentenlisten eingereicht waren. KKM wird aufgefordert, diese Komponentenlisten bis Ende 2008 nachzureichen (**HSK-Forderung PSÜ-5.5-2**).*

Das KKM hat termingerecht Komponentenlisten für die RDB-Einbauten und für die sicherheitstechnisch relevanten mechanischen Komponenten des Steuerluftsystems erstellt. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im Februar 2009 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist.

*Der HSK ist bis zum 31. Dezember 2008 ein schriftlicher Bericht mit den Ergebnissen der Überprüfung der Umsetzung des Zonenkonzeptes hinsichtlich möglicher unerfasster Abgaben radioaktiver Stoffe aus den kontrollierten Zonen des KKM vorzulegen (**HSK-Forderung PSÜ-5.6-1**).*

Das KKM reichte den geforderten Bericht zur Umsetzung des Zonenkonzeptes termingerecht ein. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im März 2009 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist. Ausserhalb der kontrollierten Zonen wurden keine radioaktiven Stoffe aus dem Betrieb des KKM gefunden, deren Mengen über der Bewilligungsgrenze nach StSV lagen.

Das KKM hat Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ab Ende 2010, unter Wahrung der Verhältnismässigkeit, auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Der HSK ist dazu jährlich ein Fortschrittsbericht einzureichen (HSK-Forderung PSÜ-5.7-1).

Das KKM hat umfangreiche Massnahmen zur Reduktion der Abwassermenge, zur Trennung der verschiedenen Abwasserströme und zur Aufbereitung der Restabwässer umgesetzt. Die Massnahmen führten zu einer erheblichen Reduktion der mit dem Abwasser abgegebenen Aktivität. Im Jahr 2009 wurde der Zielwert nur noch knapp überschritten. Die geforderten jährlichen Fortschrittsberichte wurden dem ENSI jeweils termingerecht eingereicht. Die vorliegende Stellungnahme nimmt im Kapitel 4.6.7 Bezug auf den Stand der Erfüllung der Forderung.

2.3.2.2 Forderungen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten

Vom KKM ist bis Ende 2010 ein Projektplan vorzulegen, der neben der Versuchsplanung aufzeigt, mit welchen Methoden die bruchmechanischen Kennwerte aus den Materialproben der Bestrahlungssätze 1-4 bestimmt werden und wie diese Werte bei der Behandlung der Sprödbruchsicherheitsnachweise Berücksichtigung finden (HSK-Forderung PSÜ-6.4-1).

Das KKM hat termingerecht neben der Versuchsplanung die Methoden aufgezeigt, mit welchen die bruchmechanischen Kennwerte aus den Materialproben der Bestrahlungssätze bestimmt werden. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im Februar 2010 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist. Die vorliegende Stellungnahme nimmt im Kapitel 5.3.1 Bezug auf die Methoden zur Bestimmung von bruchmechanischen Kennwerten, die Auswertung und die Ergebnisse der aktuellen Bewertung der Sprödbruchsicherheit des RDB.

Zur Überwachung der Schweissnähte der Bodendurchführungen des RDB wird KKM aufgefordert, bis Ende 2008 ein geeignetes Überwachungskonzept aufzustellen, das die Fehlerauffindwahrscheinlichkeit zum bisherigen Vorgehen verbessert (HSK-Forderung PSÜ-6.4-2).

Das KKM hat termingerecht ein Konzept vorgelegt, welches das Vorgehen zur Überwachung der Schweissnähte an den RDB-Bodendurchführungen beschreibt. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im März 2009 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist.

Bei Verwendung der eingesetzten Modelle zur Berechnung der zulässigen Risslänge besteht in folgenden Punkten noch Klärungsbedarf:

- *Dass der Kernmantel auf Grund der Steifigkeit seiner Ringe und Abschlüsse hinsichtlich der Risse an den Rundnähten 4 und 11 als sehr langer Zylinder behandelt werden kann, ist nicht offensichtlich und muss nachgewiesen werden.*
- *Die zulässigen Rissgrössen der Rundnähte 4 und 11 sind hinsichtlich der Auswirkung benachbarter Risse auf den Spannungsintensitätsfaktor sowie der Anwendung des Risslängen-Kombinationskriterium (LEBM) und des Risslängen-Verteilungskriteriums (Grenzlast-Analyse) zu überprüfen.*

Die Abklärungen sind bis Ende 2009 durchzuführen (HSK-Forderung PSÜ-6.4-3).

Das KKM hat die Fragestellungen im Zusammenhang mit den eingesetzten Modellen zur Berechnung der zulässigen Risslänge an den Schweissnähten des Kernmantels beantwortet und termingerecht ein neues Berechnungsmodell, das auf einem vorgängig vom ENSI freigegebenen Konzept basiert, eingereicht. Mit den Berechnungsergebnissen wurde der Nachweis erbracht, dass hinreichend grosse Sicherheitsreserven bestehen. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im Februar 2010 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist.

Das KKM muss bis Ende 2009 das Messsystem 17MR010A so nachrüsten, dass es für die bei einer Containment-Druckentlastung auftretenden Umgebungsbedingungen geeignet ist (HSK-Forderung PSÜ-6.13-1).

Umfangreiche technische Abklärungen führten zu Verzögerungen bei der Nachrüstung des bei Störfällen zur radiologischen Kaminfortluftüberwachung eingesetzten Messsystems. Die vorliegende Stellungnahme nimmt im Kapitel 5.11 Bezug auf den Stand der Erfüllung der Forderung.

Die HSK verlangt bis Mitte 2008 ein Befestigungskonzept für die fahrbaren Gestelle, in denen die Monitore zur Überwachung der Abluft aus Räumen hinsichtlich radioaktiver Aerosole installiert sind, damit diese Gestelle den Anforderungen an die Standfestigkeit bei einem Erdbeben genügen (Seismic Housekeeping). Das Konzept ist anschliessend bis Ende 2008 umzusetzen (HSK-Forderung PSÜ-6.13-2).

Das KKM hat im Juli 2008 ein Befestigungskonzept eingereicht. Die HSK hat dieses im September 2008 freigegeben. In der Folge wurden alle auf fahrbaren Gestellen stehenden Aerosolmessgeräte erdbebensicher befestigt, die Gerätegestelle direkt auf einen speziell angefertigten Bodenrahmen verschraubt und dieser wiederum erdbebensicher im Gebäudeboden verankert. Der vom ENSI beauftragte Sachverständige für die Qualitätssicherung am Bau hat die Befestigung von zwei Monitoren überprüft. Das ENSI hat im Juni 2009 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist.

2.3.2.2.3 Forderungen im Bereich der deterministischen Sicherheitsanalysen

Die HSK fordert vom KKM eine Analyse für Brüche an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen (HSK-Forderung PSÜ 7.4-1).

Das KKM hat die geforderten Analysen der Leitungsbrüche im Maschinenhaus durchgeführt und fristgerecht eingereicht. In der Folge wurden die Folgedosen der Störfallszenarien mit den Vorgaben der neuen Richtlinie ENSI-G14³⁴ berechnet. Die Rechnungen zeigen, dass die berechneten Dosen weit unter den gesetzlichen Grenzwerten liegen. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im September 2010 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist.

Die HSK fordert vom KKM eine SSE-Analyse ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen (HSK-Forderung PSÜ 7.6-1).

Das KKM hat die geforderte Analyse des SSE durchgeführt und fristgerecht eingereicht. In der Folge wurden die Folgedosen der Störfälle mit den Vorgaben der neuen Richtlinie ENSI-G14 berechnet. Die Rechnungen zeigen, dass die berechneten Dosen weit unter den gesetzlichen Grenzwerten liegen. Das ENSI hat die Angaben geprüft und im September 2010 bestätigt, dass die Forderung erfüllt ist.

2.3.2.2.4 Forderungen im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen

Bei der Überprüfung der im Rahmen der PSÜ 2005 eingereichten KKM-PSA (Mühleberg Safety Assessment, MUSA2005) ergaben sich im Kapitel 8 „Auslegungsüberschreitende Störfälle“ eine Reihe von Pen- denzen (**HSK-Forderungen PSÜ-8.3-1a bis PSÜ-8.6-1**). Das KKM hat entsprechende Unterlagen eingereicht, die vom ENSI überprüft wurden. Da die überarbeiteten Unterlagen aus Sicht des ENSI eine wesentliche Verbesserung der PSA darstellen, wurden die entsprechenden Geschäfte geschlossen. Die vor dem Abgabetermin der PSÜ erstellten Unterlagen fanden Eingang in die für die PSÜ 2010 eingereichte PSA (Mühleberg Safety Assessment, MUSA2010). Die später eingereichten Unterlagen ergänzten diese und wurden in die Überprüfung der MUSA2010 einbezogen.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass bei der Bearbeitung der in der HSK-Stellungnahme vom November 2007 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ 2005) aufgeführten Forderungen per 31. Dezember 2009 gute Fortschritte zu verzeichnen sind. Einzelne Forderungen waren noch in Bearbeitung. Mit der Einreichung der neuen PSA (MUSA2010) im Rahmen der PSÜ sowie weiterer nachfolgender

Untersuchungen hat das KKM aus Sicht des ENSI die letzten offenen Forderungen aus der Stellungnahme zur MUSA2005 erfüllt.

2.3.2.2.5 Forderungen im Bereich Beurteilung von Schlüsselkomponenten

*Um den sicheren Betrieb des rissbehafteten Kernmantels für den Langzeitbetrieb zu gewährleisten, sind neue Sicherheitskonzepte notwendig, die die nationalen und internationalen Regelwerke berücksichtigen. Das KKM hat der HSK bis am 31. Dezember 2010 ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel einzureichen (**HSK-Forderung PSÜ-10.2-1**).*

Das KKM hat dem ENSI termingerecht ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den Kernmantel eingereicht. Darin wird basierend auf den bisherigen umfangreichen Instandhaltungsmassnahmen das künftige Vorgehen zu den Punkten Prüfungen, Analysen, chemische und allfällige mechanische Massnahmen beschrieben. Das ENSI hat die Angaben geprüft und das KKM aufgefordert, das Instandhaltungskonzept im Rahmen der Bewertung für den Langzeitbetrieb weiter zu konkretisieren. Ende 2011 ist das revidierte Instandhaltungskonzept beim ENSI eingetroffen. Über die Ergebnisse der Prüfung dieses Konzepts wird in der sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM¹ berichtet.

2.4 Wesentliche Änderungen im Zeitraum 2000 bis 2009

Dieses Kapitel enthält eine Liste der zahlreichen organisatorischen und technischen Änderungen, die im KKM während des Überprüfungszeitraums 2000 bis 2009 und im Hinblick auf den Langzeitbetrieb durchgeführt wurden. In Klammern beigefügt ist das Realisierungsjahr.

Eine Übersicht über die seit der Inbetriebnahme ausgeführten Nachrüstungen und Requalifikationen von Anlageteilen ist im Kapitel 1 des Sicherheitsberichts³ zusammengestellt.

2.4.1 Änderungen der Organisation

In den auf den PSÜ 2000 und PSÜ 2005 basierenden sicherheitstechnischen Stellungnahmen 2002 und 2007 sind die nachfolgend kursiv zitierten Änderungen in der Organisation aufgeführt:

- *Überführung der Abteilung Kernbrennstoffe von der BKW in das KKM (2001)*
- *Neudefinition der Funktionen zweier Abteilungen mit entsprechender Zuordnung der Ressorts (2001)*
- *Die BKW wurde in die Geschäftsfelder Konzernsteuerung, Finanzen und Dienste, Netze und Technik sowie Energie aufgeteilt. Das KKM ist dem Bereich Energie unterstellt (2001).*

Im (über die PSÜ 2000 und PSÜ 2005 nicht abgedeckten) Zeitraum September 2005 bis Ende 2009 erfolgte organisatorische Änderung:

- *Erweiterung des internen Sicherheitsausschusses um ein Gremium für die Bearbeitung menschlicher Faktoren (2006)*

2.4.2 Technische Änderungen

In den auf den PSÜ 2000 und PSÜ 2005 basierenden sicherheitstechnischen Stellungnahmen 2002 und 2007 sind die nachfolgend kursiv zitierten technischen Anlageänderungen aufgeführt.

- *Einführung eines optimierten Betriebs mit abwechslungsweise kurzen und langen Revisionsstillständen (2000)*
- *Teilersatz der Turbinenregelung und -steuerung der beiden Turbogruppen (1999 und 2000)*
- *Einführung der Edelmetalleinspeisung ins Reaktorwasser NMCA „Noble Metal Chemical Addition“ (2000)*

- *Ersatz des Emergency Response Systems ERIS durch das Prozessvisualisierungssystem PVS (2000)*
- *Ersatz des Gehäusewerkstoffs (martensitischer Stahlguss) zur Sanierung der Druckerhöhungspumpen 10A01B (2002) und 10A01A (2003)*
- *Zum Schutz der Drywellwand bei einem hypothetischen Bruch der CS-Leitung wurden zwei Ausschlagsicherungen angebracht. (2003)*
- *totaler Ersatz der KKM-Betriebsfunktanlage (2003)*
- *Sanierung des RDB-Stützens N9 inkl. Modifizierung des Steuerstabantriebsystems (2004, 2005 und 2006)*
- *Ersatz der Hochdruckvorwärmer A und B (2004 resp. 2005)*
- *Ersatz der Kreislaufstrahlungsüberwachung (2005)*
- *Erstapplikation von On-Line NobleChemTM (OLNC) inkl. Einbau eines Surface/Crack-Deposition-Monitors (2005)*
- *Installation einer elektronischen Brennelement-Lageübersicht (2005)*
- *Umfangreiche Einzelnachrüstungen zum Brandschutz (2001 bis 2005)*
- *Ersatz und Änderungen der Lüftungssteuerung des Betriebsgebäudes (2001 bis 2005)*

Im Zeitraum September 2005 bis Ende 2009 durchgeführte weitere relevante Anlageänderungen:

- *Ersatz der Generator-Lastschalter durch SF₆-Schalter (2005 bis 2006)*
- *Optimierung der Hoch- und Niederdruckturbinen (2006 bis 2008)*
- *Modernisierung der Brennelement-Wechselmaschine (2007)*
- *Anbau West am Pumpenhaus für die elektrischen Einrichtungen der ertüchtigten Hauptkühlwasserpumpen (2007)*
- *Erneuerung des zweiten Blocktransformators (2008)*
- *Ertüchtigung der Hauptkühlwasserpumpen (2007 bis 2009)*
- *Ersatz des Prozessrechners einschliesslich Prozessdatenerfassung und Teilsysteme der Kernüberwachung (2009)*
- *Ersatz von Antriebssystem und Steuerung der Reserve-Speisewasserpumpe (2009)*
- *Lagerumbau an den Hauptkühlwasser- und Hilfskühlwasserpumpen auf selbstschmierende Faserkeramiklager (2005 bis 2008)*
- *Optimierung der Kondensatreinigungsanlage (2008 bis 2010)*
- *Erneuerung der Brandmeldeanlage im Reaktorgebäude (2009)*
- *Einbau von papierlosen Schreibern im Kommandoraum (2006 bis 2008)*
- *Austausch des Notstromdieselmotors in beiden SUSAN-Divisionen und Beschaffung eines Reserve-Notstromdieselmotors (2007 bis 2008)*
- *Ersatz der Brandmeldeanlage in beiden SUSAN-Divisionen (2007)*
- *Ersatz der Sicherheitsabblaseventile durch solche mit Blenden (2008)*
- *Ersatz der Fahrventile im Steuerstab-Antriebssystem durch neue Fabrikate (2006 bis 2009)*
- *Bau des Betriebsgebäudes Nord mit neuen Garderoben, vollständige Erneuerung des Zugangs in die kontrollierte Zone und Erneuerung der Aktivwäscherei (2009 bis 2010)*
- *Neugestaltung der Sicherungszentrale sowie Gesamterneuerung des Perimeters (2009 bis 2010)*

- Totalrevision eines der beiden Generatoren (2009)
- Ersatz der Stromversorgung des Reaktorschutzes (2009 bis 2010)

2.5 Aktuell oder geplante Projekte zur Ertüchtigung der Anlage

In den nächsten Jahren stehen mehrere Verbesserungen und Modernisierungen an. Sie bedeuten eine ständige Anpassung der Anlage an den Stand der Technik und eine weitere Erhöhung der Sicherheit:

- Erneuerung der Sicherheitsleittechnik
- Erweiterung des Schaltfelds Mühleberg-Ost
- Erneuerung des Prozessvisualisierungssystems
- Erneuerung der Brandmeldeanlage im Maschinenhaus
- Ersatz von Antriebssystem und Steuerung beider Reaktorumwälzpumpen
- Ersatz von Antriebssystem und Steuerung der beiden Haupt-Speisewasserpumpen
- Optimierung der Frischdampf-Kondensat-Ableitung für das Reaktorkernisoliations-Kühlsystem

Nicht in dieser Aufzählung enthalten sind Vorhaben, die nach dem Überprüfungszeitraum beschlossen worden sind (vgl. hierzu Kap. 2.6).

2.6 Wesentliche Entwicklungen nach dem 31. Dezember 2009

2.6.1 Massnahmen aufgrund des Unfalls von Fukushima

Nach dem Unfall von Fukushima forderte das ENSI bis zum 31. März 2011 einen ersten Bericht zu Fragen der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung, den das KKM fristgerecht einreichte. Aufgrund des Berichts bezeichnete das ENSI in seiner Verfügung vom 5. Mai 2011 folgende verbesserungsbedürftigen Punkte:

- Die Kühlmittelversorgung für das Notstandsystem weist keine diversitäre Alternative zur Kühlwasserentnahme aus der Aare auf.
- Im KKM steht bei eingesetzter Damplatte kein gegen Erdbeben und Überflutung ausreichend geschütztes System zur Brennelementbeckenkühlung zur Verfügung.
- Die vorhandenen anlageninternen Notfallmassnahmen zur Überwachung des Brennelementbeckens sowie zur Einspeisung von Wasser in das Brennelementbecken sind aus Sicht des ENSI erweiterungsbedürftig.

Das ENSI verlangte vom KKM bis zum 31. August 2011 entsprechende Lösungsansätze.

Am 30. Juni 2011 reichte das KKM den geforderten Nachweis der Beherrschung eines 10 000-jährlichen Extremhochwassers ein. Um diesen Nachweis zu führen, hatte das KKM von der ETH Zürich Modellversuche durchführen lassen. Diese Versuche führten zur Erkenntnis, dass in bestimmten Extremsituationen Kiesbewegungen zwischen dem Wohlensee und dem KKM zu einer Verstopfung der Wasserfassung des Notstandsystems führen könnten. Aufgrund dieser Erkenntnis wurde das KKM in der Nacht vom 29. auf den 30. Juni 2011 vorzeitig zur Jahresrevision abgefahren, um Nachrüstungen durchzuführen: eine Verbesserung des Hochwasserschutzes unter anderem des Pumpenhauses, eine Ertüchtigung der Wasserfassung aus der Aare sowie den Bau einer zusätzlichen Leitung zur Einspeisung von Kühlwasser mit mobilen Feuerweerpumpen. Das ENSI prüfte die Nachrüstungen und hat die Ertüchtigung der Wasserfassung aus der Aare sowie die zusätzliche Leitung zur Einspeisung von Kühlwasser mit mobilen Feuerweerpumpen freige-

geben. Die Ertüchtigung der Wasserfassung aus der Aare wurde entsprechend den gesetzlichen Vorgaben im Rahmen eines konzentrierten Verfahrens freigegeben. In diesem Verfahren wurden die fachlichen Stellungnahmen des Bundesamts für Umwelt (BAFU) und der zuständigen Fachstellen des Kantons Bern einbezogen. Die vom KKM vor Ausführung gemeldete, nicht freigabepflichtige Verbesserung des Hochwasserschutzes des Pumpenhauses wurde vom ENSI ebenfalls fachlich beurteilt und für zweckmässig befunden.

In seiner Stellungnahme zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers vom 31. August 2011 ist das ENSI zum Ergebnis gekommen, dass unter Berücksichtigung der genannten Nachrüstungen die Kühlwasserversorgung auch bei einem Extremhochwasser gewährleistet ist. Damit hat das KKM den Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers unter den vom ENSI gesetzten Randbedingungen erbracht.

Das KKM wurde nach der Verwirklichung der Nachrüstmassnahmen am 23. September 2011 wieder angefahren.

In Erfüllung der Verfügung vom 5. Mai 2011 hat das KKM dem ENSI fristgerecht am 31. August 2011 Massnahmenvorschläge vorgelegt. Diese umfassen namentlich den Aufbau einer von der Aare unabhängigen Wärmesenke, die Realisierung eines Einhängenkühlsystems für das Brennelementbecken und störfallfeste Messsysteme für Füllstand und Temperatur des Brennelementbeckens. Das ENSI hat am 15. November 2011 den vom KKM vorgelegten Zeitplan zur Umsetzung der geplanten Massnahmen für angemessen erachtet und das KKM aufgefordert, die erforderlichen Antragsunterlagen der Hierarchiestufe 1 (Konzeptfreigabe) für die Erweiterung der Instrumentierung des Brennelementbeckens bis Ende März 2012 und für die Nachrüstung einer erdbeben-, überflutungs- und verstopfungssicheren Kühlmittelversorgung und eines Einhängenkühlsystems für das Brennelementbecken bis Ende Juni 2012 einzureichen.

Das KKM hat entsprechend der ENSI-Verfügung vom 1. Juni 2011 fristgerecht am 31. Oktober 2011 einen Bericht zur Neubewertung der Sicherheitsmargen im Rahmen des EU-Stresstests vorgelegt. Das ENSI hat am 31. Dezember 2011 der EU einen nationalen Bericht eingereicht.

Aufgrund der Erkenntnisse aus Fukushima führte das ENSI im KKM zusätzliche Inspektionen durch:

- Am 27. Mai 2011 bewertete das ENSI im Rahmen einer Inspektion die für Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle getroffenen Vorsorgemassnahmen zur Kühlung des Brennelementbeckens. Verbesserungsbedarf stellte das ENSI fest hinsichtlich der Vorgaben, wie bei auslegungsüberschreitenden Störfällen Leckagen am Brennelementbecken sowie an dessen Kühlsystem zu erkennen sind und hinsichtlich der Schulung der Betriebs-Störfallanweisungen zur Kühlung des Brennelementbeckens.
- Am 2. August 2011 inspizierte das ENSI die Vorsorgemassnahmen zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers und forderte eine Überprüfung der Strategie, wie die Anlage bei Hinweisen auf ein bevorstehendes Hochwasser abzufahren ist. Ziel ist es, durch eine geeignete Betriebsweise der Anlage eine Verstopfung des Einlaufbauwerks zu vermeiden.
- Anlässlich der Inspektion des Systems zur gefilterten Druckentlastung des Containments vom 8. Dezember 2011 identifizierte das ENSI punktuellen Verbesserungsbedarf bei der Überprüfung der Filterchemikalien und der Stromversorgung einer Messausrüstung zur Bestimmung der Wasserstoffkonzentration. Das ENSI verlangte entsprechende Abklärungen und Korrekturmassnahmen.

Das KKM hat dem ENSI fristgerecht bis zum 30. März 2012 die in der Verfügung vom 1. April 2011 geforderten Nachweise zur Beherrschung eines 10 000-jährlichen Erdbebens sowie der Kombination von Erdbeben und Hochwasser eingereicht. Bereits vorgängig waren die Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilities) für alle relevanten Bauwerke, Systeme und Komponenten fertiggestellt worden. Neben der Sicherheit des Kernreaktors, des Primärkreislaufs und des Containments war gemäss der ENSI-Verfügung vom 5. Mai 2011 auch die Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme zu überprüfen und die Einhaltung der zulässigen Dosislimiten für diese Störfälle nachzuweisen. Zuvor hatte das KKM am 31. Januar 2012 den Erdbebenfestigkeitsnachweis für das Wasserkraftwerk Mühleberg eingereicht, den das ENSI der zuständi-

gen Behörde (Bundesamt für Energie, Aufsicht Talsperren) zur Begutachtung weiterleitete. Aufgrund der Prüfung der eingereichten Dokumentation kam das ENSI zum Schluss, dass die Kernkühlung und die Kühlung des Brennelementlagerbeckens unter Einwirkung eines 10 000-jährlichen Erdbebens und der Kombination von Erdbeben und erdbebenbedingtem Hochwasser einzelfehler sicher gewährleistet sind. Die Dosislimite von 100 mSv wird bei diesen Störfällen eingehalten. Das Kriterium gemäss Art. 3 der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken – im Folgenden als „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ bezeichnet – wird somit nicht erreicht. Aus der Stellungnahme des ENSI zum Erdbebennachweis des KKM resultierten dennoch Forderungen, da die Sicherheit gegen das Anheben und seitliche Versetzen der Brennelemente infolge vertikaler Erdbebenbeschleunigung nicht ausführlich genug untersucht worden war und da Fragen zur Dichtfunktion der Damplatte zur Abtrennung des Brennelementbeckens von der Reaktorgrube offen geblieben waren. Ausserdem forderte das ENSI die Vervollständigung der Berechnungen der Erdbebensicherheit für Stauanlagen im Einflussbereich des KKM gemäss den Angaben in Prüfberichten des Bundesamts für Energie. Termingerecht hat das KKM zu den Forderungen Dokumente nachgereicht, deren Überprüfung durch das ENSI bzw. Bundesamt für Energie für 2013 terminiert wurde.

Im Rahmen der Überprüfung des deterministischen Nachweises zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens hat das ENSI am 25. Mai 2012 eine Inspektion im KKM durchgeführt mit dem Ziel, die Strukturen, Systeme und Komponenten, die die Anlage in einen sicheren Zustand überführen und zur Sicherstellung der Brennelementlagerbecken-Kühlung benötigt werden, zu prüfen. Obwohl die seismische Robustheit des Containment-Rückpumpsystems für das 10 000-jährliche Erdbeben vom KKM nachgewiesen wurde, ist dieses formell nicht durchgehend der höchsten Erdbebenklasse zugeordnet. Aufgrund nicht auszuschliessender Leckagen des Brennelementlagerbeckens in das Reaktorgebäude wird die Funktion des Containment-Rückpumpsystems benötigt, deshalb forderte das ENSI eine Nachqualifizierung für das Containment-Rückpumpsystem in seiner Gesamtheit oder geeignete Nachrüstmassnahmen.

Das KKM hat zur Erfüllung der Forderungen aus der ENSI-Verfügung vom 5. Mai 2011 einen Antrag auf Konzeptfreigabe fristgerecht am 30. Juni 2012 eingereicht. Dieser Antrag umfasst drei Nachrustvorhaben, die zum Projekt DIWANAS zusammengeführt worden sind. Wie im Kapitel 2.6.2 dargelegt, hat der Verwaltungsrat der BKW am 29. Oktober 2013 beschlossen, das KKM 2019 ausser Betrieb zu nehmen und das Projekt DIWANAS nicht zu realisieren. Wie ebenfalls im Kapitel 2.6.2 erläutert, wird das ENSI prüfen, unter welchen sicherheitstechnischen Bedingungen es einen Betrieb bis ins Jahr 2019 akzeptieren kann.

Im Rahmen dieses Projekts war die Errichtung einer zur Aare diversitären letzten Wärmesenke geplant. Gemäss dem Konzeptfreigabeantrag¹⁵ war vorgesehen, hierfür das Notstandssystem SUSAN um eine Zuleitung aus einer Grundwasserfassung im Saanetal zu erweitern. Im Falle einer Nichtverfügbarkeit der Aare hätte die neue Wasserfassung als Wärmesenke dienen sollen, um die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor und dem Brennelementbecken zu gewährleisten. Als zweites Teilvorhaben beantragte das KKM die Errichtung eines zusätzlichen, erdbeben- und überflutungssicheren Systems zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens. Ebenfalls im Rahmen des Projekts DIWANAS verfolgt wurde ein drittes Teilvorhaben, das die Nachrüstung eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems betrifft. Dieses Vorhaben ist keine Reaktion auf den Unfall von Fukushima, sondern geht zurück auf eine im Rahmen der Grobprüfung der PSÜ-Dokumentation zum Langzeitbetrieb⁸ am 18. Februar 2011 gestellte Forderung des ENSI.

Das ENSI hat die eingereichten Antragsunterlagen geprüft und die Konzeptfreigabe am 1. Februar 2013 erteilt.³⁵ Aus Sicht des ENSI war das beantragte Konzept der Saane-Grundwasserfassung grundsätzlich geeignet, die Forderung nach einer alternativen, diversitären Kühlwasserversorgung zu erfüllen. Die zusätzliche Kühlwasserversorgung hätte unabhängig von der bisherigen Flusswasserversorgung (Aare) betrieben werden können und sollte gegen ein 10 000-jährliches Erdbeben und eine 10 000-jährliche externe Überflutung geschützt werden. Das ENSI beurteilt das alternative Brennelementbecken-Kühlsystem als grundsätzlich geeignet, um die Brennelementlagerbecken-Kühlung erdbeben- und überflutungssicher zu gewährleisten. Mit der zweifach redundanten Ausführung der für die Funktion notwendigen aktiven Komponenten wird das Einzelfehlerkriterium erfüllt. Aus Sicht des ENSI würde mit dem zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystem

die bisher bestehende nicht konsequente räumliche Trennung der Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes deutlich verbessert.

Das ENSI hatte in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM¹ verlangt, dass die Nachrüstungen im Rahmen des Projekts DIWANAS bis spätestens zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen sind, wobei hierfür bis zum 30. Juni 2013 ein verbindlicher Umsetzungsplan einzureichen war.

Am 20. November 2012 führte das ENSI eine Schwerpunktsinspektion zu den Prozessen und Vorgabedokumenten zur Auswertung externer Vorkommnisse durch. Die Inspektion zeigte, dass geeignete Vorgaben zur Auswertung der für das KKM relevanten externen Vorkommnisse existieren. Ebenso sind die Übergänge zu den für die Umsetzung abgeleiteter Massnahmen relevanten Prozessen festgelegt. Das ENSI stellte fest, dass die genaue Aufschlüsselung der zu konsultierenden Quellen sowie inhaltliche Vorgaben zur Umsetzung der Anforderungen der Richtlinie ENSI-B02 für die Berichterstattung ans ENSI erst im Entwurf vorhanden sind, und verlangte Korrekturmassnahmen.

In einer am 11. Dezember 2012 durchgeführten Schwerpunktsinspektion zum langandauernden Verlust der Stromversorgung überzeugte sich das ENSI von der Verfügbarkeit und der Eignung der zur Beherrschung des langandauernden Totalausfalls der Wechselstromversorgung vorgesehenen Einrichtungen für die Accident-Management-Massnahmen. Die vorgestellte Strategie zur Beherrschung des langandauernden Totalausfalls der Wechselstromversorgung bewertete das ENSI als zielführend. In derselben Inspektion kontrollierte das ENSI die korrekte Ausführung der laut ENSI-Verfügung vom 5. Mai 2011 auf Ende 2012 verlangten externen elektrischen und hydraulischen Anschlüsse für AM-Massnahmen. Es konnte dabei die Erfüllung der Forderung aus der Verfügung festgestellt werden.

Am 28. Juni 2013 reichte das KKM dem ENSI den geforderten verbindlichen Umsetzungsplan³⁶ für das Projekt DIWANAS ein. Darin wurde allerdings dessen Verbindlichkeit stark eingeschränkt: „Die Umsetzung des Programms DIWANAS erfolgt unter dem Vorbehalt der Zustimmung des Verwaltungsrats der BKW Energie AG. Der Verwaltungsrat der BKW fällt Ende 2013 einen Grundsatz- und Investitionsentscheid zum Weiterbetrieb des KKM.“

2.6.2 Massnahmen im Zusammenhang mit der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb

Da zum Publikationszeitpunkt der Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb¹ das Verfahren um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das KKM vor dem Bundesgericht hängig war, verzichtete das ENSI zunächst auf eine formelle Verfügung der Forderungen. Nachdem das Bundesgericht mit dem Urteil vom 28. März 2013 die Rechtslage geklärt hatte, das KKM am 28. Juni 2013 den geforderten Umsetzungsplan für das Projekt DIWANAS eingereicht hatte und das ENSI diesen geprüft hatte, verfasste das ENSI einen Verfügungsentwurf mit den Forderungen im Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Im Rahmen des rechtlichen Gehörs unterbreitete es diesen am 25. Oktober 2013 der BKW Energie AG (BKW) zur Stellungnahme. Darin fordert das ENSI unter anderem, dass die BKW bis zum 31. Dezember 2013 den Grundsatz- und Investitionsentscheid zum Langzeitbetrieb des KKM zu fällen oder andernfalls dem ENSI gegenüber zu erklären habe, dass das KKM vor Ende 2022 endgültig ausser Betrieb genommen werde.

Die BKW hat dazu am 8. November 2013 im Rahmen des rechtlichen Gehörs Stellung³⁷ genommen. Der Verwaltungsrat der BKW habe am 29. Oktober 2013 beschlossen, das KKM 2019 ausser Betrieb zu nehmen. Die BKW habe damit den ausstehenden Grundsatzentscheid gefällt und verzichte folglich auf den unbefristeten Langzeitbetrieb des KKM. Die angekündigte Ausserbetriebnahme im Jahr 2019 bedeute eine kürzere Restlaufzeit für das KKM. Die Forderungen hinsichtlich Zugankerersatz und Programm DIWANAS seien vor diesem Hintergrund nicht mehr gerechtfertigt.

Das ENSI prüfte die vom KKM vorgebrachten Argumente und verfügte deshalb am 14. November 2013³⁸ gestützt auf Art. 72 Abs. 2 i.V.m. Art. 22 Abs. 2 KEG Folgendes:

1. Für eine endgültige Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019 muss die BKW Energie AG im Hinblick auf die Stilllegung entsprechend dem Ausserbetriebnahmedatum die folgenden Unterlagen bis zum 31. Dezember 2014 einreichen:
 - a) Darlegung, welche sicherheitsrelevanten Systeme und Anlageteile für die Nachbetriebsphase und die daran anschliessenden Stilllegungsphasen noch benötigt oder angepasst werden
 - b) Konzept für Abtransport und Zwischenlagerung des Kernbrennstoffs inkl. Beschaffung geeigneter Transport- und Lagerbehälter
 - c) Darstellung von Art und Umfang der Arbeiten im Nachbetrieb mit zeitlichem Ablauf
 - d) allgemeine Sicherheitsbewertung des Nachbetriebes
 - e) Vorgehen zur Berücksichtigung menschlicher und organisatorischer Faktoren im Hinblick auf die endgültige Ausserbetriebnahme und den Nachbetrieb
 - f) Darstellung der erwarteten radioaktiven Abfälle und inaktiv freigemessenen Materialien für die Nachbetriebsphase
2. Das KKM wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 ein Konzept vorzulegen, wie die Aspekte der Materialalterung für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 4 berücksichtigt werden.
3. Das KKM wird aufgefordert, bis zum 31. Dezember 2014 alle 1E-Kabel der Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, zu ersetzen. Für die übrigen sicherheitsrelevanten Kabel ist der Austausch bzw. die Requalifikation laut Konzept vom 27. Juni 2013 bis spätestens 2018 umzusetzen. Die entsprechende Dokumentation ist dem ENSI vorzulegen.
4. Das KKM wird aufgefordert, die bisher durchgeführten thermohydraulischen und bruchmechanischen Analysen zum Integritätsnachweis des Reaktordruckbehälters bei postulierten Rissen unter Thermoschockbedingungen gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Die Ergebnisse der aktualisierten Berechnungen sind dem ENSI bis zum 31. Dezember 2014 in einem Bericht vorzulegen.
5. Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Umsetzung der im Instandhaltungskonzept vom 23. Dezember 2011 beschriebenen Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel, einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann.
6. Das KKM wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 ein Konzept vorzulegen, wie der Materialzustand des Primärcontainments umfassender beurteilt werden kann. Dazu sind insbesondere die bisher als unzugänglich eingestuftten Bereiche des Drywells sowie die ermüdungsrelevanten Bereiche der Überströmrohre zu betrachten. Es sind zerstörungsfreie Messtechniken, Analysen zu den relevanten Korrosionsmechanismen und mögliche Abhilfemassnahmen zu berücksichtigen. Basierend auf den Erkenntnissen hat das KKM im Hinblick auf den Langzeitbetrieb das weitere Instandhaltungskonzept für das Primärcontainment festzulegen.
7. Das KKM hat vor der nächsten Beladung eines Brennelementbehälters den deterministischen Sicherheitsnachweis zu erbringen, dass die Vorsorgemassnahmen für den Störfall „Absturz eines Brennelementbehälters“ ausreichend sind. Der entsprechende Nachweis für den Störfall „Torusleckagen“ ist bis zum 31. Dezember 2013 zu führen.
8. Das KKM hat die Nachrüstung einer diversitären, automatischen Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ sicherheitstechnisch zu bewerten und die Ergebnisse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.
9. Das KKM hat die Nachrüstung einer automatischen Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei hohem RDB-Füllstand sowie weitere diversitäre Massnahmen zur Sicherstellung des Überspeisungsschutzes des RDB sicherheitstechnisch zu bewerten und die Ergebnisse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

10. *Das KKM hat bis zur Jahresrevision 2014 Massnahmen durchzuführen, um potenzielle seismisch bedingte Leckagen aus dem Bereich des Brennelementbecken-Kühlkreislaufs weiter zu reduzieren.*
11. *Das KKM hat bis zum Ende der Jahresrevision 2015 einen zusätzlichen, erdbebenfesten Anschluss im SUSAN-Kühlwassersystem für den Einsatz mobiler Pumpen zu installieren.*
12. *Es sind Massnahmen zur Reduktion der Gefährdung aufgrund von erdbebeninduzierter Überflutung zu treffen. Deren Umsetzung hat bis zum 31. Dezember 2014 zu erfolgen.*
13. *Das KKM hat bis zum Ende der Jahresrevision 2015 eine zusätzliche, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung für das SUSAN-Notstandssystem nachzurüsten.*
14. *Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Realisierung der zusätzlichen, erdbebenfesten und überflutungssicheren, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung, einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann.*
15. *Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Realisierung eines erdbebenfesten und überflutungssicheren Brennelementbecken-Kühlsystems, einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann.*
16. *Das KKM hat bis zum 30. Juni 2014 die erweiterten Analysen bezüglich der Auswirkungen von Bränden und Überflutung im Reaktorgebäude beim ENSI einzureichen.*
17. *Das KKM hat für Brände und interne Überflutungen im Reaktorgebäude systematisch aufzuzeigen, dass alle angemessenen Vorkehrungen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung mittels fest installierter Systeme oder kurzfristig verfügbarer, vorbereiteter Massnahmen getroffen wurden. Eine sicherheitstechnische Bewertung der geplanten sowie der umgesetzten Nachrüstungen und Massnahmen ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 in einem Bericht vorzulegen.*
18. *Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Realisierung eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems, einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann.*

Wie das ENSI in einer Aktennotiz³⁹ festgehalten hat, definieren die ursprünglichen Forderungen in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb¹ grundsätzlich das weiterhin anzustrebende Sicherheitsniveau, weshalb auch bei einer Ausserbetriebnahme im Jahr 2019 an der Mehrheit der Forderungen festzuhalten ist. Die Forderungen hinsichtlich des Zugankerersatzes und des Projekts DIWANAS betreffen Nachrüstungen, die bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen sind und bei einer Ausserbetriebnahme im Jahr 2019 lediglich noch zwei Jahre für den Leistungsbetrieb wirksam wären. Das zusätzliche Brennelementbecken-Kühlsystem wird auch nach Beendigung des Leistungsbetriebes während der ersten Jahre der Stilllegung benötigt. Aufgrund der geänderten Ausgangslage stellt sich die Frage, inwieweit an den Forderungen betreffend Zugankerersatz und Projekt DIWANAS festzuhalten ist. Diese Frage kann zum gegenwärtigen Zeitpunkt mangels ausreichender Entscheidungsgrundlagen nicht abschliessend beurteilt werden. Soweit die BKW beabsichtigt, von den diesbezüglichen Forderungen abzuweichen, muss sie aufzeigen, wie auch beim Verzicht auf deren Umsetzung eine unter Berücksichtigung der verbleibenden Einsatzzeit ausreichender Sicherheitsgewinn erzielt werden kann (siehe obige Forderungen 5, 14, 15 und 18). Gestützt auf die von der BKW einzureichenden Unterlagen wird das ENSI prüfen, unter welchen sicherheitstechnischen Bedingungen ein Betrieb bis ins Jahr 2019 akzeptiert werden kann.

Im Hinblick auf die Stilllegung ist gemäss Requirement 33 des IAEA Safety Standard SSR-2/2⁵² darzulegen, dass für die Übergangsphase zwischen Betrieb und Nachbetrieb ein hohes Mass an operationeller Sicherheit gewährleistet ist und dass genügend motiviertes und qualifiziertes Personal zur Verfügung steht.

2.6.3 OSART-Überprüfung

Das KKM hat sich vom 8. bis 25. Oktober 2012 einer erneuten Überprüfung durch ein Operational Safety Review Team (OSART) der IAEA unterzogen. Das Review Team gab dem KKM 21 Empfehlungen (10

Recommendations und 11 Suggestions) und erachtete die Arbeitsweise des KKM in 10 Bereichen als Good Practices (vgl. Tabelle 2.6-1). Das KKM hat den IAEA-Bericht⁴⁰ am 31. Januar 2013 auf seiner Website veröffentlicht und in Aussicht gestellt, die OSART-Empfehlungen zu prüfen und geeignete Massnahmen abzuleiten, deren Umsetzung von der IAEA in einer OSART-Folgemission in rund 18 Monaten bewertet werden würden. Das ENSI forderte das KKM auf, bis zum 31. März 2013 eine konzeptuelle Übersicht und eine Grobplanung einzureichen. Das KKM reichte dem ENSI fristgerecht eine terminierte Übersicht ein, wie die einzelnen Empfehlungen umgesetzt werden sollen. Am 5. Juli 2013 nahm das ENSI hierzu Stellung und erachtete das vom KKM beschlossene Vorgehen als zielführend. Es wies jedoch darauf hin, dass die Lösungsansätze sehr allgemein formuliert seien und es auf dieser Basis nicht möglich sei, abschliessend Stellung zu nehmen. Das ENSI forderte bis Ende 2013 einen Bericht über die Detailmassnahmen und erste Ergebnisse von deren Wirksamkeit.

Wie der OSART-Bericht festhält, sind die Vorkehrungen der BKW Energie AG „nicht robust genug“, um der Konzernleitung auf der Basis unabhängiger Expertise eine fortlaufende Überprüfung der Sicherheitsleistung des KKM zu ermöglichen. Diese Erkenntnis veranlasste das OSAR-Team zur Empfehlung „The utility should consider improving its means for an independent nuclear oversight with a continuous review of safety performance at the nuclear power plant.“

Aus Sicht des ENSI nimmt der Verwaltungsrat der BKW Energie AG seine Verpflichtung nicht genügend wahr, auf systematische Weise die Sicherheit des KKM zu bewerten, um vorausschauend die nötigen Verbesserungen einzuleiten. Wie aus den Kapiteln 2.6.1 und 2.6.2 hervorgeht, hat das ENSI vom KKM umfangreiche Nachrüstungen nachgefordert, welche in den ursprünglichen PSÜ-Unterlagen nicht angesprochen wurden. Dies weist darauf hin, dass für das KKM zum damaligen Zeitpunkt keine umfassende Langzeitstrategie und kein Langzeitbetriebsprogramm gemäss Requirement 16 des IAEA Safety Standard SSR-2/2⁵² vorlagen.

Aufgrund der Erkenntnisse aus der OSART-Mission und der erweiterten Anforderungen gemäss der Neuausgabe Juli 2013 der Richtlinie ENSI-G07⁴¹ erhebt das ENSI folgende Forderung:

Forderung 2.6-1

Das KKM hat die Umsetzung der aufgrund der OSART-Mission 2012 festgelegten Massnahmen gegenüber dem ENSI bis zum 31. Dezember 2014 in einem Bericht zu dokumentieren.

Tabelle 2.6-1: OSART Mission 2012 – Recommendations, Suggestions and Good Practices

Management, Organization and Administration	Recommendation	The plant should improve the industrial safety programme to further decrease the industrial safety accident rate.
	Suggestion	The utility should consider improving its means for an independent nuclear oversight with a continuous review of safety performance at the nuclear power plant.
	Suggestion	The plant management should consider spending more time in the field to observe work places and plant status, coach plant personnel and to communicate and enforce management expectations.
	Good Practice	Communication concept and means used to inform plant personnel.
Training and Qualification	Suggestion	The plant should consider enhancing its training policies and programmes to ensure appropriate training and qualification of OJT instructors.

Operations	Suggestion	The plant should consider clearly identifying and reinforcing its management expectations, its monitoring and assessment practices in operation to ensure that these expectations are well understood and applied correctly by operators at all times.
	Suggestion	Consideration should be given to ensuring that the qualified on-site fire brigade is available at the site at all times to intervene as a primary response in case of a fire.
	Good Practice	At the plant a method for preserving and transferring knowledge has been implemented so that operating the plant safely, reliably, efficiently and with care for the environment is achieved.
	Good Practice	effective improvement project on component labelling system
Maintenance	Recommendation	The plant should ensure that sufficiently detailed expectations are provided and proper adherence to plant requirements is demonstrated in maintenance area by plant maintenance staff.
	Good Practice	long-term comparison of dynamic measuring circuit performance
Technical Support	Recommendation	The modifications process should be enhanced to ensure changes to the plant are identified and closed in a timely manner.
	Good Practice	Support for industry efforts to improve fuel design and monitoring practices has resulted in good fuel performance and fewer fuel assemblies discharged from the reactor.
Operating Experience Feedback	Recommendation	The plant should embrace and promote the operating experience program and methods throughout the plant, to ensure corrective actions are timely and OE is used throughout the plant in day-to-day activities.
	Recommendation	The plant should review its policies and procedures to ensure that event investigations are completed in a timely manner and with sufficient level of detail, including root causes and human factors and that corrective actions are defined in a specific and measurable way.
	Suggestion	The plant should consider to encourage and reinforce reporting of identified problems at all levels and all departments, inside and outside the organization, according to well established criteria.
	Good Practice	fast and thorough response to recent significant external OE events, including important plant modifications and communication

Radiation Protection	Recommendation	The plant should reinforce its work control and risk assessment system with the use of an RWP to ensure adequate, written radiological work controls are provided consistently at all times.
	Suggestion	The plant should consider enhancing controls for radiation hazards in place to ensure radiation doses to workers are always minimised.
	Suggestion	The plant should consider improving investigation and processes to prevent contamination occurring in contamination zones above the levels expected for the zone.
	Good Practice	special shielded transport container for high dose rate waste, reducing operator and public doses
Chemistry	Recommendation	The plant should enhance its policy, programs and procedures to ensure safe and effective application of chemicals.
Emergency Planning and Preparedness	Recommendation	The plant should provide all reasonable protection for the persons on the site in an emergency with radioactive release to avoid any unjustified health risks.
	Good Practice	External Emergency Storage Facility in Reitnau
Long Term Operation	Recommendation	The plant should take measures to revalidate environmental qualification for LTO.
	Suggestion	The plant should consider to verify that the scope of SSCs is complete for LTO and properly documented, and that the ageing management review has been performed for all SSCs within the scope.
	Suggestion	The plant should consider to review ageing management programmes to ensure that this programme contains all generic IAEA AMP attributes including evaluation against them.
	Good Practice	The KKM plant has developed a comprehensive strategy to manage the core shroud cracking issue and allow long term operation. The strategy includes chemical treatment of the reactor water, improved ultrasonic inspection tooling, analytical modelling, and the future optimization of the tie-rod design.
Severe Accident Management	Recommendation	The plant should clearly describe in the operating procedure, the AMM and the SAMG documents the use of the containment venting system CDS under all expected conditions for the strategies a) cooling of the torus by steam release through the CDS and b) use of CDS and DSFS under severe accident conditions to prevent containment failure and to minimize activity releases.

Suggestion	The plant should consider improving the descriptive details, priorities and clearly written rules of usage of the guidance given in the procedures (AMM) and guidelines (SAMG). Particular consideration should be given to strategies that have both positive and negative impacts or those with multiple measures planned in order to provide a better basis for a decision about which strategy constitutes a proper response under a given plant damage condition.
Good Practice	development and implementation of Severe Accident Management Guidance (SAMG) for shut-down conditions

3 Organisation und Personal

3.1 Organisation

3.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse

Angaben des KKM

Das KKM legt dar, wie es in der Unternehmensstruktur der BKW FMB Energie AG (BKW) eingebettet ist und wie sich die Organisationsstruktur im Überprüfungszeitraum gewandelt hat. Der Bereich Energie der BKW umfasste im Jahr 2001 die Geschäftsfelder Handel, Vertrieb und Produktion. Das KKM war neben den konventionellen Kraftwerken ebenfalls dem Bereich Produktion unterstellt. Per 1. Januar 2001 wurde die Kernbrennstoffabteilung aus der BKW herausgelöst und direkt dem KKM unterstellt. Die BKW passte die Organisationsstruktur im Hinblick auf die sich öffnenden Energiemärkte per 1. April 2008 an. Das Geschäftsfeld Energie wurde in zwei Bereiche „Energie und Handel International“ und „Energie Schweiz“ aufgeteilt, wo das KKM organisatorisch angegliedert ist.

Das KKM ist zu 100 % im Besitz der BKW und ist deren wichtigste Produktionsanlage. Es produziert rund 40 % der Energie für die direkt von der BKW versorgten Kunden oder knapp 30 % aller BKW-Kraftwerke und -Beteiligungen. Die Aktien der BKW sind seit dem 28. Mai 2003 an der Schweizer Börse (SWX) kotiert. Die bedeutendsten Aktionäre per 31. Dezember 2010 sind der Kanton Bern mit einem Mehrheitsanteil von 52,54 %, die Groupe E SA mit einem Anteil von 10 %, die BKW FMB Energie AG und Konzerngesellschaften mit einem Anteil von 9,99 % und schliesslich die E.ON Energie AG mit einem Anteil von 7,03 %.⁴²

Der Kraftwerksleiter des KKM ist Mitglied des Führungsgremiums des Geschäftsbereiches „Energie Schweiz“ und vertritt die Belange des KKM in der Unternehmensleitung. Seine Aufgaben und Kompetenzen sind in den Statuten und dem Organisationsreglement der BKW festgelegt.

Die in die Unternehmenskultur eingebettete Sicherheitskultur, welche von der BKW als Unternehmung gepflegt wird, die Feststellungen des VR-Präsidenten der BKW zur Priorität der Sicherheit des KKM, die bisher stets ausreichende Bereitstellung der Mittel auch im sich öffnenden Elektrizitätsmarkt sowie die Führungsstruktur bewertet das KKM als geeignet, die Kraftwerksleitung zur Wahrnehmung ihrer Verantwortung für den sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Betrieb des KKM wirkungsvoll zu unterstützen.

An dieser Beurteilung hat sich auch mit der Veränderung der Aktionärsstruktur der BKW FMB Energie AG nichts geändert und wird sich in absehbarer Zeit auch nichts ändern. Vielmehr wird im KKM die Planung im Auftrag der Unternehmensleitung konsequent auf den langfristigen Betrieb des KKM ausgerichtet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 30 KEV

Kapitel 4.3 der Richtlinie ENSI-G07⁴³

Beurteilung des ENSI

Die BKW hat sich den organisatorischen Herausforderungen durch den sich öffnenden Energiemarkt gestellt und die Unternehmensstruktur an die veränderte Situation angepasst. Die Organisationsstruktur des KKM wurde durch den organisatorischen Wandel der BKW nicht tangiert. Der Kraftwerksleiter als Mitglied des Führungsgremiums des Geschäftsbereiches „Energie Schweiz“ vertritt die Belange des KKM direkt in der Unternehmensleitung der BKW. Seine Aufgaben und Kompetenzen sind in den Statuten und dem Organisationsreglement der BKW festgelegt.

3.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen

Angaben des KKM

Organisation

Die Organisation ist im Kraftwerksreglement⁴⁴ festgelegt, das von der Unternehmensleitung der BKW genehmigt wird.

Verantwortlichkeiten

Die organisatorischen Beziehungen und die Aufteilung der Aufgaben und Kompetenzen der Funktionsträger mit Entscheidungsbefugnis sind im Kraftwerksreglement festgelegt.

Für alle Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter existieren Funktionsbeschreibungen, in denen neben der Funktion auch Kompetenzen und Verantwortung geregelt werden. Die Funktionsbeschreibungen dienen im Rahmen der jährlichen Leistungsbeurteilung der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter als Bewertungsgrundlage.

Die Finanzkompetenzen der Abteilungs- und Ressortleiter sind im Rahmen der BKW-Führungsinstrumente geregelt und erfuhren im Überprüfungszeitraum keine den sicheren Betrieb des KKM negativ beeinflussende Änderungen.

Ebenfalls umfassend überarbeitet (Anpassung an die neue Organisation) und neu gestaltet wurden die Finanzkompetenzen der BKW. Der Kraftwerksleiter ist in der neuen Finanzkompetenzregelung dem Leiter des Geschäftsbereichs gleichgestellt.

Information und Kommunikation intern

Die Kraftwerksleitung legt grössten Wert auf eine vollständige und offene Abgabe und Entgegennahme von Informationen. Weiter legt sie grössten Wert auf die Einhaltung der einschlägigen Vorschriften, Weisungen und Grenzwerte.

Das KKM zeigt einen Überblick über die vielfältigen Kommunikationswege, die jeweiligen Adressaten, die Inhalte und die Frequenz. Der gebräuchlichste Kommunikationsweg ist die mündliche Kommunikation während Sitzungen. Wenn nötig werden Beschlüsse, getroffene Massnahmen und Pendenzen in Protokollen festgehalten.

Die schriftliche Kommunikation ist im QM-Prozess Dokumentation geregelt und wird ergänzt durch die Zirkulation von Korrespondenzmappen, Zeitschriften etc. sowie durch interne und externe elektronische Datenübermittlung (E-Mail). Die wesentlichsten Mitteilungen werden auch angeschlagen.

Periodisch finden Sitzungen des Verwaltungsrats und der Unternehmensleitung im KKM statt. Während der Jahresrevision besucht die Unternehmensleitung in der Regel das KKM und orientiert sich vor Ort über den Stand der Arbeiten. Bei Bedarf nehmen auch Vertreter der Unternehmensleitung an der monatlichen Personalinformation teil.

Information und Kommunikation extern

Die Kraftwerksleitung unterstützt nachdrücklich die Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien zur Pflege des Erfahrungsaustausches, der Weitergabe von Wissen, der Unterstützung von Harmonisierungsbestrebungen, der Ausarbeitung gemeinsamer Richtlinien und Vorschriften, der Erhaltung des Wissens über den Stand von Wissenschaft und Technik sowie der Offenhaltung der Option Kernenergie in der Schweiz und Europa.

Verschiedene KKM-Mitarbeitende haben während des Überprüfungszeitraums an OSART-Missionen (Forsmark, North Anna) sowie an WANO Peer Reviews (durchschnittlich ein Review pro Jahr) mitgewirkt.

Im weiteren Sinn zur externen Beurteilung zählen auch die regelmässig – in der Regel zweimal jährlich – für die Vertreter der umliegenden Gemeinden durchgeführten Informationsveranstaltungen. Derartige Informationsveranstaltungen finden auch regelmässig mit Vertretern der Kantonspolizei Bern und der Berufsfeuerwehr Bern statt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7, 30 und 31 KEV

Kapitel 5.1, 5.2, 5.3 und 5.4 der Richtlinie ENSI-G07

IAEA Safety Standard NS-R-2⁴⁵

Beurteilung des ENSI

Die Aufbauorganisation des KKM ist nach Aufgabenbereichen strukturiert und in Abteilungen gegliedert, die ihrerseits aus Ressorts und Fachstellen bestehen. Im Kraftwerksreglement sind die Funktionen, Hauptaufgaben und Kompetenzen der Leiter der einzelnen Organisationseinheiten festgelegt. Die Stellvertreterregelung ist auf dem KKM-Organigramm⁴⁶ für die Positionen des Kraftwerksleiters und der Abteilungsleiter ersichtlich. Die Betriebsordnung des Kraftwerksreglements regelt die Stellvertretungen des zulassungspflichtigen Personals und die der Strahlenschutzbeauftragten. Die Anforderungen bezüglich der Aufbauorganisation und der Stellvertreterregelung gemäss Kapitel 5.1 der Richtlinie ENSI-G07 werden erfüllt.

Für jede Stelle existiert eine Funktionsbeschreibung, die einerseits Kompetenzen und Verantwortung festlegt und andererseits Grundlage für die jährliche Leistungsbeurteilung ist. Personalführungsinstrumente, wie das eben beschriebene, gehen über die Regelung in den ENSI-Richtlinien hinaus. Die Verwendung von transparenten und jeden Mitarbeiter verständlichen und nachvollziehbaren Führungsinstrumenten ist im Sinne der Anforderungen.

Die formelle Kommunikation zwischen den Organisationseinheiten im KKM erfolgt üblicherweise in regelmässig geplanten und durchgeführten Sitzungen, deren Teilnehmerkreis bekannt ist und deren thematische Inhalte ebenfalls definiert sind. Auch auf die informelle interne Kommunikation wird im KKM Wert gelegt. Der Umgang mit der schriftlichen Kommunikation ist im Managementsystem geregelt. Der Erfahrungsaustausch in verschiedenen nationalen und internationalen Gremien wird von der Kraftwerksleitung unterstützt. Die Anforderungen an die Kommunikation und Information gemäss ENSI-G07 werden erfüllt.

3.1.3 Führungsaufgaben

Angaben des KKM

Führungsmittel „regelmässige Sitzungen“

Zur Gewährleistung eines sicheren und geordneten Betriebsverlaufs im Normalbetrieb sowie der Koordination der Arbeiten während der Jahresrevision finden regelmässig Sitzungen statt. Im eingereichten Bericht⁵ sind die im KKM institutionalisierten Sitzungen aufgeführt.

Der kurzfristige Betriebsverlauf wird weitgehend durch die tägliche Betriebssitzung beeinflusst. An dieser durch die Abteilung Betrieb geleiteten Sitzung werden alle geplanten Arbeiten schriftlich in Form des Wochen- und Tagesprogramms angemeldet und bei Bedarf koordiniert. Einzelheiten zum Wochen- und Tagesprogramm sind im Abschnitt **Führungsmittel „Integriertes Betriebsführungssystem IBFS“** weiter unten beschrieben. Die Sitzung dient auch der Information und Bewertung von Betriebsstörungen. An der jeden Montag stattfindenden Sitzung, an der auch das Wochenprogramm festgelegt wird, nehmen das gesamte Kader und insbesondere die Kraftwerksleitung teil.

Während der Jahresrevision wird die tägliche Revisionssitzung vom Revisionsleiter geleitet.

Als Teilnehmer dieser Sitzungen informiert der Schichtleiter die gesamte Schicht über die geplanten Tätigkeiten in der Anlage. Nachträglich gemeldete Arbeiten werden nur nach Prüfung und Rücksprache mit dem Leiter Betrieb oder seinem Stellvertreter zugelassen.

Führungsmittel „Integriertes Betriebsführungssystem IBFS“

Das im KKM eingesetzte Integrierte Betriebsführungssystem (IBFS) ist modulartig aufgebaut und hat folgende übergeordnete Zielsetzungen:

- Unterstützung der verantwortlichen Fachabteilungen bei der Durchführung ihrer Aufgaben im Rahmen der Betriebsführung
- Erhöhung der Transparenz des Betriebsgeschehens und der Zusammenhänge zwischen den einzelnen Aufgabenbereichen
- Sicherstellung der Datenkonsistenz in den verschiedenen Anwendungsgebieten
- Entlastung der Betriebsmannschaft von Such-, Schreib- und Verwaltungsarbeiten bei der Abarbeitung des betrieblichen Auftragssystems
- Sicherstellung der zuverlässigen Absicherung

Im KKM sind die ersten IBFS-Arbeitsstationen seit 1996 im Einsatz. Da das bisherige IBFS bereits in den Jahren 1986 bis 1991 entwickelt wurde, über einen Lebenszyklus von rund 15 Jahren verfügt und das Auslaufen der Wartung absehbar war, wurde es ab 2001 etappenweise durch openBMS abgelöst. Seit der Revision 2003 ist dieses System operativ. Weil openBMS sämtliche Funktionalitäten und Daten von IBFS übernommen hat, IBFS im KKM hohe Akzeptanz genießt und der Begriff für die Belegschaft nachvollzieh- und vorstellbar ist, wird weiterhin von IBFS gesprochen.

Betriebliches Auftragssystem (BASY)

Zur Erhöhung der betrieblichen Sicherheit leistet das betriebliche Auftragssystem (BASY) einen wesentlichen Beitrag. Nachfolgend werden die einzelnen Teilgebiete detaillierter beschrieben:

- Störmeldung (SM)

Nach den Regelungen der Betrieblichen Weisung WEI-B-001 ist jeder KKM-Mitarbeitende verpflichtet, über entdeckte Mängel eine Störmeldung (SM) zu erstellen. Da das gesamte Personal Zugriff zum IBFS und damit zu BASY hat, können sich alle zu jeder Zeit über den aktuellen Stand neu erstellter und bestehender SM orientieren. Das Suchprogramm verschafft rasch einen Überblick über SM, die noch nicht übernommen wurden, bearbeitet werden oder abgeschlossen sind. Diese Gesamtsicht ist für die Überwachung bei der Abarbeitung von SM äusserst nützlich. Transparenz und Übersicht in der Störungsbehebung sind dadurch gewährleistet.

- Arbeitsauftrag (AAI)

Der Arbeitsauftrag ist ein Organisationspapier, das die bezüglich der auszuführenden Arbeiten relevanten Vorgaben festhält. Aus dem AAI geht hervor, in wie viele Schritte (Anzahl Arbeitsscheine IHS) die Arbeit einzuteilen ist, ob Schutzscheine oder andere Erfordernisse zu beachten sind, ob die Behörde anwesend zu sein hat und ob eine Funktionskontrolle nötig ist. Der als IHS bezeichnete Arbeitsschein ist das Arbeitsdokument des Ausführenden. Es enthält alle Angaben, die der Ausführende benötigt, um die auf dem IHS definierte Aufgabe zu erledigen. Mit der Auswahl von Arbeitsscheinen kann eine Arbeit in verschiedene Schritte zerlegt oder auf verschiedene Ressorts aufgeteilt werden. Einem IHS können verschiedene Hilfsdokumente zugeordnet werden wie z. B. Arbeitsschutzscheine, Brandschutzscheine oder Schutzscheine für Behältereinstiege. Diese Schutzscheine dienen vor allem der Unfall- und Brandverhütung. Ein IHS kann auch von Instruktionpapieren für anzuwendende Schraubenanzugsmomente, für Einstellungen an Sicherheitsventilen oder für Eingriffe in Betonstrukturen begleitet sein. Um die Geschichte einer Komponente zu dokumentieren, bietet das System Möglichkeiten zu Notizen. Auf Basis dieser Notizen hat der Ausführende nach getaner Arbeit Bericht zu erstatten. Diese Berichte sind im System für alle einsehbar.

- Absicherungsverfahren

Für Arbeiten, die nur durchgeführt werden können, wenn eine Komponente abgesichert ist, steht ein elektronisches Absicherungssystem zur Verfügung. Man unterscheidet zwischen einem standardmässigen und einem individuellen Absicherungsverfahren. Standardabsicherungen sind vorbereitete, qualitätsgesicherte Absicherungen. Heute kann für die meisten Komponenten auf vorbereitete

und geprüfte Absicherungen zurückgegriffen werden. Sind bei einem Arbeitsauftrag Absicherungen festzulegen, sucht das System alle passenden Standardabsicherungen und stellt sie dem Operateur anwendungsbereit zur Verfügung. Dadurch entlastet IBFS das Betriebspersonal von Such- und Schreibarbeiten. Ist für eine Komponente keine geeignete Standardabsicherung vorhanden, muss eine individuelle Absicherung erstellt werden. Für die Absicherung von Komponenten, die aus betrieblichen Gründen ausser Betrieb sind (z. B. trocken konservierte Reservekühler) sorgt das Betriebssicherungssystem. Es ist ähnlich aufgebaut wie das Absicherungssystem. In der Betrieblichen Weisung WEI-B-001 sind Ablauf und Berechtigungen für das SM-, AAI- und das Absicherungsverfahren geregelt.

- Wiederkehrendes Auftragsystem

Das wiederkehrende Auftragsystem dient der Verwaltung wiederkehrender Aufträge (WKAU) mit Terminvorschau und automatischem Anstoss eines WKAU bei Erreichen des Solltermins. Es vermittelt eine Übersicht über geplante künftige oder ausgeführte wiederkehrende Tätigkeiten. Das System kann sogenannte Miniaufträge generieren, indem eine Stelle angewiesen wird, eine bestimmte Aufgabe (z. B. eine Checkliste abarbeiten) zu erledigen oder es kopiert bei Erreichen eines Termins einen Referenzarbeitsauftrag in das System, der vom betroffenen Ressort eingeplant und durchgeführt werden muss. Da nicht alle wiederkehrenden Aufträge bei allen im KKM bestehenden 5 Betriebsarten ausgeführt werden müssen, ruft das System einen WKAU nur dann zur Ausführung auf, wenn bei Erreichen seines Termins auch die aktuelle Betriebsart stimmt. Zum Beispiel sind alle wiederkehrenden Prüfungen, die nach den technischen Spezifikationen auszuführen sind, an Betriebsarten gebunden. Um Mitternacht (00:00) wird die Berechnung der WKAU durch das System gestartet. Die neuen Terminpläne werden berechnet und das System fordert die betreffenden Stellen zur Ausführung der fälligen neuen Aufträge auf. Die Aufforderung bleibt bestehen, bis der Auftrag erledigt und rückgemeldet ist. Das IBFS sorgt mit dem entsprechend programmierten Ablaufmanager dafür, dass der vorgesehene Ablauf des betrieblichen Auftragsverfahrens genau eingehalten wird. Programmierte Funktionen und Berechtigungsrollen garantieren, dass die in der Weisung festgelegten Berechtigungen von allen Mitarbeitenden eingehalten werden.

- Tages- und Wochenprogramm

An der täglichen Betriebssitzung, die jeweils um 08:15 Uhr beginnt, wird das Tagesprogramm bekannt gegeben und koordiniert. An Montagen wird von den einzelnen Ressorts zudem das für die kommende Woche geplante Wochenprogramm präsentiert. Von den Sitzungen werden IBFS-gestützte Protokolle in Form von Tages- und Wochenprogrammen verfasst. Diese Programme, die eingesehen und ausgedruckt werden können, sind für den diensthabenden Schichtleiter Grundlage dazu, die an einem Tag geplanten Arbeiten so zu koordinieren, dass der sichere Betrieb der Anlage gewährleistet ist.

- Aufbau der Programme

Wird das Tagesprogramm eines bestimmten Tages ausgewählt, erscheint zuerst immer das von der Schicht auszuführende WKAU-Programm. Diese Anzeige generiert das System selbst. Es folgt die Anzeige zu beachtender begrenzender Betriebsbedingungen (LCO), die von den Ressorts eingegeben werden. Nach der Anzeige der von den Ressorts für diesen Tag vorgesehenen Arbeiten erscheint das von den Ressorts eingesetzte Fremdpersonal. Die Ressorts haben ihre für den entsprechenden Tag geplanten Arbeiten und das vorgesehene Fremdpersonal vor der Betriebssitzung in das System einzugeben. Das Tagesprogramm, das vom Leiter der Betriebssitzung generiert und genehmigt wird, ist auf dem Bildschirm einsehbar und kann gedruckt werden. Das Wochenprogramm ist gleich aufgebaut wie das Tagesprogramm. Deshalb wird hier nicht näher darauf eingetreten. Mit den im IBFS erstellten Tages- und Wochenprogrammen wird die ganze Belegschaft umfassend über das aktuelle Geschehen orientiert. Die Information wird stufengerecht genutzt.

Ausbau des IBFS ab 2006

Seit 2006 wurden folgende zusätzlichen Module entwickelt respektive in das IBFS integriert:

- Chemikalienverwaltung

Mit der 2006 eingeführten Chemikalienverwaltung werden alle im KKM zugelassenen Gefahrenstoffe registriert, die das Ressort Chemie freigegeben hat. Jeder Mitarbeitende mit Zugang zum IBFS kann nach den Gefahrenstoffen suchen sowie Sicherheitsdatenblätter und Handhabungsvorschriften selbstständig abrufen. Die durch das Ressort Chemie instruierten Chemikalienverantwortlichen pflegen die Daten. In der Chemikalienverwaltung werden auch die Standorte und die jeweils vorhandenen Behältnisse der Gefahrenstoffe angezeigt. An zwei Standorten (Lager und Chemielabor) können spezielle Etiketten für die Bezeichnung der Gefahrenstoffe ausgedruckt werden.

- Pendenzenmanagement

Das 2008 lancierte Pendenzenmanagement ist als Management-Tool konzipiert, das Termine überwacht. Zum Beispiel Verträge oder Konzessionen mit langen Laufzeiten (mehrere Jahre) können mit Erinnerungs- und Ablaufterminen versehen werden, um rechtzeitig die nötigen Schritte initiieren zu können. Das Modul steht hauptsächlich dem Kader zur Verfügung. Der Zugriff wird mit Funktionen und Berechtigungen durch die Benutzerverwaltung von IBFS gesteuert.

- Dokumenten-Management-System (DMS)

Das Dokumenten-Management-System (DMS) wurde 2008 eingeführt. Damit können Dokumente erstellt, geprüft, freigegeben, digital archiviert und elektronisch verteilt werden. Externe Dokumente lassen sich digitalisieren und elektronisch archivieren. Die Verarbeitung der Dokumente wird über einen elektronischen Workflow gesteuert. Dokumente, die eine manuelle Signatur erfordern, werden nach der Signierung eingescannt und archiviert. Die freigegebenen und archivierten Dokumente können im IBFS mittels Volltextsuche gesucht, angezeigt und bei Bedarf ausgedruckt werden. Die Weisung WEI-A-001 regelt die Lenkung der Dokumente.

- Anlageänderungsantrag (AÄA)

Im Juni 2009 wurde das Modul für den Anlageänderungsantrag (AÄA) eingeführt. Über das Modul werden Geschäftsabläufe abgewickelt, die einen Eingriff in die Anlage bedeuten und eine interne oder externe Freigabe erfordern. Ein AÄA wird im IBFS erstellt und via Workflow den relevanten Stellen zugeführt. Die Integration des Moduls gewährleistet die Verbindung mit allen IBFS-Objekten. Die Verfolgung der Anlageänderung und die damit einhergehenden Dokumente stehen den berechtigten Personen jederzeit zur Verfügung. Ein verifizierter Nachweis zum Prozess einer Anlageänderung kann jederzeit vorgenommen werden. Ein abgeschlossener AÄA wird automatisch im DMS archiviert.

Nach den Erfahrungen des KKM verfügt es mit dem IBFS über ein leistungs- und entwicklungsfähiges System zur Planung, Koordination und Dokumentation von Instandhaltungs- und Überwachungsarbeiten. Die neue, bedienungsfreundliche Benutzeroberfläche hat die bereits hohe Akzeptanz weiter erhöht. Mit seiner verteilten Systemarchitektur, basierend auf Windows-Servern, ist die Kompatibilität mit jedem KKM-Computer-Arbeitsplatz auch für die Zukunft gegeben.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Zur Beurteilung der Führungsaufgaben stützt sich das ENSI auf Art. 30 Abs. 2 KEV sowie Kapitel 6.3 und 6.4 der Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Die Führungsaufgaben des KKM im Bereich der Betriebsführung werden mit den unterstützenden Führungshilfsmitteln beschrieben. Die Aufgaben der Führungspersonen sind im Kraftwerksreglement aufgeführt. Im operativen Bereich wird die Führung durch ein computergestütztes Managementsystem unterstützt, auf

das jeder Mitarbeitende geregelten Zugriff hat. Der Informationsfluss im Bereich Instandhaltungs- und Überwachungsarbeiten ist mit der Verwendung des Integrierten Betriebsführungssystem (IBFS) und dem Betrieblichen Auftragssystem (BASY) gewährleistet. Das KKM hat die Systeme weiterentwickelt. So wurde im Überprüfungszeitraum die Benutzeroberfläche des IBFS bedienungsfreundlicher gestaltet. Das KKM ergänzte das System um die Module Chemikalienverwaltung, Dokumenten-Management-System und Anlageänderungsantrag. Im Bereich des Managements und der Betriebsführung wurden Verbesserungsvorschläge aus dem WANO Peer Review von 2006 umgesetzt. Die Anforderungen aus dem Kapitel 6.3 der Richtlinie ENSI-G07 sind mit der Anwendung der beschriebenen Führungsprozesse erfüllt.

Die Anforderungen an die internen und externen Informations- und Kommunikationslinien nach Kapitel 6.4 der Richtlinie ENSI-G07 werden gemäss Angaben des KKM erfüllt und sie sind in der Prozessdokumentation des KKM abgebildet. Das ENSI stellt auch aufgrund der Erkenntnisse aus der regelmässigen Anwesenheit von ENSI-Vertretern an Betriebssitzungen fest, dass die gelebte Praxis den Anforderungen entspricht.

3.1.4 Interner Sicherheitsausschuss

Angaben des KKM

Aktuell gliedert sich der interne Sicherheitsausschuss (ISA) in vier Gremien, die sich mit der nuklearen Sicherheit (ISA-N), menschlichen Faktoren (ISA-H), der Arbeitssicherheit (ISA-A) und der Informatiksicherheit (ISA-IT) befasst. Diese Gremien treten mindestens viermal jährlich zusammen. Die Vollversammlung fungiert übergeordnet und tritt mindestens zweimal jährlich zusammen.

Der ISA erfuhr im Überprüfungszeitraum folgende wichtige Neuerungen:

- Aufgrund der Einführung der neuen Kernenergiegesetzgebung wurde auf den 1. Januar 2006 ein weiterer Teilausschuss ISA-H (Human Factors) eingeführt, welcher die Aufgaben des gemäss Art. 30 Abs. 3 KEV geforderten Gremiums wahrnimmt, das Ereignisse und Befunde mit Ursachen im Bereich menschliche Faktoren analysiert, Massnahmen vorschlägt und deren Umsetzung überwacht. Zwecks Verstärkung seiner Kompetenz auf psychologischem Gebiet zieht der ISA-H den Vorsteher des Instituts für Psychologie der Universität Bern wiederkehrend beratend bei.
- Seit 2007 berichten die Vorsitzenden der ISA-Teilausschüsse an Kadersitzungen (KaSi) alternierend und regelmässig an die Kraftwerksleitung. Hauptziel ist die Diskussion der von den ISA-Teilausschüssen zuhanden der Kraftwerksleitung ausgesprochenen Empfehlungen, einerseits um die Entscheidungsfindung der Kraftwerksleitung gegenüber den ISA-Teilausschüssen transparent zu gestalten und andererseits auch um sicherzustellen, dass bei der Entscheidungsfindung alle Aspekte berücksichtigt sind.
- Im März 2008 wurde mit dem ISA-IT ein weiterer Teilausschuss geschaffen. Dieser nimmt sich Fragen der Informatiksicherheit an.

Die neue Struktur des ISA mit der Gliederung in ISA-V, ISA-H, ISA-N, ISA-A und ISA-IT und der Mitwirkung externer Experten hat die Erwartungen des KKM voll erfüllt und bezüglich Pflege und Weiterentwicklung der Sicherheitskultur eine im Kraftwerksalltag spürbare Verbesserung mit sich gebracht.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 30 KEV

Kapitel 5.10 und 5.11 der Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Der interne Sicherheitsausschuss ISA und das Gremium ISA-H erfüllen die Anforderungen gemäss Art. 30 Abs. 3 KEV und Richtlinie ENSI-G07 an die Sicherheitskommission und an das Gremium zur Bearbeitung von Ereignissen und Befunden mit Ursachen im Bereich menschliche Faktoren. Das KKM wird im Gremium zur Bearbeitung von Ereignissen und Befunden jeweils durch eine qualifizierte externe Fachperson mit fun-

dierten Kenntnissen aus dem Bereich der Arbeits- und Organisationswissenschaften unterstützt. Im Jahre 2008 hat das ENSI die Arbeitsweise des ISA-H in Funktion dieses Gremiums inspiziert und sich aufgrund der dargestellten Prozesse und bereits bearbeiteter Vorkommnisse überzeugt, dass das KKM dieses Gremiums wirksam einsetzt. Das ENSI bewertet es als positiv, dass die Vorsitzenden der Teilausschüsse in Kadersitzungen regelmässig der Kraftwerksleitung berichten und so mit dieser im Dialog sind.

3.2 Safety Policy

Angaben des KKM

Die BKW pflegt seit jeher und in allen Bereichen – Wasserkraftwerke, Hoch-, Mittel- und Niederspannungsnetze, Trafostationen sowie unterstützende mobile Geräte wie Autokrane etc. – eine ausgeprägte Sicherheitskultur. Diese erstreckt sich auf alle Phasen im Lebenszyklus der Anlagen, von der Projektierung über die Realisierung, Inbetriebnahme bis zum Betrieb und Abbruch bzw. Ersatz. Die BKW hat die Verantwortung für den sicheren Betrieb all dieser Anlagen klar geregelt. Zudem unterhält sie einen Ausschuss Vorschriftenwesen, welcher die internen Vorschriften im Lichte der einschlägigen Gesetzestexte, Verordnungen und Vorschriften und der bei der BKW eingesetzten Anlagen und Technologien periodisch überprüft. Für die Arbeitssicherheit ist eine Arbeitsgruppe Sicherheit und Unfallverhütung (ASU) eingesetzt. Ihre Delegierten unterstützen u. a. auch das KKM bei den jährlichen Revisionen. Die Forderungen der EKAS-Richtlinie werden nach der VSE-Lösung bearbeitet und umgesetzt.

Das KKM beschreibt seine Leitsätze zu Sicherheit und Zielsetzungen sowie die heutige Organisation und das Personalmanagement.

Leitsätze für den Betrieb des KKM

<i>Sichere Anlage</i>	<i>Der Einsatz einwandfreier Technik in beherrschten Prozessen gewährleistet unsere Sicherheitsziele mit den Prioritäten</i> <ol style="list-style-type: none"><i>1. Schutz der Bevölkerung</i><i>2. Schutz des Personals</i><i>3. Schutz der Umwelt</i><i>4. Schutz der Anlage</i>
<i>Fachkompetenz</i>	<i>Wir setzen in allen Bereichen ausgewiesenes und erfahrenes Fachpersonal ein, das gemeinsam über umfassende Fachkompetenz verfügt. Bei unserem Handeln orientieren wir uns am Stand von Wissenschaft und Technik. Das interdisziplinäre, an den Arbeitsprozessen des KKM-orientierte Zusammenwirken ist Teil dieser Kompetenz.</i>
<i>Verantwortungsbewusstsein</i>	<i>Das Sicherheitsdenken jedes Einzelnen ist ein wichtiger Bestandteil unserer Sicherheitskultur. Wir sind uns unserer Verantwortung ständig und in allen Arbeitsprozessen bewusst. Verfügbare Erfahrungen werten wir aus und nutzen sie als wesentliche Entscheidungsgrundlage.</i>
<i>Auflagen</i>	<i>Die gesetzlichen Vorschriften, die Auflagen und Richtlinien der Bewilligungs- und Überwachungsbehörden sowie die Vorgaben der Hersteller von Anlage und Brennstoff erfüllen wir jederzeit beim Betrieb der Anlage und im Umgang mit radioaktiven Stoffen. Notwendige Aufzeichnungen werden geführt und sind bei Bedarf zugänglich.</i>
<i>Organisation</i>	<i>Die Organisation des KKM und seine Führungsinstrumente sind geeignet, die gesteckten Ziele zu erreichen. Hierzu gehört die Fähigkeit, komplexe Aufgaben innerhalb vorgegebener Zeit effizient zu lösen.</i>

<i>Ausbildung</i>	<i>Die umfassende, zielgerichtete Aus- und Weiterbildung des Personals erfolgt bedarfsgerecht laufend oder periodisch. Sie ist eine der Grundlagen für den zuverlässigen und sicheren Betrieb der Anlage.</i>
<i>Verfügbarkeit</i>	<i>Mit dem optimalen Zusammenspiel von Mensch, Technik und Organisation erreichen wir eine hohe Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage, was Voraussetzung ist für die wirtschaftliche Produktion elektrischer Energie.</i>
<i>Information</i>	<i>Information und ihre Kommunikation erachten wir als wichtig. Wir verpflichten uns zu Transparenz, Information und Nachvollziehbarkeit. Sowohl intern als auch nach aussen informieren wir offen, sachlich und zeitgerecht.</i>
<i>Motivation</i>	<i>Unser Personal ist hervorragend motiviert, die Anlage verantwortungsbewusst zu betreiben und sie in einem dem Stand der Technik entsprechenden Zustand zu halten. Es besitzt die hierzu notwendige Offenheit für Veränderungen im eigenen Tätigkeitsgebiet und im Umfeld.</i>
<i>Betriebsfähigkeit</i>	<i>Mit der sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Produktion elektrischer Energie sichern wir uns und der Anlage Akzeptanz und damit den langfristigen Betrieb.</i>

Im Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) der BKW FMB Energie AG produzieren wir elektrische Energie für unsere Gesellschaft sicher, zuverlässig, umweltschonend und wirtschaftlich.

Die vorstehenden Leitsätze wurden allen Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern mündlich und schriftlich kommuniziert und bilden eine der Grundlagen für die Formulierung der jährlichen Kraftwerksziele sowie die mit den Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern jährlich vereinbarten individuellen Ziele. Ausserdem sind die Leitsätze als Basis unseres täglichen Handelns in der Broschüre „Unsere Standards“ so weit detailliert, dass sie konkret auf allen Stufen angewendet werden können.

Die Leitsätze sind im von der Unternehmensleitung genehmigten Kraftwerksreglement in das Kapitel Sicherheitskultur integriert. Sie sind Basis und zentraler Bestandteil des zertifizierten Qualitätsmanagements des KKM.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 5 Abs. 1 KEG

Art. 30 Abs. 1 Bst. k KEV

Kapitel 4.1 der Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Die sicherheitsstrategische Haltung der BKW als dem KKM übergeordnete Organisation bildet eine wichtige Grundlage für die Sicherheitsstrategie des KKM. Das ENSI beurteilt die Haltung der BKW als sicherheitsgerichtet.

Im Bereich der Sicherheitsstrategie kommuniziert die Kraftwerksleitung des KKM mit einer klaren Haltung, mit dem Ziel, eine gute Sicherheitskultur zu fördern. Die Mitarbeiter aller Hierarchiestufen sollen ein gemeinsames Verständnis der hinterfragenden Grundhaltung, des genauen und umsichtigen Vorgehens und der offenen Kommunikation haben und es bei ihrer täglichen Arbeit anwenden. Diese Haltung kommt im Leitbild und den Leitsätzen des KKM zum Ausdruck. Die Leitsätze wurden so weit detailliert, dass sie die konkrete Anwendung durch die Mitarbeitenden unterstützen.

Die Leitsätze des KKM sind nicht nur im Kraftwerksreglement festgehalten. Sie sind auch Basis und zentraler Bestandteil des Managementsystems und bilden eine Grundlage für die Formulierung individuellen Mitarbeiterziele und der jährlichen Kraftwerksziele. Des Weiteren kommen sie in der Kommunikation zum Ausdruck und werden stufengerecht als Basis des täglichen Handelns dargelegt. Damit erfüllt das KKM die Anforderungen.

3.3 Sicherheitskultur

Die Sicherheitskultur betreffende Fragen werden in zahlreichen Kapiteln dieser Stellungnahme angesprochen und auch dort bewertet. Eine pauschale Bewertung der Sicherheitskultur als Ganzes ist nicht möglich. Es können lediglich beobachtbare Aspekte der Sicherheitskultur beschrieben und bewertet werden. Im vorliegenden Abschnitt wird also keine Gesamtbewertung der Sicherheitskultur des KKM vorgenommen, sondern eine Bewertung der Anstrengungen und Massnahmen des KKM zur Förderung einer guten Sicherheitskultur. Diese Bewertung basiert einerseits auf den durch das KKM eingereichten Dokumenten, andererseits auf den Ergebnissen und Erkenntnissen aus der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Angaben des KKM

Das KKM betont das entwickelte gemeinsame Verständnis für die Grundhaltung in der Sicherheitskultur bezüglich

- der hinterfragenden Grundhaltung,
- des genauen und umsichtigen Vorgehens und
- der offenen Kommunikation,

welche die Mitarbeiter auf allen Hierarchiestufen bei ihrer täglichen Arbeit anwenden sollen.

Die Kraftwerksleitung erwartet, dass der einzelne Mitarbeiter seinen Beitrag insbesondere den Sicherheitszielen unterordnet, nicht nur den Zielen der wirtschaftlichen Betriebsführung. Jeder Mitarbeiter ist im Rahmen seiner Aufgabe und Kompetenz für die Qualität seiner Arbeit verantwortlich. Die Kraftwerksleitung motiviert die Mitarbeiter durch Delegation von Verantwortung und Kompetenz. Besondere Beachtung schenkt sie der Vorbildfunktion der Vorgesetzten. Sie vertritt die Auffassung, dass sich die Grundsätze der Sicherheitskultur auf breiter Basis nur implementieren und pflegen lassen, wenn diese durch alle vorgesetzten Stellen vorgelebt werden. Das KKM betont die ihm wichtigen Bereiche wie:

- Förderung einer offenen Kommunikation
- Förderung von Teamwork, um Situationen mit Fehlerwahrscheinlichkeit auszuschalten und Abwehrmassnahmen zu verstärken
- Förderung der Kenntnisse und Einhaltung von Vorschriften
- Befolgung der Grundsätze des Qualitätsmanagements
- offenes Informationsverhalten und Wissenstransfer
- Würdigung der Fehlervermeidung, der Berichterstattung von Beinaheereignissen und der Anwendung von Verfahren zur Verbesserung der menschlichen Leistungsfähigkeit
- keine nur verbalen Bekenntnisse zur Sicherheit
- Förderung der Anwendung der Fehlervermeidungstechniken

Die Kraftwerksleitung legt Wert darauf, dass die einer guten Sicherheitskultur entgegen wirkenden Eigenschaften wie Selbstzufriedenheit, Selbstüberschätzung, Gleichgültigkeit, Bequemlichkeit, tägliche Routine, Gruppendenken usw. rechtzeitig erkannt und korrigiert werden.

Die Erwartungshaltung der Kraftwerksleitung wird an den monatlichen Personalinformationen und auf der Ebene der Abteilungen an den regelmässigen Informationssitzungen kommuniziert. Konkrete Erwartungen zum Team- und Arbeitsverhalten wurden in Weisungen und Fehlervermeidungstechniken für alle KKM-Mitarbeitenden verbindlich beschrieben. Für die Betriebsmannschaft, die durch ihre direkten Eingriffsmöglichkeiten eine zentrale Bedeutung für den sicheren und zuverlässigen Betrieb der Anlage besitzt, wurde eine Schichtanweisung erstellt, welche die Erwartungshaltung der vorgesetzten Stellen ausdrückt und die Mitarbeiter verpflichtet, eine gute Sicherheitskultur zu leben.

Jährlich erfolgt eine Mitarbeiterbeurteilung durch die vorgesetzten Stellen. Beurteilt werden u. a. die Beachtung der Arbeitssicherheit, Qualitätssicherung und Sicherheitskultur. Bei Bedarf können für diese Merkmale die Erwartungen für den nächsten Überprüfungszeitraum präzisiert werden.

Damit die aufgestellten Grundsätze und Anforderungen umgesetzt werden können, müssen in Bezug auf Einstellung und Arbeitsweise von den Vorgesetzten und von den Mitarbeitern die in INSAG-4⁴⁷ aufgeführten wichtigen Merkmale verstanden und in die Praxis umgesetzt, d. h. gelebt werden. Diese wichtigen Merkmale sind:

- die hinterfragende Grundhaltung (questioning attitude)
- das genaue und umsichtige Vorgehen (rigorous and prudent approach)
- die offene Kommunikation, Teamgeist (communication)

Im Rahmen der Sicherheitskulturschulung wurden die Erwartungen, abgeleitet von INSAG-4, durch die Kraftwerksleitung erläutert und in entsprechenden Weisungen verbindlich beschrieben. Die Erwartungen können auch als gemeinsames Verständnis für Sicherheitskultur dienen, an denen sich alle Mitarbeiter orientieren müssen. Für alle Merkmale wurden Anforderungen definiert, die auf der Handlungsebene umschrieben sind und Massnahmen beinhalten, wenn die Anforderung nicht erfüllt werden können.

OSART-Mission und Follow-up

Auf Einladung des Schweizerischen Bundesrats besuchte vom 6. bis 23. November 2000 ein aus internationalen Experten bestehendes Operational Safety Review Team (OSART) der IAEA das KKM (zur OSART-Mission 2012 vgl. Kapitel 2.6). Das Ziel der Mission bestand darin, die betrieblichen Praktiken des KKM in folgenden Bereichen zu untersuchen: Management, Organisation und Administration, Ausbildung und Qualifikation, Betrieb, maschinentechnische und elektrotechnische Instandhaltung, Strahlenschutz, Chemie, Notfallplanung und -bereitschaft. Ausserdem fand zwischen den Experten und ihren KKM-Counterparts ein technischer Erfahrungs- und Wissensaustausch darüber statt, wie das gemeinsame Ziel der Erreichung höchstmöglicher betrieblicher Sicherheit in Zukunft noch stärker gefördert werden könnte.

Das OSAR-Team kam zum Schluss, dass sich die KKM-Führungskräfte mit Engagement dafür einsetzen, die Betriebssicherheit und -zuverlässigkeit ihres Werks zu verbessern. Dieses Engagement kam bei der Beobachtung der im Werk herrschenden Bedingungen, bei der Durchführung von laufenden Arbeiten und in Gesprächen mit dem Werkspersonal zum Ausdruck. Das Team stellte u. a. in den folgenden Bereichen hochstehende Leistungen (Good Areas of Performance) fest:

- Der materielle Zustand des Werks ist auch nach einer Betriebsdauer von 28 Jahren hervorragend (outstanding). Das Team führt dies u. a. auf einen traditionell kleinen Instandhaltungsrückstand und ein umfassendes Programm zur Erfassung von technischen Alterungsmechanismen und -erscheinungen (Ageing Management Program) zurück.
- Das Werk hat seine Anlagensysteme seit langer Zeit einer kontinuierlichen Modernisierung unterzogen und sicherheitsfördernde Programme zur Anwendung gebracht. Dazu gehören u. a. das SUSAN-System zur Abführung der Nachzerfallswärme, der Einsatz von Edelmetallchemie, die Durchführung von Anlagemodifikationen zur Umsetzung des ALARA-Prinzips bei der Strahlendosis und die Entwicklung von Methoden zur Messung der werksinternen Sicherheitskultur.
- Das Werkspersonal ist von einem hervorragenden Verständnis für Teamwork geprägt, das zum sicheren Betrieb des Werks beiträgt.

Das Team ermittelte auch eine Anzahl von Verbesserungsvorschlägen im Bereich der betrieblichen Sicherheit. In der Folge sind die Wichtigsten dieser Vorschläge aufgeführt:

- Die Werksleitung sollte einen tieferen Schwellenwert für die Identifikation und Meldung von Ereignissen (Events) und Beinahe-Ereignissen festlegen. Das Team stiess auf einige Beispiele derartiger Ereignisse in den Bereichen Betrieb, Arbeitssicherheit und Strahlenschutz. Dabei verpasst das Werk

unter Umständen weitere Möglichkeiten zur Identifikation von Vorboten von ernsthafteren Ereignissen. Das Werk sollte die Untersuchung auch auf diese Ereignisse ausdehnen, damit deren Grundursachen klar ermittelt werden können, wobei die Analysen schwerpunktmässig den Faktor Mensch miteinbeziehen sollten.

- Um die Ziele des Qualitätsmanagementprogramms in die Tat umzusetzen, sollte das Werk seine Regeln (Policies), Normen und Vorschriften überprüfen und soweit notwendig und sinnvoll (as needed) weiterentwickeln beziehungsweise vervollständigen und umsetzen. Das Team ermittelte diesen Bedarf insbesondere in den Bereichen Ausbildung und Qualifikation, Instandhaltung sowie Notfallplanung und -bereitschaft.
- Das Werk sollte sein Kontaminationskontrollprogramm stärken.

Unmittelbar nach Abschluss der Mission begannen im KKM die Arbeiten zur Umsetzung der OSART-Empfehlungen (17 Recommendations, 10 Suggestions). In der Mission waren auch 13 Good Practices identifiziert worden. In der Follow-up Mission (9. bis 14 Juni 2002) wurden die Good Practices bestätigt. 15 der 17 Recommendations konnten als „resolved“ bewertet werden, 2 mit „satisfactory progress“. 8 der 10 Suggestions konnten als „resolved“ bewertet werden, 2 mit „satisfactory progress“.

WANO Peer Review und Follow-up

Im Juni 2006 fand ein Peer Review durch ein aus 16 Experten bestehendes Team der WANO (World Association of Nuclear Operators) statt. Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass sich aus dem WANO Peer Review keine grundlegend neuen Erkenntnisse, jedoch wertvolle Anregungen für konkrete, der Sicherheitskultur förderliche Verbesserungen ergeben haben. Aus dem WANO Peer Review resultierte ein Ansatz zur integralen Verbesserung der Prozesse im KKM, auch mit der Chance zur weiteren Entwicklung des Qualitätsmanagements.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 5 Abs. 1 KEG

Art. 28 Abs. 1 Bst. a und Anhang 3 KEV

Kapitel 4.1 und 4.2 der Richtlinie ENSI-G07

Kapitel 2.5 des IAEA Safety Standard GS-R-3⁵¹

Beurteilung des ENSI

Die Grundlagen für die Sicherheitskultur werden in der Sicherheitsstrategie (vgl. Kapitel 3.2) gelegt, hinter der die Kraftwerksleitung steht. Die Kraftwerksleitung formuliert ihre Erwartungen klar in den Leitsätzen. Sie legt ebenfalls Wert darauf, dass die Vorgesetzten eine Vorbildfunktion wahrnehmen und ihre Handlungen sicherheitsgerichtet ausführen. Das KKM formuliert ihre Grundsätze der Sicherheitskultur für ihre Mitarbeitenden anwender- und handlungsorientiert. Weisungen in denen die Anwendungen der Grundsätze beschrieben sind, dienen als Hilfsmittel und sollen das individuelle Handeln unterstützen.

Im Überprüfungszeitraum wurden im KKM eine OSART-Mission und die entsprechende Follow-up-Mission durchgeführt. Die positiven Ergebnisse „good practice“ und die Bestrebungen, die „recommendations“ und „suggestions“ rasch umzusetzen sind ein sichtbares Zeichen der Weiterentwicklung einer guten Sicherheitskultur. Ebenso setzte das KKM die Anregungen aus dem WANO Peer Review um.

Indem das KKM regelmässig Sicherheitskultur-Schulungen durchführt, die sich nicht nur auf das kernkraftspezifische Umfeld beschränken, sondern auch die Zusammenarbeit mit anderen sicherheitsorientierten Branchen umfassen, ist eine Perspektivenerweiterung möglich.

Im Rahmen seiner mit dem KKM geführten Fachgespräche zur Sicherheitskultur ist das ENSI zum Schluss gekommen, dass sich das KKM aktiv mit der eigenen Sicherheitskultur auseinandersetzt. Die Kraftwerksleitung nimmt mit der Förderung der Auseinandersetzung mit dieser wichtigen Thematik eine für die Mitarbeitenden sichtbare und klare Haltung ein.

3.4 Personal

3.4.1 Personalpolitik

Angaben des KKM

Die Personalpolitik des KKM leitet sich aus der Personalpolitik der BKW ab, welche auf dem Leitbild basiert und eine leistungsorientierte Personal- und Führungsarbeit zugrunde legt. Das übergeordnete Ziel ist das Erreichen von optimalen Arbeitsergebnissen unter der Berücksichtigung von Mitarbeiterinteressen. Durch die BKW sind drei Schwerpunkte definiert:

- Personaleinsatz
Leistungsbereitschaft, Leistungsfähigkeit und Flexibilität werden erwartet. Die Personalplanung berücksichtigt qualitative und quantitative Anforderungen der Unternehmensbereiche.
- Arbeitsgestaltung
Funktionsbezogene Handlungsspielräume und die Möglichkeit, die Arbeit ergebnisorientiert und befriedigend zu gestalten, werden geboten, ebenso Arbeitsmittel und Kompetenzen, um gesetzte Ziele zu erreichen. Initiative und Eigenverantwortung, Sicherheitsbewusstsein und Zuverlässigkeit werden verlangt.
- Mitwirkung
Ziel ist eine aufbauende Zusammenarbeit zwischen Mitarbeitenden und Unternehmung. Interessen, Mitverantwortung und Befriedigung in der Arbeit sowie Leistungsfähigkeit der Unternehmung sollen gefördert werden.

Weiter bietet die BKW arbeitsmarktorientierte Anstellungsbedingungen, sie unterstützt die fachbezogene und persönliche Weiterentwicklung ihres Personals.

Das KKM ergänzt die BKW-Personalpolitik mit zwei Schlüsselementen:

- Wissenserhalt durch rechtzeitige Ersatzeinstellungen
Lange interne Ausbildungszeiten und funktionsbezogene Überlappungszeiten werden berücksichtigt.
- Förderung einer selbstkritischen Grundhaltung, verbunden mit ausgeprägtem Teamwork
Die Kraftwerksleitung fördert diese durch Vorbild, Motivation und Ausbildung.

Im OSART-Bericht⁴⁸ wird der ausgezeichnete Sinn für Teamwork als „good practice“ hervorgehoben.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie ENSI-G07⁴³

Beurteilung des ENSI

Die Schwerpunkte der BKW-Personalpolitik erfüllen die Anforderungen hinsichtlich des Vorrangs der nuklearen Sicherheit.

3.4.2 Personalentwicklung

Angaben des KKM

Das KKM führt die Personalentwicklung im Überprüfungszeitraum tabellarisch auf. Mit Unterstützung der Unternehmensleitung konnte der Personalbestand im betrachteten Zeitraum von rund 277 auf rund 330 Vollzeitstellen erhöht werden. Dabei wurde in erster Linie die Ingenieurkapazität bei den technischen und betrieblichen Organisationseinheiten erhöht. Aufgrund veränderter arbeitsgesetzlicher Bestimmungen wurde bei der Betriebswache eine weitere Schichtgruppe aufgebaut.

Die erwarteten Veränderungen im Personalbestand werden hinsichtlich altersbedingter und allgemeiner Fluktuation vorausschauend betrachtet und bei der Rekrutierung und Ausbildung entsprechend berücksichtigt.

Die jährliche Fluktuationsrate entsprach mit einem Mittel von 5,6 % den Erwartungen.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Kapitel 5 der Richtlinie ENSI-G07⁴³

Art. 30 Abs. 1 KEV

Übereinkommen über nukleare Sicherheit (SR 0.732.020)

Beurteilung des ENSI

Der Ausbau der Ingenieurkapazitäten in technischen und betrieblichen Organisationseinheiten sowie die organisatorischen Veränderungen wurden mit Unterstützung der BWK-Geschäftsleitung vollzogen. Mit diesem Ausbau kann das KKM die in Art. 30 Abs. 1 KEV genannten Ingenieursaufgaben zeitgerecht mit eigenem Personal und ohne zusätzliche Schnittstellen wahrnehmen.

Der Grundsatz von Art. 11 Abs. 2 des Übereinkommens über die nukleare Sicherheit Rechnung, während der gesamten Betriebsdauer eine ausreichende Anzahl von qualifiziertem Personal sicherzustellen, ist erfüllt.

3.4.3 Aus- und Weiterbildung

3.4.3.1 Allgemeine Ausbildung

Angaben des KKM

Es wird unterschieden zwischen der allgemeinen Aus- und Weiterbildung, der Ausbildung des Betriebspersonals sowie der fachspezifischen Ausbildung des Instandhaltungspersonals.

Die KKM-Erfordernisse bei der allgemeinen Aus- und Weiterbildung liegen in den Bereichen Sicherheitskultur, Fehlervermeidungstechniken, Notfallschutz, Strahlenschutz, Arbeitssicherheit, Unfallverhütung, Gesundheitsschutz, Brandschutz, Qualitätsmanagement, IT-Sicherheit und der Einführung neuer Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter. Bei Bedarf werden externe Kurse besucht oder externe Referenten für interne Kurse beigezogen.

Dem Bereich Arbeitssicherheit, Unfallverhütung und Gesundheitsschutz widmet die Kraftwerksleitung besondere Aufmerksamkeit. Periodisch werden Teilaspekte im Rahmen der monatlichen Personalinformationen behandelt. Kurse werden im Rahmen der jährlichen obligatorischen Sicherheitsausbildung und der allgemeinen Mitarbeiterausbildung der BKW FMB Energie AG angeboten.

Die KKM-Belegschaft wird im Grundwissen sowie fachbezogen und personenspezifisch in den Belangen der Arbeitssicherheit aus- bzw. weitergebildet. Für Fremdpersonal sowie neu eintretende Mitarbeitende bestehen Einführungsprogramme. Durch Erfolgskontrollen wird der Wissensstand dokumentiert.

Die audiovisuellen Ausbildungsmittel für neu eintretende Mitarbeitende sowie Fremdpersonal wurden grundlegend überarbeitet und neu gestaltet. Sie wurden weiter ergänzt durch einen Flyer, der die wichtigsten Punkte enthält, die zu beachten sind. Stichworte daraus sind: STAR (Stop, Think, Act, Review), allgemeine Sicherheitshinweise, Brandverhütung, Absicherungsverfahren, persönliche Schutzausrüstung, Strahlenschutz, Gebäude-Übersicht, Sanitätsdienst, Verhalten bei Notfällen und wichtige Telefonnummern.

Die Ausbildung des Notfallstabs wurde systematisch weitergeführt. Darin sind die Hauptelemente Stabsarbeit, Kommunikation intern und extern, Überwachung sowie interne Notfallübung. Letztere finden seit 2003 auch am Simulator statt. Die für einen Einsatz in der Notfallorganisation vorgesehenen Mitarbeitenden werden intern nach dem „Führungsmodell Notfallorganisation der Schweizerischen Kernkraftwerke“ ausgebildet

und trainiert. Diese Ausbildung umfasst neben einer formalen Einführung Übungen zu Teilaspekten wie beispielsweise Kurzreferaten, interne und offizielle Notfallübungen.

Die Gesamtkoordination interner Kurse obliegt seit Frühjahr 2000 der Arbeitsgruppe Ausbildung unter Leitung des Ressortleiters Betriebsausbildung. Die Gruppe erstellt die Schulungsplanung mit entsprechenden Angeboten. Das jährliche Ausbildungsprogramm einschliesslich der Kursbewertung wird im Sinne einer rollenden Planung mit einer Datenbankapplikation gepflegt.

Mit der Ausbildungsdatenbank erfolgt die Planung, Koordination und Dokumentation von Ausbildungsmassnahmen.

Die regelmässigen schriftlichen Kursbeurteilungen der Teilnehmer werden gezielt ausgewertet und allenfalls Verbesserungs- oder Schulungsmassnahmen abgeleitet.

Die Beurteilung der Kursteilnehmer, Abschluss der Ausbildung zum Anlagenoperator, Requalifikation des zulassungspflichtigen Personals erfolgt personenspezifisch anhand von Beurteilungsf formularen.

Die hauptamtlichen Ausbilder werden periodisch in Ausbildungsmethodik und -didaktik geschult und haben langjährige Erfahrung in Erwachsenenbildung. Auch Fachreferenten werden periodisch in Ausbildungsmethodik und -didaktik geschult, verfügen über eine hohe Fachkompetenz und haben Erfahrung in Erwachsenenbildung.

Da sich die Organisation für die allgemeine und fachspezifische Aus- und Weiterbildung und die für die Ausbildung zur Verfügung stehende Infrastruktur im Überprüfungszeitraum bewährt haben, waren keine umfangreichen Änderungen nötig.

Die allgemeine und die fachspezifische Aus- und Weiterbildung gemäss dem entsprechenden Jahresprogramm hat sich bewährt und soll weiterhin im gleichen Rahmen geplant und durchgeführt werden.

Um den ständig wachsenden Anforderungen an die Ausbildung im Bereich der allgemeinen Aus- und Weiterbildung von Mitarbeitenden zu genügen, ist eine personelle Verstärkung zu überprüfen und gegebenenfalls zu realisieren.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 36 KEV

Art. 35, 36 und 37 VAPK

Kapitel 4.1.1, 4.2, 4.4 und 6 der Richtlinie ENSI-B10⁴⁹

Beurteilung des ENSI

Das KKM sorgt für eine systematische Aus- und Weiterbildung seiner Mitarbeiter. Hierbei wird der Ausbildungsbedarf der Mitarbeiter ermittelt, entsprechend dem Bedarf Schulungen durchgeführt und das Fachwissen anhand von Lernzielkontrollen überprüft. Die absolvierten Ausbildungen werden in einer Datenbank erfasst. Durch die hohe Fachkompetenz der internen Ausbilder sowie durch deren Schulung in Ausbildungsmethodik und -didaktik stellt das KKM sicher, dass die Aus- und Weiterbildung systematisch und kompetent erfolgt, was eine gute Basis für ein hohes Ausbildungsniveau darstellt.

Das KKM legt Wert auf periodische Weiterbildungen in den Bereichen Arbeitssicherheit, Unfallverhütung und Gesundheitsschutz und fördert auch die sozialen und kommunikativen Kompetenzen der Mitarbeitenden.

Die allgemeine Aus- und Weiterbildung im KKM erfüllt die Vorgaben der KEV, der VAPK und der Richtlinie ENSI-B10.

3.4.3.2 Ausbildung des Betriebspersonals

Angaben des KKM

Die Schulung Betrieb umfasst die Grundschulung, Wiederholungsschulung und Ergänzungsschulungen.

Das Konzept der Ausbildung des Vor-Ort-Personals und des zulassungspflichtigen Personals ist im Prozess Schulung und Training (Prozessgruppe Betrieb) abgebildet. Darin sind im Einzelnen die Schritte der Grundschulung, der Wiederholungsschulung, der Requalifikation und der Ergänzungsschulung sowie die Aus- und Weiterbildung der Instruktoren tabellarisch aufgelistet.

Während der Grundschulung werden die neuen Mitarbeiter zum Anlagenoperator, Reaktoroperator, A-Operator, Schichtleiter oder Pikettingenieur ausgebildet. Diese umfasst im Wesentlichen die folgenden Schulungen:

- Strahlenschutz- und Arbeitssicherheitsbelehrung
- Einführungskurs für neue Mitarbeiter
- Repetitionskurse
- Kurs kerntechnische Grundlagen oder Lehrgang zum Kernkraftwerkstechniker HF
- Siedewassertechnologiekurs
- Grundschulung am Simulator
- Vorbereitung auf Zulassungsprüfung
- Ausbildung während der Arbeit

Die umfangreiche Wiederholungsschulung dient dem Wissenserhalt, Wissenstransfer und dem Aufbau von Betriebserfahrung:

- Repetition von theoretischen Grundlagen
- Repetition von Anlagen- und Systemkenntnissen, Systembedienung im Normalbetrieb oder gestörten Betrieb
- Simulatortraining mit Einbezug der Anlagenoperateure und Einsatz der Pikettingenieure
- individuelle Trainings am Simulator

Als Ergänzungsschulungen werden Spätschicht- und Nachtschichtausbildungen und Schichtinformationen organisiert. Im Rahmen dieser Schulungen werden folgende Themen behandelt:

- Betriebserfahrung aus internen und externen Ereignissen
- Anlagen-, Dokumenten-, Weisungs- und Vorschriftsänderungen
- Stosstrupp-Ausbildung der Schichten

Der Leiter des Ressorts Betriebsausbildung ist Pikettingenieur mit langjähriger Betriebserfahrung.

Innerhalb des Ressorts Betriebsausbildung gibt es keine strikte Funktionstrennung, was die gegenseitige Unterstützung erleichtert.

Die hauptamtlichen Ausbilder werden periodisch in Ausbildungsmethodik und -didaktik geschult und haben langjährige Erfahrung in Erwachsenenbildung. Fachreferenten werden periodisch in Ausbildungsmethodik und -didaktik geschult, verfügen über eine hohe Fachkompetenz und haben Erfahrung in Erwachsenenbildung.

In Hinblick auf einen sicheren und langfristigen Betrieb wird die intensive Aus- und Weiterbildung in Absprache mit dem Ressort Anlagenbetrieb weitergeführt. Die Fehlervermeidungstechniken und diverse Grundsätze wie Störfallablauf, Überblick Gesamtanlage und Niveauhaltung des Reaktors sollen regelmässig aufgefrischt werden.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 6 bis 8 und 35 VAPK

Kapitel 5 und 6.1 der Richtlinie ENSI-B10⁴⁹

Beurteilung des ENSI

Das zulassungspflichtige Personal sowie die Anlagenoperateure werden im KKM systematisch und anlagen-spezifisch ausgebildet. Neben der Grundausbildung finden regelmässige Wiederholungsschulungen statt. In diese fliessen auch Erkenntnisse aus der internen und externen Betriebserfahrung ein.

Im Rahmen von Zulassungsprüfungen, Inspektionen zum Ausbildungsprogramm und Notfallübungen konnte sich das ENSI vor Ort von der hohen Qualität der Ausbildung des Betriebspersonals überzeugen.

Die Ausbildung des Betriebspersonals im KKM erfüllt die Vorgaben der VAPK und der Richtlinie ENSI-B10.

3.4.4 Simulatoreausbildung

Angaben des KKM

Der Simulator bietet den Ausbildungsteilnehmern die Möglichkeit, bei Normalbetrieb, Stör- und Notfällen in Echtzeit und in einer realistischen Umgebung zu lernen. Das Instandhaltungs-, Chemie- und Strahlenschutzpersonal sowie weiteres technisches Personal kann am Simulator ein Verständnis der Auswirkungen seiner Arbeit auf den Anlagenbetrieb erlangen.

Die Hauptanwendung des Simulators liegt bei den regelmässigen Wiederholungsschulungen und Requalifikationstrainings mit dem zulassungspflichtigen Personal sowie bei der Grundschulung mit den Reaktoropereur-Anwärtern. Auch für die Vertiefung von Systemkursen, wie Einführungs- und Technologiekurse wird der Simulator regelmässig benutzt. Wenn in der Anlage Versuche oder komplizierte Fahrprogramme geplant sind, so werden die Fahrsituationen mit der entsprechenden Schicht zuerst am Simulator geübt.

Alle Anlagenänderungsanträge werden auf Simulatorrelevanz überprüft. Damit wird sichergestellt, dass alle relevanten Anlagenänderungen am Simulator nachgeführt werden. Trainingsrelevante Änderungen werden vorgängig auf dem Simulator implementiert und geschult. Im Überprüfungszeitraum wurden 54 Modifikationen durchgeführt. Mit der Nachrüstung der SUSAN-Notstromdiesel kann nun auch am Simulator die Hand-Synchronisation des Notstromgenerators mit dem Netz geübt werden.

Um den Simulator auf dem aktuellen Anlagenzustand zu halten, ist die ganze Simulator-Dokumentation in der simulatoreigenen Datenbank CMS (Configuration Management System) abgelegt. Diese wird immer auf dem neuesten Stand gehalten.

Der Leiter der Fachstelle Simulator ist Pickettingenieur mit langjähriger Betriebserfahrung. Die Simulatorinstruktoren pflegen einen regelmässigen Erfahrungsaustausch mit den Simulatorinstruktoren anderer Kernkraftwerke und besuchen Wiederholungskurse des Simulator-Zentrums der KSG | Gfs Essen.

Das Konzept der Simulatoreausbildung mit einem Grundlagentraining im Frühjahr und dem Stör- und Notfalltraining mit Requalifikation des zulassungspflichtigen Betriebspersonals im Spätherbst hat sich bewährt. Das zulassungspflichtige Betriebspersonal beurteilt die Simulatoreausbildung durchwegs positiv. Die Anzahl Simulatortage pro Jahr wird als angemessen und ausreichend beurteilt. Das Simulatorverhalten und der Simulationsumfang werden von erfahrenen Schichtleitern und Operateuren immer wieder sehr positiv beurteilt.

Dank der sehr guten Nachbildung der Anlage, auch beim transienten Verhalten, ist die Akzeptanz beim Bedienungspersonal hoch. Auch der Einsatz des Simulators bei Notfallübungen wird sehr positiv bewertet. Während diverser für den Simulator sehr anspruchsvoller Notfallübungen war dieser mehrere Stunden stabil in Betrieb.

Der gute Kontakt zu Mitarbeitern der Lieferfirma GSE, die bereits zu Beginn des Simulatorprojekts tätig waren, soll weiterhin gepflegt werden. Hierfür wird der Service- und Wartungsvertrag laufend verlängert.

Um die zusätzlichen Anforderungen an den Simulator zu erfüllen, wurde das Projekt „Upgrade des KKM Ausbildungssimulators“ gestartet. Nachfolgende Projektziele werden verfolgt:

- Upgrade im Bereich Kern- und Thermohydraulik-Modell auf den heutigen Stand von Wissenschaft und Technik
- Entwicklung eines Thermohydraulik-Modells des KKM, welches als Grundlagen für die deterministischen Sicherheitsanalysen verwendet werden kann
- Aufbau von KKM-internem Know-how im Bereich der deterministischen Sicherheitsanalysen

Wie bis anhin wird unter der Leitung der Fachstelle Simulator speziell darauf geachtet, dass trainingsrelevante Anlageänderungen vorgängig am Simulator eingebaut und geschult werden.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 6, 7, 8, 34 und 35 VAPK

Kapitel 5.4.2 der Richtlinie ENSI-B10⁴⁹

Beurteilung des ENSI

Das KKM setzt den Simulator für die Grund- und Wiederholungsschulungen sowie für Requalifikationen ein. Relevante Anlagenänderungen werden vorgängig am Simulator abgebildet, sodass das Betriebspersonal geschult werden kann.

Um den Simulator auf dem neuesten Stand zu halten, wurden im Überprüfungszeitraum zahlreiche Modifikationen am Simulator durchgeführt. Ein Upgrade-Projekt soll sicherstellen, dass der Simulator auch künftigen Qualitätsanforderungen genügt. Damit erreicht das KKM, dass das Training am Simulator realitätsnah erfolgt, was auch zu einer hohen Akzeptanz des Simulatortrainings beim Betriebspersonal beiträgt.

Im Rahmen der jährlichen Inspektionen des Ausbildungs- und Requalifikationsprogramms des KKM hat sich das ENSI davon überzeugt, dass die Simulatoreausbildung im KKM sorgfältig und systematisch durchgeführt wird.

Die Simulatoreausbildung im KKM erfüllt die Vorgaben der VAPK und der Richtlinie ENSI-B10.

3.4.5 Fremdpersonal

3.4.5.1 Beauftragung

Angaben des KKM

Der Personalbestand des KKM ist auf den Normalbetrieb ausgerichtet. Zwei Wege werden besprochen, um den Personalbestand aufgrund temporärer Erfordernisse (z. B. Jahresrevision) zu erhöhen. Auf der einen Seite wird intensiv mit Lieferanten (einschliesslich externer Stellen in der BKW FMB Energie AG) im Rahmen vereinbarter Arbeitspakete zusammengearbeitet. Auf der anderen Seite werden mit direkt angestellten temporären Mitarbeitenden, insbesondere während der Jahresrevision und bei längeren krankheits- oder unfallbedingten Absenzen die erforderlichen Personalressourcen bereitgestellt. Die letztere Lösung kommt vor allem im handwerklichen und logistischen Bereich zum Einsatz.

In beiden Fällen werden die externen Mitarbeitenden in die KKM-Organisation integriert. Bei der Auftragserteilung und Anstellung wird darauf geachtet, dass insbesondere Personen zum Einsatz kommen, die bereits früher im KKM gearbeitet haben und durch die KKM-Linienvorgesetzten positiv beurteilt wurden. Die Beurteilung externer Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter ist Sache der KKM-Linienvorgesetzten.

Die Fremdunterstützung bei Betriebsstörungen oder Notfallsituationen ist ebenfalls gewährleistet. Zum Reaktorlieferanten General Electric besteht eine Hotline. Bei Bedarf kann innerhalb kurzer Zeit ein Expertenteam beratend wirken.

Die in der Vergangenheit gemachten guten Erfahrungen erlauben eine Weiterführung dieses bewährten Vorgehens. Die grossen Veränderungen im Spektrum der auf Nukleartechnik spezialisierten Firmen zwingen

das KKM, die Lage aufmerksam zu verfolgen, Alternativen zu prüfen oder zu entwickeln und umzusetzen. Dies ist bis jetzt dank enger Beziehungen zu den (Haupt-)Lieferanten gelungen. Das KKM ist überzeugt, dass dies künftig auch gelingen wird.

Seit je wurde im KKM bei Projekten und umfangreichen Vorhaben mit Fremdunterstützung gearbeitet. Der Einsatz der Fremdunterstützung erfolgt immer unter der Führung und Überwachung durch das KKM. Bezogen wurde die Fremdunterstützung bei Lieferanten wie GE, ABB/Alstom, CCI, Siemens/Framatom ANP, lokalen Lieferanten (z. B. Schreinereien, Malereien und Baufirmen), spezialisierten Personalvermittlern sowie durch direkte Anstellung von Hilfspersonal (Studenten und andere Personen, vor allem im logistischen Bereich). Die Unterstützung erfolgt nach den Vorgaben des QM-Systems (Lieferantenbeurteilung etc.) des KKM. Die durchwegs positiven Erfahrungen mit diesem Vorgehen erlauben eine künftige Fortsetzung.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 13 VAPK

Kapitel 6.4 der Richtlinie ENSI-B10⁴⁹

Beurteilung des ENSI

Das Vorgehen des KKM, mit dem bei erhöhtem Personalbedarf auf Fachpersonal von Lieferanten und auf temporäre Mitarbeiter zurückgegriffen wird, stellt sicher, dass die eingestellten Personen mit dem KKM und den internen Abläufen vertraut sind, was eine wichtige Voraussetzung einer sicherheitsgerichteten Arbeitsweise ist.

Die Beauftragung des Fremdpersonals im KKM erfüllt die Vorgaben der VAPK.

3.4.5.2 Instruktion und Betreuung des Fremdpersonals

Angaben des KKM

Grundsätzlich werden externe Mitarbeitende dem Eigenpersonal gleichgestellt. Sie werden eingeführt wie neu eintretende Mitarbeitende und jobspezifisch intern ausgebildet. Bei der Bestellung werden die Anforderungen an diese Personen genau definiert. Fallweise können jobspezifische Eintrittsprüfungen vorgenommen werden (z. B. Schweiss-Handfertigkeitstests).

Das Fremdpersonal wird in den Themen AUG (Arbeitssicherheit, Unfallverhütung, Gesundheitsschutz), QM, Strahlenschutz und Verhalten im Notfall geschult und mit Sensibilisierungsmassnahmen (z. B. Vermeidung des Eindringens von Fremdmaterial in Wasser-Dampf-Kreisläufe) auf ihren Einsatz im Kraftwerk vorbereitet. Anschliessend erfolgt die einsatzspezifische Einführungsausbildung.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 13 VAPK

Kapitel 6.4 der Richtlinie ENSI-B10⁴⁹

Beurteilung des ENSI

Indem das KKM externe Mitarbeiter dem Eigenpersonal gleichstellt und Eintrittsschulungen mit Erfolgskontrollen vornimmt, wird sichergestellt, dass externe Mitarbeiter über das notwendige Wissen für einen sicheren Einsatz im KKM verfügen.

Das ENSI hat letztmals 2005 eine Inspektion zum Umgang des KKM mit Fremdfirmen durchgeführt. Dabei hat das ENSI festgestellt, dass das KKM über klare interne Vorgaben zur Instruktion und Betreuung von Fremdfirmen verfügt und dass diese Vorgaben eingehalten werden.

Die Instruktion und die Betreuung des Fremdpersonals im KKM erfüllen die Vorgaben der VAPK und der ENSI-B10.

3.5 Managementsystem

Angaben des KKM

Ein formales Qualitätsmanagement ist im KKM seit 1998 in Kraft. Im Überprüfungszeitraum erfolgte eine Überarbeitung und Zertifizierung des Qualitätsmanagements (QM). Das Zertifizierungsaudit fand vom 8. bis 10. Dezember 2004 statt. Dem KKM wurde das Zertifikat am 20. Dezember 2004 ohne Auflagen überreicht.

Das KKM regelt in Vorschriften den geordneten und sicheren Betrieb der Anlage durch verbindliche Vorgaben für die Betriebsführung. Die dafür definierten Prozesse sind im Qualitätsmanagementhandbuch verbindlich festgelegt.

Die prozessorientierte Struktur des Qualitätsmanagements umfasst 35 Prozesse, die in 7 Prozessgruppen zusammengefasst sind. Es sind dies Management, Ressourcen, Instandhaltung, Betrieb, Überwachung, Support und Entsorgung. Die Regelung der Prozesse erfolgt gemäss den Festlegungen in den entsprechenden Prozessbeschreibungen. Die Prozessbeschreibungen sowie alle erforderlichen Anschlussdokumente stehen in elektronischer Form auf dem KKM-Intranet zur Verfügung. Die Grundsätze für Arbeitsabläufe sind im Qualitätsmanagementsystem des KKM ersichtlich.

Jährlich findet ein Management-Review im Sinne einer Selbstbeurteilung und kontinuierlicher Verbesserung statt. Massnahmen aus den jeweiligen Ergebnissen manifestieren sich in den Kraftwerkszielen und den Prozesszielen für das Folgejahr.

Das KKM hat sein Qualitätsmanagementsystem mit den Anforderungen der IAEA verglichen, 2001 mit den Safety Series No. 50-C/SG-Q „Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations“⁵⁰ und 2009 mit den seit 2006 gültigen Safety Requirements GS-R-3⁵¹ und sich aufgrund dieser Vergleiche selber bewertet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7 und 31 KEV

Kapitel 4.4, 6, 6.1 und 6.2 der Richtlinie ENSI-G07

IAEA Safety Standard GS-R-3 (insbesondere die Empfehlungen 2.1 und 2.2)

Beurteilung des ENSI

Wie das ENSI in seinen Inspektionen und aufgrund der obigen Angaben festgestellt hat, erfüllt das KKM sowohl die Anforderungen von Art. 31 KEV an ein Qualitätsmanagementsystem für den Betrieb als auch die IAEA-Vorgaben an ein Managementsystem.

3.5.1 Vorschriften und Arbeitsunterlagen

Angaben des KKM

Die Vorschriften zum Betrieb der Anlage (Betriebsvorschriften) dienen im KKM zur Sicherstellung eines geordneten und sicheren Betriebs. Die Anweisungen für die Vorgehensweisen bei unterschiedlichen betrieblichen Abläufen und Tätigkeiten sind in den entsprechenden Programmen und Vorschriften geregelt.

Die Lenkung von Dokumenten und das Vorgehen bei der Erstellung, Korrektur und Überprüfung von Betriebsdokumenten sind in Weisungen geregelt. Sie dienen auch als Richtlinie, um bei der Erstellung von Dokumenten einen einheitlichen Aufbau zu gewährleisten. Durch die Standardisierung von klar strukturierten und einfach gestalteten Dokumenten können sich die Anwender eine gute und rasche Übersicht verschaffen. Die Betriebsvorschriften werden regelmässig anlässlich des Simulatortrainings überprüft. Die Gesamtanlagenvorschrift wird jährlich nach der Revision einer Überprüfung unterzogen. In einem Intervall von fünf Jahren wird das gesamte Funktions-Checklisten-Programm auf die Aktualität und Vollständigkeit der Testziele überprüft.

Im Überprüfungszeitraum erfolgte eine Überarbeitung und Zertifizierung des Qualitätsmanagements. Bei der Überarbeitung wurde strukturell nichts verändert, jedoch wurden betrieblich relevante Prozesse aktualisiert und bereinigt. Zudem wurden Selbstverständlichkeiten durch Regeln formalisiert und in Anweisungen festgehalten. Die prozessrelevanten Dokumente wurden im Rahmen der Überarbeitung elektronisch verknüpft. Aus den Prozessen kann damit auf den vollen Text der Dokumente zugegriffen werden.

Das KKM attestiert sich selber eine hohe Qualitätssteigerung und eine massive Vereinfachung der Dokumentation – aufgrund der vollständigen Überarbeitung der Dokumente, der Einführung der periodischen Überprüfung der Vorgabedokumente, der Implementierung einer zusätzlichen Funktionalität im Rahmen des Dokumentenmanagementsystems (DMS), der Einführung der Pendenzenüberwachung für einzelne Weisungsanpassungen und der optimierten Kommunikation der Weisungsanpassungen.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7 und 31 KEV

Kapitel 6.1 und 6.2 der Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Das KKM erfüllt die Anforderungen an Vorschriften und Arbeitsunterlagen. Das ENSI erachtet es zudem als positiv, dass Selbstverständlichkeiten, die häufig implizit weitergegeben werden und von unterschiedlichen Personen unterschiedlich interpretiert und umgesetzt werden, schriftlich festgehalten wurden und somit allen Mitarbeitern einheitlich und klar verständlich zugänglich sind.

3.5.2 Betriebsdokumentation

Angaben des KKM

Gemäss Art. 41 KEV hat das KKM den Betrieb der Anlage jederzeit nachvollziehbar zu dokumentieren. Betriebsaufzeichnungen, sogenannte Nachweisdokumente dienen der Dokumentation des Betriebsverlaufes. Im Kraftwerksreglement werden die mit dem Anlagenbetrieb zusammenhängenden Vorgänge und Vorschriften geregelt. Einzelheiten zu den massgeblichen Vorschriften und Betriebsaufzeichnungen regelt die Schichtanweisung.

Folgende Nachweisdokumente werden geführt:

- Betriebsrapportbücher (namentlich Rapportbuch Schichtleiter, Rapportbuch Primäranlage, Rapportbuch der Sekundäranlage, Rapportbuch Aufbereitungsgebäude und CVRS-Log-Buch)
- Checklisten für wiederkehrende Tätigkeiten und Prüfungen (namentlich Ventilchecklisten, Wiederholungsprüfungen, Rundgangchecklisten, Vor-Ort-Betriebsaufzeichnungen, Stör-Mangelmeldungen und Absicherungen)

Zusätzlich wird die Ausführung der wiederkehrenden Schichtaufgaben über das WKAU-Programm (vgl. Kapitel 3.1.3) im Integrierten Betriebsführungssystem (IBFS) bestätigt.

Für geplantes An- und Abfahren oder jede Laständerung von mehr als 20 % der Nennleistung wird ein Fahrprogramm erstellt. Sind Tests, Versuche oder besondere Betriebsweisen vorgesehen, wird ein Versuchsprogramm erstellt. Die Fahrprogramme und Versuchsprogramme werden bei der Ausführung nachgeführt und dienen ebenfalls dem Nachweis des Betriebsverlaufes.

Bis Ende 2008 dienten Registrierrollen und bis Ende 2009 Prozesscomputer-Ausdrücke der Archivierung und Nachweisführung von sicherheitsrelevanten und sonstigen für den Betrieb der Anlage wichtigen Betriebsparametern. Mit dem Ersatz der Papierschreiber durch Digital-Schreiber und dem Ersatz des Prozessrechners werden diese Daten nun elektronisch archiviert.

Die Mitarbeiter der Fachstelle Betriebsstatistik, Administration sind für die Dokumentation des Betriebsverlaufes zuständig. Von rund 1 600 ausgewählten Betriebsparametern wird eine Kurz- und Langzeitbetriebs-

auswertung vorgenommen. Dazu werden rund 650 Diagramme nachgeführt. Mit diesen Aufzeichnungen können sich anbahnende Veränderungen oder Störungen frühzeitig erkannt und behoben werden. Neben dem Gütegrad der Gesamtanlage werden sicherheitsrelevante Aggregate und Systeme mittels Trenddarstellung überwacht. Abweichungen vom Erwartungswert werden unverzüglich dem Systemverantwortlichen gemeldet.

Die Massnahmen zur Erhebung und Auswertung von Betriebsdaten sind im Prozess Betriebsführung beschrieben.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 41 KEV

Kapitel 6.1 und 6.2 der Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Das KKM erfüllt die Anforderungen an die Erstellung, Aktualisierung, Überprüfung, Genehmigung und Kommunikation von Vorschriften und Arbeitsunterlagen. Es führt und archiviert die erforderlichen Nachweisdokumente. Die Betriebsdokumentation des KKM entspricht den gesetzlichen Anforderungen.

3.5.3 Technische Spezifikation

Angaben des KKM

Die Technische Spezifikation des KKM zählt zu den übergeordneten Dokumenten des KKM innerhalb des geltenden Dokumentationskonzepts gemäss Qualitätsmanagementhandbuch. Die Technische Spezifikation (TS) ist wie folgt aufgebaut:

- 1 Definitionen und Masseinheiten
 - 1.1 Definitionen
 - 1.2 Zeitangaben und Prüffrequenzen
 - 1.3 Betriebsarten
 - 1.4 Reaktorniveau-Bezeichnungen
 - 1.5 Abkürzungen
 - 1.6 Masseinheiten und Umrechnungen
- 2 Sicherheitsgrenzen und Auslösegrenzwerte der Sicherheitssysteme
 - 2.1 Sicherheitsgrenzen
 - 2.2 Instrumentierung und Signalverarbeitung, Einstellwerte
- 3 / 4 Begrenzende Betriebsbedingungen / Wiederkehrende Prüfungen
 - 3.0 / 4.0 Anwendbarkeit
 - 3.1 / 4.1 Reaktivitätskontrollsystem
 - 3.2 / 4.2 Leistungsverteilungsgrenzwerte
 - 3.3 / 4.3 Instrumentierung und Signalverarbeitung
 - 3.4 / 4.4 Reaktorkühlsystem
 - 3.5 / 4.5 Kernnotkühlsystem
 - 3.6 / 4.6 Containmentsysteme
 - 3.7 / 4.7 Anlagenhilfssysteme

3.8 / 4.8 Elektrische Eigenbedarfsanlage

3.9 / 4.9 Brennelementwechsel

3.10 / 4.10 Spezielle Testausnahmen

3.11 / 4.11 Radioaktivitätsüberwachung

Wesentliche Änderungen der Technischen Spezifikationen im Überprüfungszeitraum

Im Überprüfungszeitraum der aktuellen PSÜ wurde die Technische Spezifikation des KKM kontinuierlich weiterentwickelt und angepasst.

Die wesentlichen Änderungen der TS im Überprüfungszeitraum werden im Folgenden genannt und unter Angabe des KKM-Änderungsantrags erläutert:

- TSÄA-B-00/6
Präzisierung des Umfangs der Dichtheitsprüfungen der Primärcontainment-Isolationsarmaturen aufgrund der Identifikation von zwei Armaturen, deren Dichtheit einmal pro Betriebsperiode geprüft werden sollte, die aber nicht in der TS enthalten waren
- TSÄA-B-99/3, 99/9, 99/10 und 00/1
strukturelle Verbesserung der Verständlichkeit und Übersichtlichkeit für die verschiedenen leittechnischen Funktionen
- TSÄA-B-01/4
Änderung des Betriebskennfelds für Reaktorleistung und Kerndurchsatz – Im geänderten Betriebskennfeld wurde der unerlaubte Betriebsbereich erweitert und ein zusätzlicher unerlaubter Betriebsbereich hinzugefügt, der bei fehlender Speisewasservorwärmung gültig ist.
- TSÄA-B-02/003
Änderungen der thermischen Betriebsgrenzwerte „kritisches Leistungsverhältnis CPR“, „Mittelwert der linearen Stableistung im Bündelabschnitt APLHGR“ und „lokale lineare Stableistung LHGR“ sowie des Betriebskennfelds für Reaktorleistung und Kerndurchsatz aufgrund einer Anpassung der Betriebslimiten an die Genehmigungsbedingungen in Abhängigkeit von Abbrand und Brennstofftyp
- TSÄA-B-04/002
Einführung des Betriebs mit einem Umwälzkreislauf (SLO: Single Loop Operation)
- TSÄA-BM-05/001
Einsatz neuer Gerätetechnik für die Kreislauf-, Kamin- und Aerosolinstrumentierung sowie zur Erweiterung einer Messstelle am Arealzaun zur besseren Überwachung der Wochendosis
- TSÄA-BM-05/002
Anpassung der Sicherheitsgrenzwerte für das minimale kritische Leistungsverhältnis, des Betriebskennfelds und der entsprechenden Leistungsverteilungsgrenzwerte bei Einsatz von 4 Brennelementen des Typs GNF2
- TSÄA-BM-07/003
Verringerung der Prüfintervalle von 3 auf 6 Monate für die Kanalkalibrierungen bei Radioaktivitätsmessstellen entsprechend der Anforderung in der Richtlinie HSK-R-47

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Anforderungen 4.8 bis 4.10 des IAEA Safety Standard SSR-2/2⁵²

Beurteilung des ENSI

Die Technische Spezifikation des KKM erfüllt die inhaltlichen Anforderungen aus dem Dokument IAEA SSR-2/2 hinsichtlich Sicherheitsgrenzen und Auslösegrenzwerten der Sicherheitssysteme. Für einen sicheren Betrieb der Anlage sind in der Technischen Spezifikation ebenfalls die begrenzenden Betriebsbedingungen sowie die durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen für die sicherheitstechnisch relevanten Systeme verankert. Bei Abweichungen vom vordefinierten Betriebszustand dieser Systeme beinhaltet die Technische Spezifikation eindeutige Handlungsanweisungen, nach denen die Anlage zeitlich begrenzt weiterbetrieben werden darf oder abzufahren ist, wenn die begrenzenden Betriebsbedingungen nicht wieder erfüllt werden können. Das ENSI bewertet die Technische Spezifikation als vollständig im Sinne der Anforderung 4.10 gemäss IAEA Safety Standard SSR-2/2.

Das KKM hat die Technische Spezifikation ständig dem jeweils aktuellen, durch laufende Verbesserungen der Anlage veränderten Anlagenzustand angepasst. Die oben genannten Änderungen der Technischen Spezifikation betreffen auch Anpassungen der Leistungsverteilungsgrenzwerte für den Einsatz von Brennelementen neuen Typs und des Betriebskennfelds. Zu den inhaltlichen Änderungen der Technischen Spezifikation stellt das ENSI fest, dass das KKM im Überprüfungszeitraum in Übereinstimmung mit der Anforderung 4.8 aus dem IAEA Safety Standard SSR-2/2 die in der Technischen Spezifikation verankerten Betriebsbedingungen und Grenzwerte kontinuierlich dem Anlagenzustand angepasst hat.

Basierend auf den Erkenntnissen aus der vom KKM im Rahmen der PSÜ 2010 eingereichten PSA für den Stillstand (Appendix X der MUSA2010) hat das ENSI eine Überprüfung der in der Technischen Spezifikation festgelegten begrenzenden Bedingungen für die Betriebszustände 4 (kalt abgestellt) und 5 (Brennelementwechsel) gefordert. Der Hintergrund dieser Forderung war, dass die Technische Spezifikation in diesen beiden Betriebsarten Systemkonfigurationen erlaubte, in denen weder ein Kernnotkühlsystem noch ein Notstanddiesel betriebsbereit oder verfügbar sein müssen. Damit wäre im Falle eines Kühlmittelverlustes keine Kühlmittelergänzung und im Falle eines Erdbebens keine Energieversorgung der Sicherheitssysteme sichergestellt gewesen.

Am 14. Dezember 2011 hat das KKM dem ENSI die Ergebnisse einer entsprechenden Untersuchung eingereicht und ist zum Schluss gekommen, dass restriktivere Bedingungen für die Verfügbarkeit der Kernnotkühlsysteme und der Energieversorgung in die Technische Spezifikation aufgenommen werden sollen. Das ENSI bestätigte am 13. Februar 2012, dass die mit den restriktiveren Bedingungen für die Betriebszustände 4 und 5 erzielbare deutliche Reduktion der CDF plausibel ist. Das KKM beantragte am 28. November 2012 eine entsprechende Änderung der Technischen Spezifikation, welche inzwischen vom ENSI freigegeben worden ist.

Die TS KKM enthält somit in Übereinstimmung mit der Anforderung 4.9 aus dem IAEA Safety Standard SSR-2/2 auch anlagenspezifische Festlegungen von Systemverfügbarkeiten für den Stillstandsbetrieb (Betriebsarten 4 und 5). Die nun umgesetzten restriktiveren Betriebsbedingungen in den Betriebsarten 4 und 5 tragen zur Erhöhung der Anlagensicherheit des KKM im Stillstandsbetrieb bei.

4 Betriebsführung und Betriebsverhalten

4.1 Betriebsablauf und Betriebskenngrößen

4.1.1 Methodik der Betriebsauswertung

Im Rahmen der internen Betriebsauswertung werden im KKM die Daten zum Betriebsverlauf systematisch erfasst und analysiert.

Im Überprüfungszeitraum 2000 bis 2009 wurde ein umfassendes, prozessorientiertes Qualitätsmanagementsystem eingeführt (vgl. Kapitel 3.5). Die Methodik zur Erhebung und Auswertung von Betriebsdaten ist im Prozess Betriebsführung nachvollziehbar festgelegt. Darin ist der Aspekt Verbesserung als Regelkreis implementiert. Zweck des Regelkreises ist, Abweichungen von Sollzuständen zu erfassen, zu korrigieren und die Wiederholung einer Abweichung zu verhindern.

Die wesentlichen Ergebnisse aus der Anwendung dieser Methodik zur Auswertung von Betriebsdaten sind im folgenden Kapitel diskutiert.

4.1.2 Betriebsablauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren

Angaben des KKM⁵³

Der Betriebsverlauf des KKM war im Überprüfungszeitraum 2000 bis 2009 durch einen weitgehend stationären Volllastbetrieb und die geplanten Jahresrevisionen mit Brennelementwechseln charakterisiert. Der Volllastbetrieb wurde kurzfristig durch geplante und ungeplante Lastreduktionen aufgrund von Störungen, durch Reaktorschnellabschaltungen sowie eine Zwischenabstellung von sieben Tagen im Jahr 2003 unterbrochen.

Die Erhöhung der elektrischen Brutto-Nennleistung der Anlage von 372 MW auf 390 MW im Überprüfungszeitraum ist das Resultat jahrelanger umfangreicher Arbeiten zur Verbesserung des Wirkungsgrads. Die thermische Reaktorleistung blieb unverändert.

Geplante Lastabsenkungen (vgl. Abbildung 4.1-1):

- Der Volllastbetrieb wurde kurzzeitig für periodische Wiederholungsprüfungen unterbrochen. Mit 4-wöchentlichen Prüfungen getestet werden die Schutzeinrichtungen der Turbinengruppen und die Gängigkeit der Turbinenventile bei 85 % Reaktorleistung, sowie die Reservespeisewasserpumpe C und die Gängigkeit der teilweise ausgefahrenen Steuerstäbe. Mit 3-monatlichen Überprüfungen getestet werden die Schliesszeiten der Frischdampfisolationsventile und die Einzel-SCRAM-Zeiten von 6 Steuerstäben bei 50 % Reaktorleistung. Falls nicht mit den 3-monatlichen Wiederholungsprüfungen kombinierbar, erfordern Steuerstabmusterwechsel und Stabmusteranpassungen weitere geplante kurzfristige Lastabsenkungen.
- Die Anlage war jährlich im Revisionsstillstand abgestellt. Im Zeitraum 2005 bis 2009 waren umfassende Erneuerungen der Anlage durchgeführt worden. Entsprechend dauerten die Revisionen etwas länger. Im Überprüfungszeitraum dauerten die Revisionen je nach Arbeitsanfall zwischen 18 und 31 Tagen. Durchgeführte Anfahrprüfungen und Tests nach grösseren Änderungen bestätigten das erwartete Anlagenverhalten.
- Bis 2006 betrug der allgemein im Mai oder Juni einsetzende reaktivitätsbedingte Leistungsabfall 2 bis 3 % pro Tag und die Leistung erreichte damit am Zyklusende je nach Revisionsbeginn zwischen 80 % und 85 % der Nennleistung (Coastdown-Betrieb). Seit 2007 ist der Reaktorkern so ausgelegt, dass kein Coastdown-Betrieb mehr nötig ist. Die Neuauslegung des Reaktorkerns erfolgte, da in den Monaten Juni, Juli und August (bis Beginn der Revision) aufgrund höherer Temperaturen eine allgemein höhere Stromnachfrage herrschte als in den vorhergehenden Jahren.

- Versuche und spezielle Tests werden im Normalbetrieb, beim geplanten An- und Abfahren der Anlage und während der Revision nach Bedarf durchgeführt. Nicht in diese Kategorie fallen die vorgängig erwähnten wiederkehrenden Prüfungen. Für solche Versuche und Tests kann eine besondere Betriebsweise erforderlich sein, die weder in der Anlagefahrvorschrift noch in den Betriebsvorschriften geregelt ist. Eine Weisung regelt Vorbereitung, Durchführung und Dokumentation. Das dort beschriebene Verfahren hat sich bewährt. Vor der eigentlichen Durchführung werden derartige Versuche und Tests am Simulator geübt. Die gewonnenen Erkenntnisse werden für die Durchführung berücksichtigt.
- Im Überprüfungszeitraum wurden 107 Versuche oder Tests durchgeführt. Nach Richtlinie HSK-R-15⁵⁴ und seit 2009 nach Richtlinie ENSI-B03⁵⁵ sind meldepflichtige Versuche und Tests gemäss KKM-Weisung WEI-B-021 der Kategorie 1 zugeordnet. Im Überprüfungszeitraum gab es 3 Tests dieser Kategorie. Sämtliche Versuche und Tests konnten wie geplant durchgeführt werden. Die Versuchsziele wurden erreicht, die Erkenntnisse dokumentiert und umgesetzt.
- Im Jahr 2003 wurde die Anlage während 7 Tagen geplant abgestellt. Erforderlich wurde die Zwischenabstellung zur Behebung einer Gleitringdichtungsleckage einer Umwälzpumpe. Die Lebensdauer der eingebauten Dichtung lag unter den Erwartungen. Im Rahmen der Zwischenabstellung wurde im Bereich des Stützens N9 eine Leckage aufgrund eines Materialfehlers entdeckt und mittels einer Overlay-Schweissung behoben.

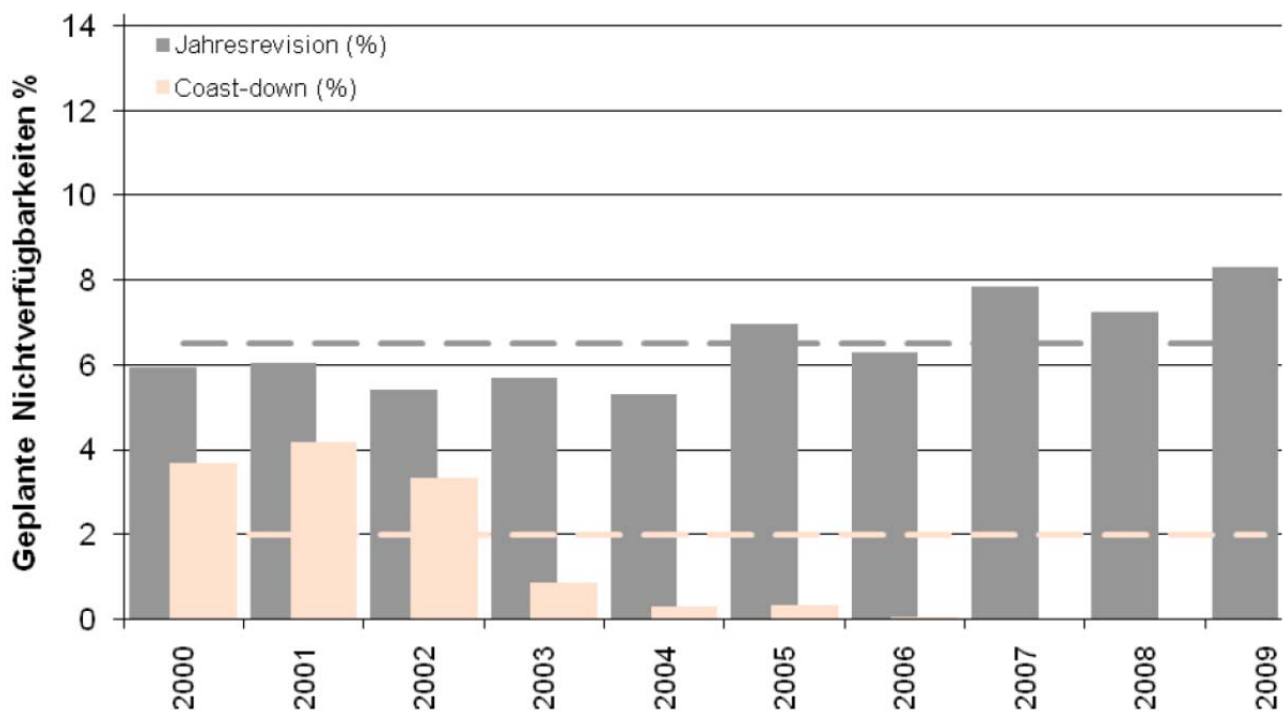


Abbildung 4.1-1: Geplante Nichtverfügbarkeiten in %

Ungeplante Lastabsenkungen (vgl. Abbildungen 4.1-2 und 4.1-3):

- Störungen im Bereich der konventionellen Turbinenanlagen waren die häufigste Ursache für ungeplante Lastabsenkungen. Diese wurden zum überwiegenden Teil zur Reduktion der prozessbedingten Strahlendosis vorgenommen, was die Strahlenexposition des Unterhalts- und Betriebspersonals beträchtlich senkte. Der Betrieb mit zwei Turbogruppen erlaubt aufgrund ihrer räumlichen Trennung das Ausschalten einer Gruppe, ohne dass der Reaktor abzustellen ist. Zwei gleiche Turbogruppen erhöhen allerdings auch das Risiko für Störungen in diesem Bereich. Die ungeplanten Lastabsenkungen aufgrund einer Störung der Turbinengruppen haben sinkende Tendenz. Dazu beigetragen haben Betriebserfahrung sowie der Einsatz besserer Dichtungsmaterialien.

- Die Zahl klassierter meldepflichtiger Vorkommnisse (gemäss der bis 2008 gültigen nationalen Skala) gilt auch als Kennwert zur Beurteilung der Betriebssicherheit einer Anlage. Über die vergangenen 20 Jahre hinweg betrachtet, liegt der Mittelwert der klassierten meldepflichtigen Vorkommnisse bei 2 Vorkommnissen pro Jahr. Im Überprüfungszeitraum konnte dieser Wert auf 1,7 verbessert werden. Damit liegt er unter dem Durchschnitt der seit 1991 jährlich gemeldeten klassierten Vorkommnisse des schweizerischen Kernkraftwerksparks. Ein Vergleich mit Vorkommnissen aus ausländischen Kernkraftwerken ist wegen unterschiedlicher Definitionen der Meldeschwellen nicht angebracht.
- Der ordentliche Vollastbetrieb wurde zeitweise durch Erreichen der Limiten für die Kühlwasser-Austrittstemperatur und des Brennstoffs eingeschränkt. Die seit 1993 geltende Grenze von 33° C für das austretende Kühlwasser wurde in den Jahren 2000 bis 2009 hauptsächlich an einigen Tagen zwischen Juni und September erreicht. Das bedingte eine Lastreduktion von bis zu 30 %. Mit der Erüchtigung der Hauptkühlwasserpumpen in den Jahren 2007 und 2008 wurde die Situation stark verbessert.
- Die ungeplanten Nichtverfügbarkeiten des KKM sind im internationalen Vergleich äusserst gering. Der in der Anlage erreichte langjährige Mittelwert der ungeplanten Nichtverfügbarkeit von 0,28 % liegt gegenüber dem seit dem Jahr 2000 erreichten WANO-Mittelwert für Siedewasserreaktoren von 4,57 % vergleichsweise tief.
- Bemerkenswert ist der tiefe Anteil von rund 0,09 % des durch die Primäranlage induzierten Anteils der ungeplanten Nichtverfügbarkeiten. Dieser Wert ist deutlich kleiner als derjenige der durch die Sekundäranlage bewirkten Nichtverfügbarkeiten von rund 0,19 %.

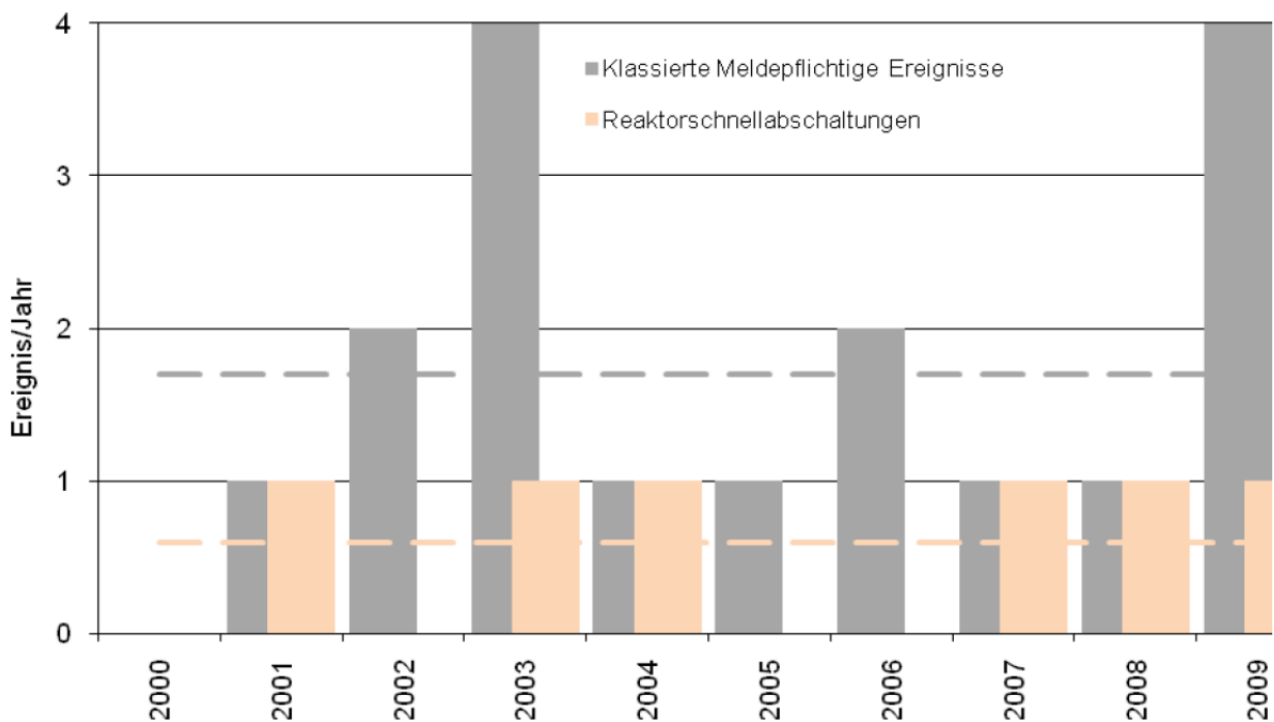
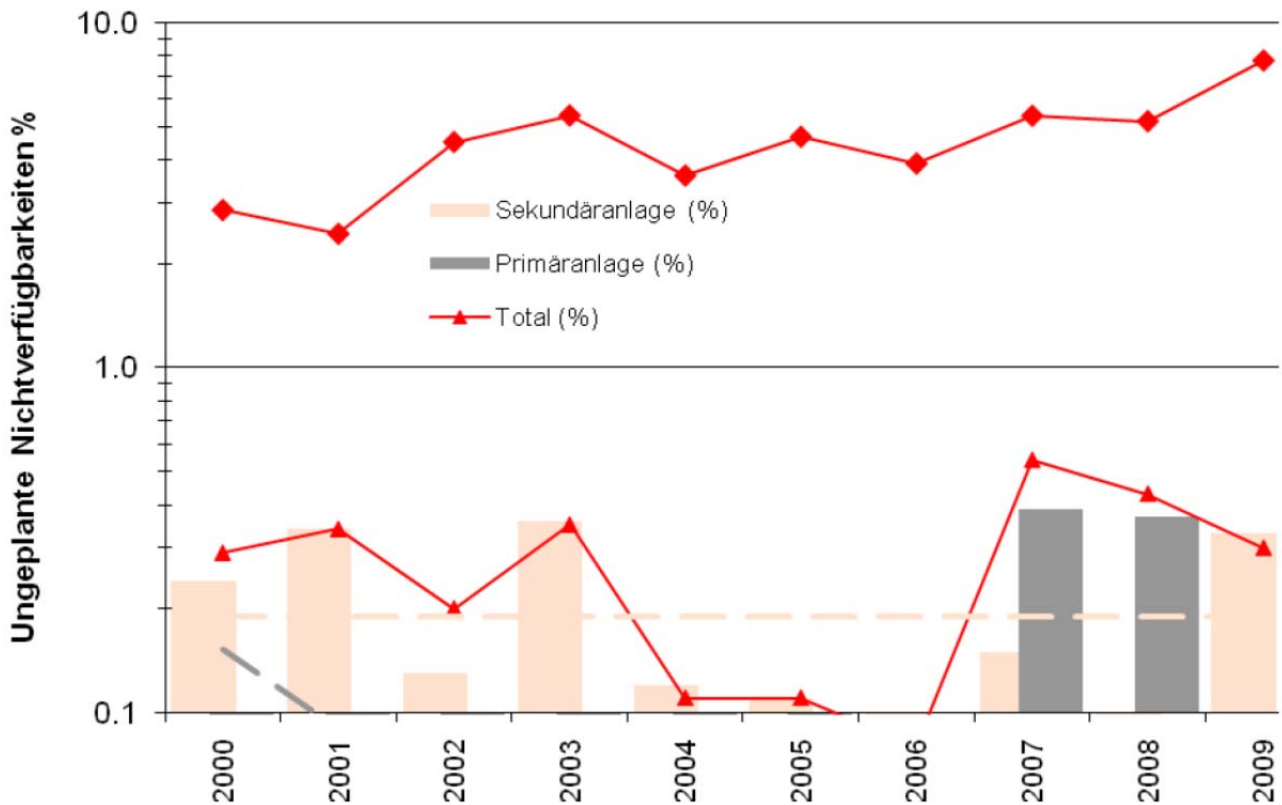


Abbildung 4.1-2: Meldepflichtige Vorkommnisse und Reaktorschnellabschaltungen

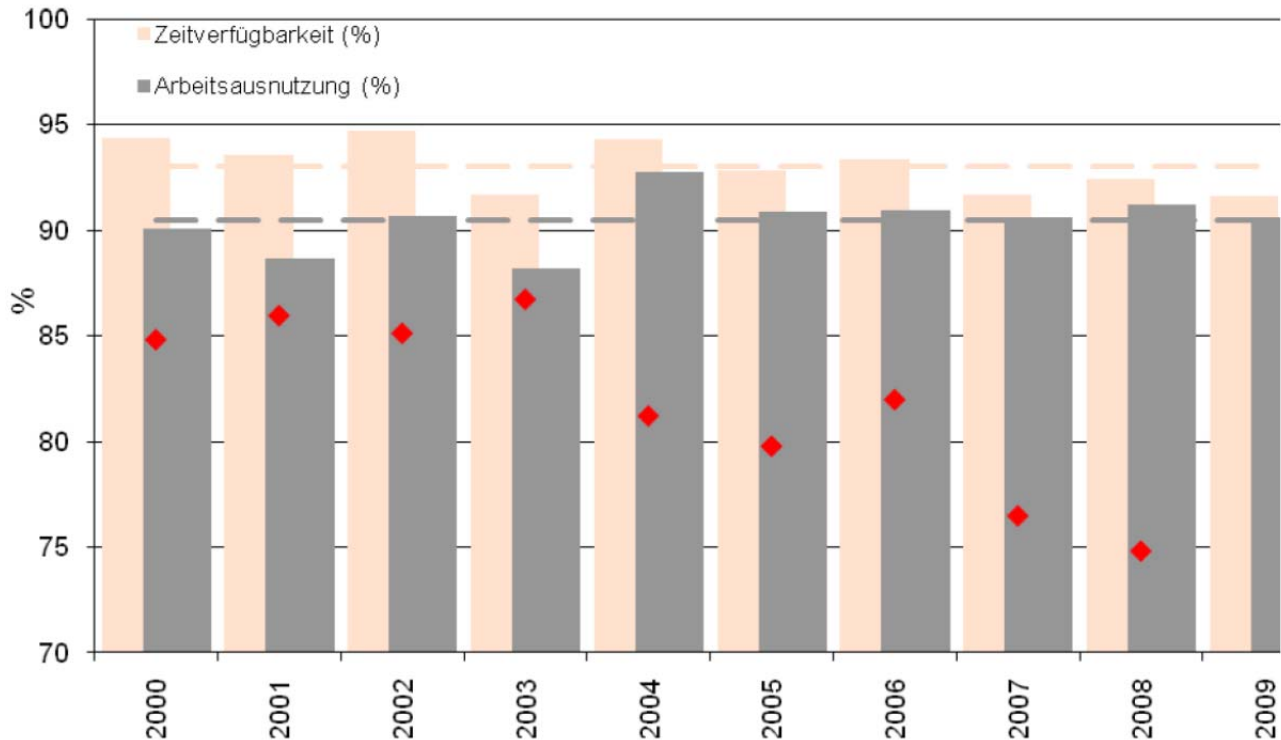


Legendenergänzung: ◆ Mittelwert WANO BWR (%)

Abbildung 4.1-3: Ungeplante Nichtverfügbarkeiten in %

Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit (vgl. Abbildung 4.1-4):

- Internationale Erfahrungen belegen, dass eine sichere Anlage im Allgemeinen auch eine wirtschaftliche Anlage ist. Die Arbeitsausnutzung gilt als Mass für die Wirtschaftlichkeit. Sie ist definiert als das Verhältnis der effektiven zur theoretisch möglichen jährlichen Energieerzeugung.
- Die Betrachtung des zeitlichen Verlaufs der Arbeitsausnutzung sowie der Zeitverfügbarkeit über die letzten 10 Jahre widerspiegelt einen langfristig stabilen Volllastbetrieb. Im Überprüfungszeitraum konnten Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit gegenüber der vorangegangenen Dekade nochmals gesteigert werden. Dies ist hauptsächlich auf die kürzeren Revisionszeiten zurückzuführen. Im Vergleich zum WANO-Mittelwert für Siedewasserreaktoren konnten stets höhere Werte erzielt werden.
- Im internationalen Vergleich lag der erreichte langfristige Mittelwert der Arbeitsausnutzung von rund 90,48 % immer über dem jährlichen siedewasserreaktorspezifischen WANO-Mittelwert für Siedewasserreaktoren.



Legendenergänzung: ◆ Mittelwert WANO BWR Arbeitsausnutzung (%)

Abbildung 4.1-4: Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit

Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen (vgl. Abbildungen 4.1-5, 4.1-6 und 4.1-7):

- Die Nichtverfügbarkeit der beiden Hochdruck-Einspeisesysteme (RCIC) liegt im langjährigen Durchschnitt bei rund $1,6 \cdot 10^{-3}$ pro Jahr. Dies entspricht einer Systemnichtverfügbarkeit von maximal 14 Stunden pro Jahr, in welcher einer von beiden Strängen nicht zur Verfügung stand. Die Nichtverfügbarkeit im Jahr 2000 ist auf die Reparatur einer Testarmatur im Strang B zurückzuführen. Verglichen mit den WANO-Werten weisen die Hochdruck-Einspeisesysteme im KKM tiefere Werte auf.
- Die Niederdruck-Einspeisesysteme (CS, ALPS) weisen im Durchschnitt eine mittlere Nichtverfügbarkeit von rund $3,3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr auf. Dies entspricht einer Systemnichtverfügbarkeit von maximal 0,5 Stunden pro Jahr für jedes der vier Systeme.
- Bei den Nachwärmeabfuhrsystemen konnte die Nichtverfügbarkeit durch den geplanten präventiven Unterhalt der während der jährlichen Revision benötigten Abfahr- und Toruskühlsysteme (STCS) auf einen Durchschnittswert von $1,8 \cdot 10^{-3}$ pro Jahr gesenkt werden. Die Nichtverfügbarkeit der Nachwärmeabfuhrsysteme (STCS, TCS) entspricht etwa den international festgestellten Ausfallraten.
- Die diversitären Notstromversorgungen im KKM zeigen sich in dem mit $1,5 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr niedrig liegenden Nichtverfügbarkeitsindikator. Die Notstromeinspeisungen (C1, C2, 3 Notstromdiesel) standen im Überprüfungszeitraum praktisch ausnahmslos zur Verfügung. Die Nichtverfügbarkeit liegt um einen Faktor 10 unter dem WANO-Mittelwert.

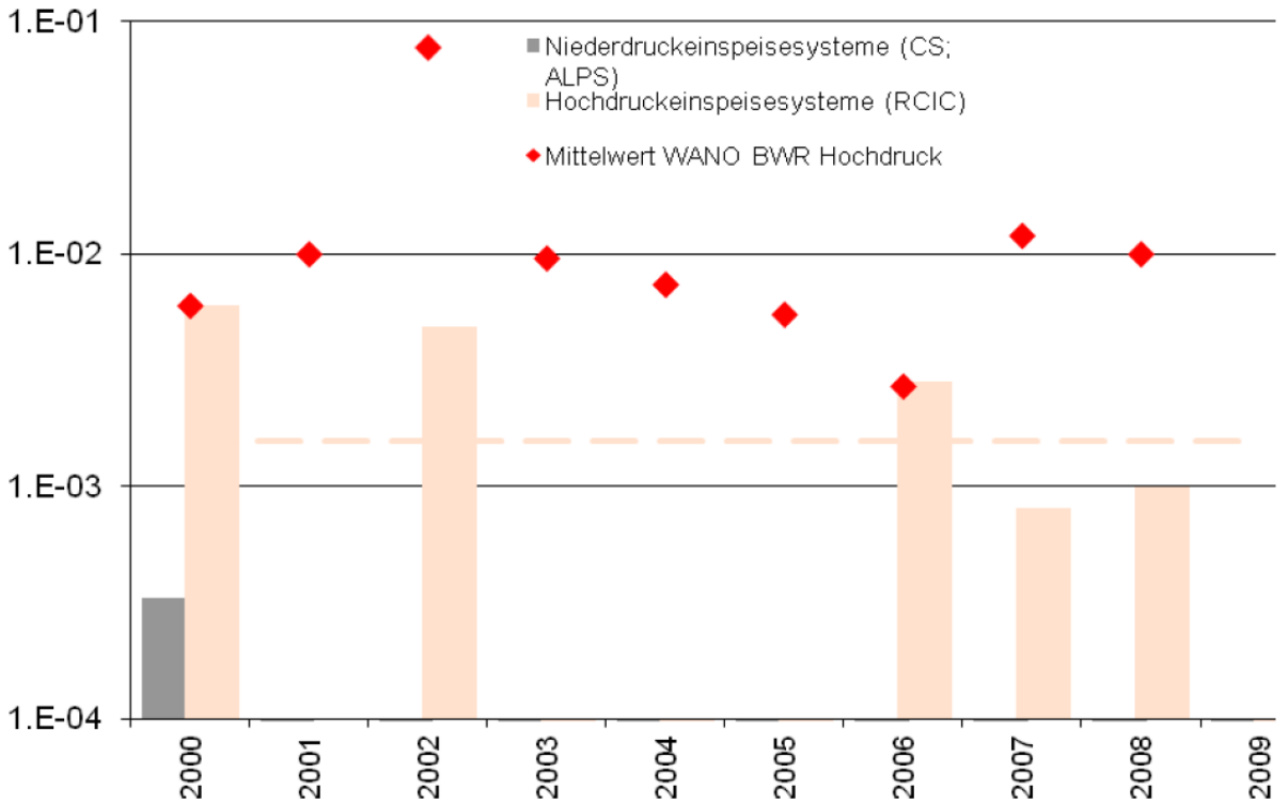


Abbildung 4.1-5: Nichtverfügbarkeit Hoch- und Niederdruck-Einspeisesysteme

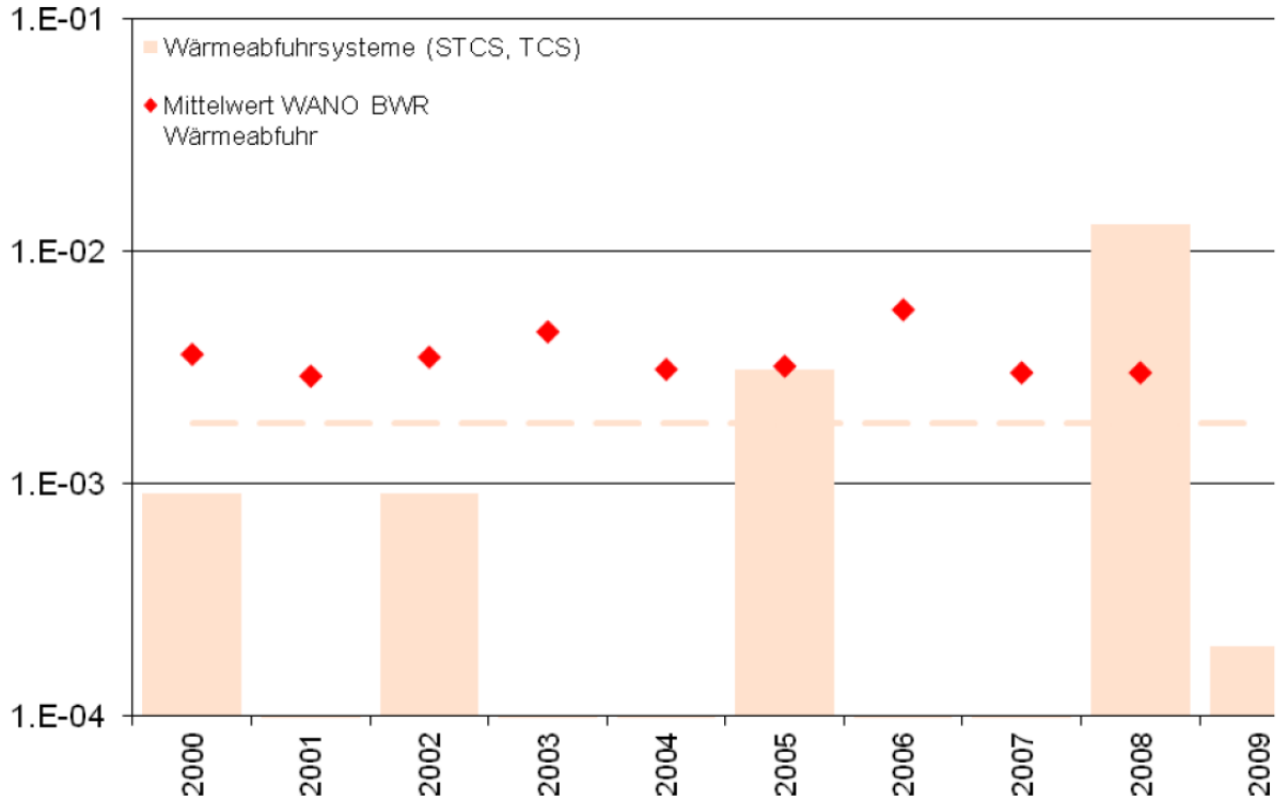


Abbildung 4.1-6: Nichtverfügbarkeit Wärmeabfuhrsysteme

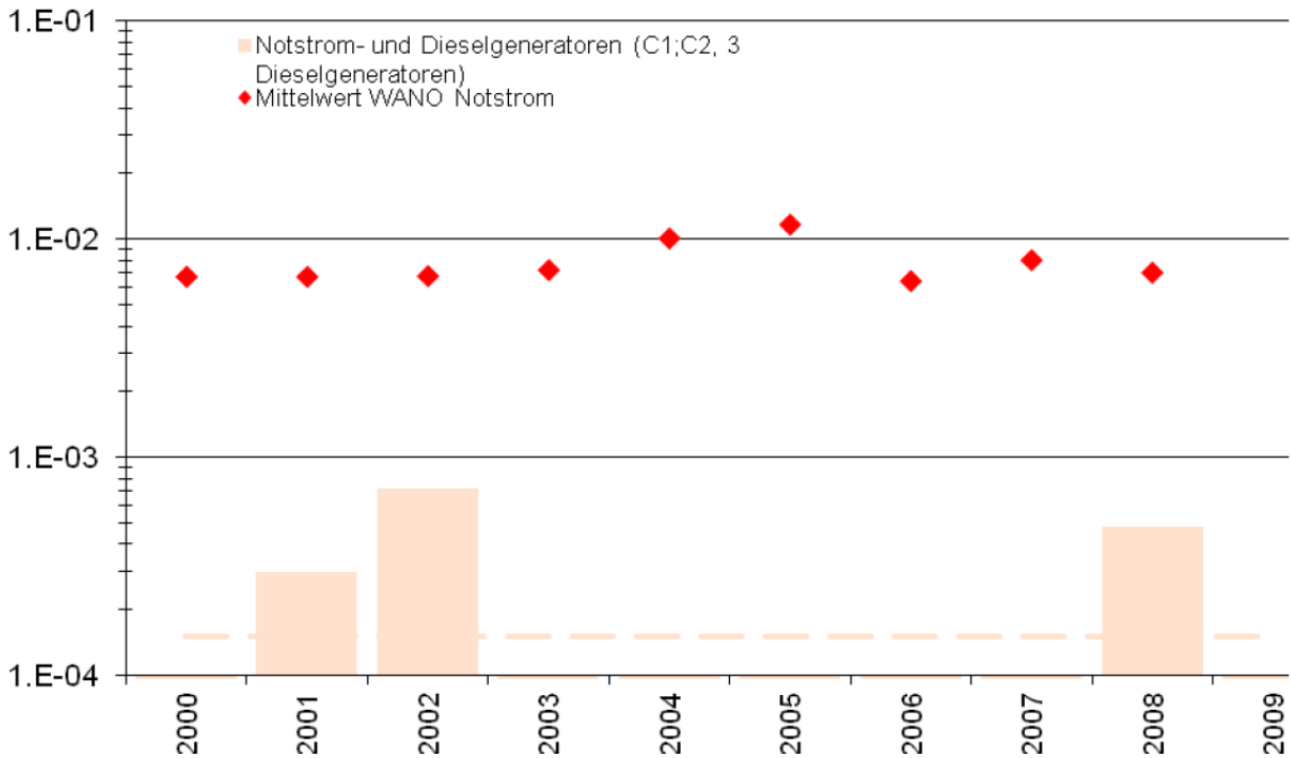


Abbildung 4.1-7: Nichtverfügbarkeit Notstrom- und Dieselgeneratoren

Brennstoffzuverlässigkeit (vgl. Abbildung 4.1-8):

- Mit Ausnahme des Anstiegs des Indikators im Jahr 2001, welcher auf einen minimalen Brennstoffschaden zurückzuführen war, sind im Überprüfungszeitraum stets tiefe Indikatorwerte gemessen worden.

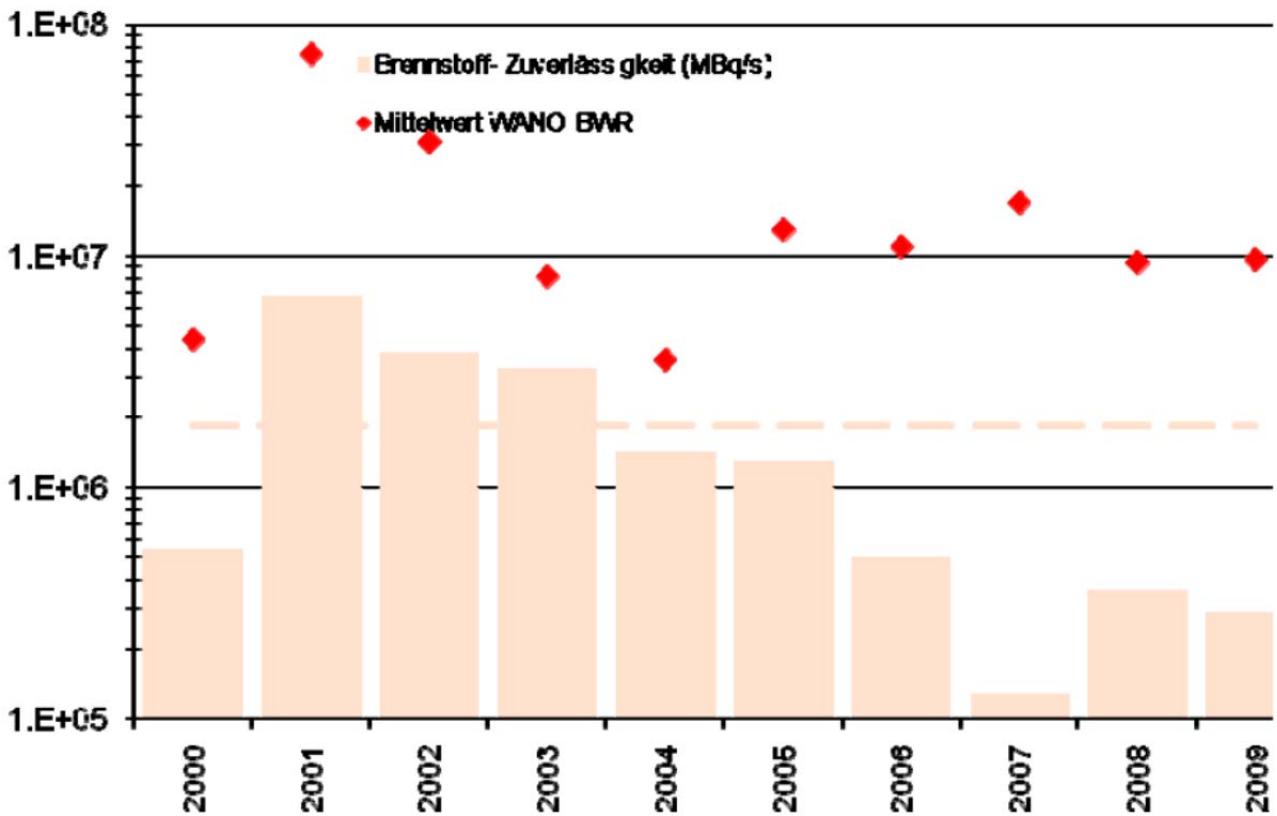


Abbildung 4.1-8: Brennstoffzuverlässigkeits-Indikator

Chemie-Indikator (vgl. Abbildung 4.1-9):

- Der für Siedewasserreaktoren verwendete Chemie-Indikator vergleicht den Chlorid-, Sulfat- sowie Eisengehalt im Wasserkreislauf mit den Vorgaben aus der Technischen Spezifikation und den Vorgaben der „BWR Water Chemistry Guidelines“ des EPRI (Electric Power Research Institute). Die gemessenen Zahlen waren im Überprüfungszeitraum weitgehend unverändert und entsprechen den internationalen Werten.

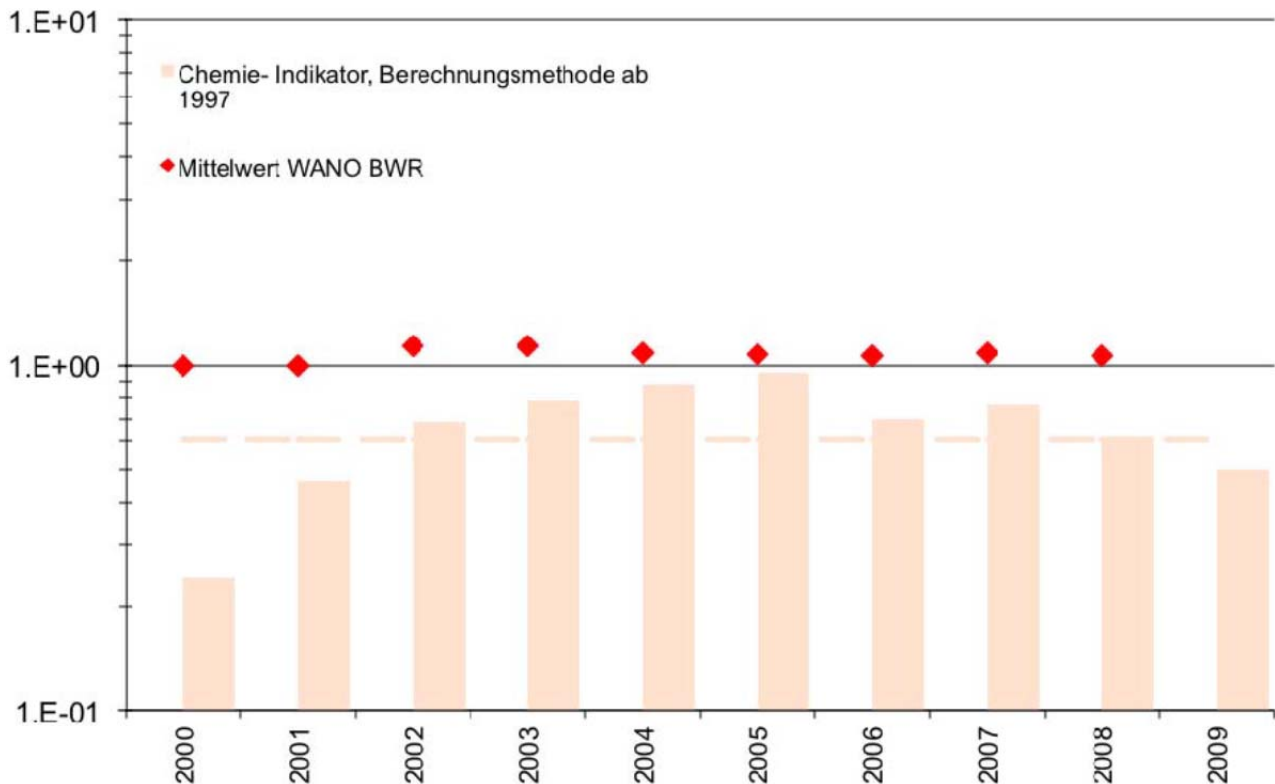


Abbildung 4.1-9: Chemie-Indikator

Zusammenfassende Beurteilung:

- Das Kernkraftwerk Mühleberg wird seit Ende 1972 kommerziell betrieben. Die seither und in andern Anlagen gewonnen Erkenntnisse wurden zu ständigen Anlagenverbesserungen genutzt. Für die zuverlässige Erkennung von sich anbahnenden Störungen oder für die Vorbereitung auf die Störfallbeherrschung waren diese Erfahrungen aus Betrieb, Prüfungen und Revisionen von grosser Bedeutung.
- Der Normalbetrieb im Überprüfungszeitraum kann als gut bezeichnet werden. Betriebsstörungen wurden unter Beachtung der Vorschriften behandelt und behoben. Die Zahl der ungeplanten Lastabsenkungen ist zum überwiegenden Teil auf Störungen der konventionellen Turbinenanlage mit ihren Hilfssystemen zurückzuführen. Sie wurden hauptsächlich zur Reduktion der beim Siedewasserreaktor typischen prozessbedingten Strahlendosis vorgenommen.
- Ständige Verbesserungen bei der Ausrüstung, bei der Betriebsüberwachung und bei den Betriebsabläufen trugen zur Erhöhung der Sicherheit und Verringerung der Störanfälligkeit bei. Zu diesem Zweck wurden im Überprüfungszeitraum rund 700 Anlageänderungsanträge behandelt und realisiert. Im Vergleich zur PSÜ 2005 hat das KKM bei sämtlichen Indikatoren Verbesserungen erreicht.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7 Bst. a KEV

Anforderungen 2.9 bis 2.11 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-1⁵⁶ bzw. Anforderungen 2.12 bis 2.14 gemäss IAEA Safety Standard SSR-2/1⁵⁷

Anforderung 7.5 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-2⁴⁵

Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung des Zeitraums 2000 bis 2005 ist im Rahmen der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007²⁵ erfolgt. Im Folgenden kursiv markiert wird der entsprechende Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 zitiert:

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002²⁴ hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

„Die guten Betriebsergebnisse während den betrachteten zehn Jahren deuten auf einen guten Anlagenzustand hin, welcher durch eine schonende Fahrweise und eine gute Instandhaltung erreicht wurde. Keine Brennstoffschäden, eine hohe Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit und die Tatsache, dass die Anlage nie störungsbedingt geplant abgeschaltet werden musste, sind klare Hinweise auf eine gute Anlage und eine gute Betriebsführung. Ein ungestörter Volllastbetrieb bei Einhaltung aller Sicherheitsvorgaben und ein guter Anlagenzustand sind wesentliche Indikatoren für einen hohen Sicherheitsstand der Anlage.

Die Leistungserhöhung verlief erfolgreich und zeigte keine negativen Auswirkungen auf den Normalbetrieb.

Gemäss einer internen Weisung werden Versuche im Sinne von Art. 7.5 NS-R-2 durchgeführt, welche die Verantwortlichkeiten regelt und den Rahmen für eine systematische Planung und Durchführung vorgibt. Sicherheitstechnisch wichtige Versuche werden ausserdem von der HSK geprüft und freigegeben. Mit der Inbetriebnahme des KKM-Simulators 1996 wurde die Vorbereitung von Versuchen signifikant verbessert. Wo nötig, wurden aufgrund der Versuchsergebnisse Massnahmen getroffen.“

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum (d. h. Ende August 2000 bis Ende August 2005) weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind: Die Betriebsergebnisse für den Bewertungszeitraum 2000 bis 2005 weisen trotz einem Brennstoffschaden und einer Zwischenabstellung zur Behebung eines Gleitringdichtungsproblems an einer Umwälzpumpe auf einen guten Anlagenzustand hin. Die Revisionsdauer konnte wie geplant und ohne negative Folgen für die Anlagensicherheit verkürzt werden, wobei die vorgesehene alternierende Revisionsdauer auf Grund laufender Modernisierungsarbeiten nicht zum Tragen kam.

Diese Beurteilung ist im Grundsatz auch für den Zeitraum 1. September 2005 bis 31. Dezember 2009 mit folgenden Ergänzungen gültig:

Die Darstellung des Betriebsverlaufs mit der gewählten Methode WANO-Indikatoren (insbesondere Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung) zeigt einen guten Betriebsverlauf und weist auf einen guten Anlagenzustand hin. Bestätigt wird dies vor allem beim Vergleich der WANO-Indikatoren des KKM mit denen anderer Kernanlagen weltweit. Die guten Werte für die Arbeitsausnutzung, die Zeitverfügbarkeit und die Nichtverfügbarkeiten von Sicherheitssystemen zeigen einen langfristig stabilen Volllastbetrieb.

Die Bewertung des Betriebsverlaufs aus der Perspektive der gestaffelten Sicherheitsvorsorge führt zum Schluss, dass die aufgetretenen Abweichungen vom Normalbetrieb (klassierte meldepflichtige Vorkommnisse) im Hinblick auf die nukleare Sicherheit keine Verletzung eines grundlegenden Schutzziels zur Folge hatten. Die Mehrheit der Abweichungen konnte wie vorgesehen durch Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 2 beherrscht werden, im Falle der Reaktorschnellabschaltungen in den Jahren 2007, 2008 und 2009 durch den Reaktorschutz auf der Sicherheitsebene 3. Aus Sicht der gestaffelten Sicherheitsvorsorge erwähnenswert ist, dass die hohe Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit wichtige Indikatoren für die Wirksamkeit der Betriebssysteme auf Sicherheitsebene 1 zur Vermeidung von Abweichungen vom Normalbetrieb sind und somit auf einen guten Zustand der Anlage und eine hohe Qualität der Betriebsführung hinweisen. In den jährlichen Sicherheitsbewertungen des ENSI wurde dem KKM in den Jahren 2006, 2007 und 2009 jeweils eine gute und im Jahr 2008 eine hohe Betriebssicherheit bescheinigt.

4.2 Erfahrungen aus Vorkommnissen

4.2.1 Methodik der Vorkommnisbearbeitung

4.2.1.1 Bearbeitung interner Vorkommnisse

Angaben des KKM

Alle internen und externen Ereignisse einschliesslich meldepflichtiger Vorkommnisse werden auf ihre Ursache und das Anlagenverhalten untersucht. Hieraus werden Massnahmen zur Vermeidung der Wiederholung abgeleitet und Verbesserung des Prozesses vorgeschlagen.

Aufgrund der Ergebnisse der externen Audits des OSAR-Teams und der WANO wurde 2007 eine eigene Fachstelle zur Ereignisauswertung gegründet, die sich sowohl mit der Behandlung von internen und externen Ereignissen befasst, als auch den Prozess „Minor Events“ vollumfänglich betreut. In beiden Fällen wird die Fachstelle von Spezialisten aller Fachabteilungen unterstützt.

Aufgrund der Einführung der neuen Kernenergiegesetzgebung wurde auf den 1. Januar 2006 ein weiterer Teilausschuss ISA-H (Human Factors) eingeführt, welcher die Aufgaben des gemäss Art. 30 Abs. 3 KEV geforderten Gremiums wahrnimmt, das Ereignisse und Befunde mit Ursachen im Bereich menschliche Faktoren analysiert, Massnahmen vorschlägt und deren Umsetzung überwacht. Zwecks Verstärkung seiner Kompetenz auf psychologischem Gebiet zieht der ISA-H den Vorsteher des Instituts für Psychologie der Universität Bern regelmässig beratend bei.

Die internen Sicherheitsausschüsse (ISA-N und ISA-H) wurden beauftragt, sowohl sämtliche Vorkommnisse als auch die internen und externen Ereignisse zu begutachten und das Ergebnis der Ursachenanalysen der tiefer analysierten Berichte, d. h. die direkte Ursache und Grundursache aufzuzeichnen. Damit sollen allfällige Gemeinsamkeiten und Trends bei den Ursachen von Ereignissen oder Befunden rechtzeitig erkannt und Mängel im Bereich der betrieblichen Sicherheit rechtzeitig eliminiert werden. Die Fachstelle Ereignisauswertung steht beiden Gremien beratend zur Seite, um zum einen auch Erkenntnisse aus den „Minor Events“ zu berücksichtigen und zum andern eine einheitliche Massnahmenverfolgung zu gewährleisten.

Die neue Struktur des ISA (Interner Sicherheitsausschuss) mit der Gliederung in ISA-V (Vollversammlung), ISA-H (Human Factors), ISA-N (nukleare Sicherheit), ISA-A (Arbeitssicherheit) und ISA-IT (Informatik) inklusive Mitwirkung externer Experten hat die Erwartungen voll erfüllt sowie bezüglich Pflege und Weiterentwicklung der Sicherheitskultur eine im Kraftwerksalltag spürbare Verbesserung mit sich gebracht.

Im Jahre 2002 wurde die ASSET/HPES-Methode durch das computergestützte Analyseverfahren SOL-VE (Sicherheit durch organisationales Lernen – versio electronica) ersetzt, das an der Technischen Universität Berlin entwickelt wurde. SOL-VE wird im KKM zur Auswertung und Verwaltung von sämtlichen, sowohl internen als auch externen Ereignissen und Befunden eingesetzt.

Bei gemäss Richtlinie ENSI-B03 meldepflichtigen Vorkommnissen werden vertiefte Analysen zur Detektion sämtlicher Ursachen und die Ableitung der notwendigen Massnahmen mit Schwerpunkt „nukleare Sicherheit“ durch den internen Sicherheitsausschuss ISA-N und mit Schwerpunkt „Mensch und Organisation“ durch den ISA-H durchgeführt. Im Bedarfsfall kann unter der Führung der Fachstelle Ereignisauswertung auch eine Analyse nach dem SOL-VE-Verfahren durchgeführt werden.

Ereignisse, die unterhalb der Meldeschwelle der Richtlinie ENSI-B03 liegen, können in internen Ereignisberichten (IEB) behandelt werden. Das Verfassen eines IEB kann jeder Mitarbeitende des KKM veranlassen. Die entsprechenden Berichte werden in der SOL-VE-Datenbank verwaltet. Die Anzahl solcher IEB lag zwischen 2001 und 2007 bei ungefähr 15 pro Jahr. Aufgrund der Anstrengungen, die Meldekultur im KKM zu entwickeln, konnte die Anzahl seit 2008 auf 20 erhöht werden.

Der Prozess MiF (Manager in the Field) beinhaltet u. a. auch sogenannte MiF-Karten, anhand derer nicht-technische Abweichungen gemeldet werden können. Dieser Meldeweg steht allen Mitarbeitenden des KKM

offen. Insbesondere Meldungen betreffend Organisation und „Human Factors“ sind von Interesse. Aufgrund von Schulungen konnte die Anzahl erfasster Karten bis 2008 massiv gesteigert werden. Danach ist eine abfallende Tendenz zu beobachten, die darin begründet liegt, dass leicht zu beobachtende und einfach zu behebbende Abweichungen seit Einführung des Prozesses bereits erledigt wurden.

Seit der Einführung der formellen Meldung wurden jährlich 6 bis 8 Beinahe-Unfälle gemeldet. Die Zahl der Meldungen von Beinahe-Ereignissen lag bis 2006 bei durchschnittlich 3 pro Jahr. Mit der Schaffung der Fachstelle für Ereignisauswertung im Jahr 2007 und dem Inkrafttreten der betrieblichen Weisung „Form der Berichterstattung von Ereignissen/Vorkommnissen“ Anfang 2008 wurde die Meldekultur für solche Beinahe-Ereignisse im KKM deutlich verbessert, wodurch sich die Anzahl gemeldeter Beinahe-Ereignisse auf 11 pro Jahr erhöhte.

Die Meldewege und die schriftliche Form der Berichterstattung sowie deren Auswertung bei internen Ereignissen und Befunden sowie meldepflichtigen Vorkommnissen werden in einer betrieblichen Weisung geregelt. Die Behandlung der sich aus der Analyse der Vorkommnisse ergebenden Korrektur- und Vorbeugemassnahmen erfolgt ebenfalls entsprechend einer betrieblichen Weisung. Prozessspezifische Festlegungen regeln die Details.

Die für die Ereignisauswertung nötigen Weisungen wurden komplett überarbeitet, damit zum einen sämtliche Dokumente aufeinander abgestimmt sind und zum andern die Auswertung von Befunden in den Fachressorts formalisiert wurde und somit für alle Beteiligten auch transparenter erscheint.

Mit der Einführung der Fachstelle Ereignisauswertung im Jahre 2007 wurden die erhofften Fortschritte bezüglich Effizienz und Qualität und Leistung erzielt. Die Einführung der SOL-VE-Methode hat ebenfalls eine effizientere Bearbeitung der Ereignisse ohne Qualitätseinbusse der Ergebnisse ermöglicht.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 30 Abs. 3 KEV

Kapitel 5.11 und 6.5 der Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Das KKM verfügt über Prozesse, die eine systematische Auswertung von Betriebserfahrungen ermöglichen. Die Einrichtung des Ausschusses ISA-H (2006) und der Fachstelle Ereignisauswertung (2007) sowie die Nutzung des Analyseverfahrens SOL-VE stellen wichtige Bausteine für eine kontinuierliche und systematische Erfassung, Analyse und Bewertung von internen Betriebserfahrungen dar. Durch Meldeverfahren wie z. B. MiF wird zudem gewährleistet, dass auch Low-Level-Events in die Auswertung von Betriebserfahrungen einfließen.

In einer Inspektion 2005 zum Thema Vorkommnisbearbeitung hat das ENSI festgestellt, dass alle zur Verfügung stehenden Informationsquellen für die Auswertung der Betriebserfahrung genutzt werden, dass für die Triage der Vorkommnisse erfahrene Mitarbeiter eingesetzt werden und dass das Verfahren zur Auswertung von Betriebserfahrung wirksam ist. Das ENSI wies jedoch darauf hin, dass dem Bereich „Human Factors“ grössere Beachtung geschenkt werden könnte und setzte diesbezüglich seine Erwartungen auf die Schaffung des ISA-H. Anlässlich einer Inspektion im Jahre 2008 legte das KKM dem ENSI die Arbeitsweise des ISA-H dar. Das ENSI konnte anhand von Beispielen die Arbeitsweise des ISA-H überprüfen. In einer weiteren Inspektion hat das ENSI auch 2008 die Arbeitsweise des KKM bei der Bearbeitung eines Vorkommnisses überprüft und festgestellt, dass die Analyse gründlich und umfassend erfolgt ist. Das ENSI kam zum Schluss, dass das KKM die Vorgaben der KEV und der Richtlinie ENSI-G07 umgesetzt hat.

4.2.1.2 Bearbeitung externer Vorkommnisse

Angaben des KKM

Die Nutzung von Erfahrungen aus anderen Kraftwerken ist für die ständige Verbesserung von Sicherheit und Verfügbarkeit der eigenen Anlage von grosser Bedeutung. Anhand der zur Verfügung stehenden Meldungen wird durch die Fachressorts geprüft, ob eine Übertragbarkeit auf das KKM vorliegt und ob daraus Massnahmen zur Verbesserung von Sicherheit und Verfügbarkeit abgeleitet werden können.

Das Erfassen und Auswerten von Vorkommnissen in anderen Anlagen wird in einer betrieblichen Weisung geregelt. Die Grobtriage für die Erfassung und Auswertung von externen Ereignissen erfolgt über drei ständige Bearbeitungsstellen. Die Berichterstattung zur Behandlung der externen Ereignisse erfolgt seit Anfang 2010 im Monatsbericht. Externe Ereignisse werden in der SOL-VE-Datenbank erfasst, verwaltet und statistisch aufbereitet.

Die Erkenntnisse aus den vertieft aufbereiteten Berichten (inkl. WANO-Meldungen) werden im Rahmen der Spätschichtausbildung, der Pikettingenieur-Klausuren und wo anwendbar, auch im Rahmen der Simulatortrainings geschult.

Im Rahmen der Inkraftsetzung der „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ wurde die Auswertung von Ereignissen in in- und ausländischen Kernkraftwerken, die nach der internationalen Störfall-Bewertungsskala INES der Stufe 2 oder höher zugeordnet wurden, systematisiert.

Insgesamt führten nur wenige der analysierten externen Ereignisse zu Anlageänderungen. Auch Anpassungen von Vorschriften und Betriebsabläufen waren nur in seltenen Fällen erforderlich und beinhalteten meistens nur eine Anpassung von Überprüfungsintervallen.

Das im KKM implementierte Verfahren zur Auswertung externer Ereignisse wurde in den letzten Jahren immer weiter optimiert und hat sich in der Praxis bewährt und wird mit der jetzigen Motivation weitergeführt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 36 Abs. 3 KEV

Kapitel 6.5 der Richtlinie ENSI-G07⁴³

Beurteilung des ENSI

Das KKM verfügt über Prozesse, die eine systematische Auswertung der Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen ermöglichen. Dabei werden die Übertragbarkeit der Erkenntnisse aus den Ereignissen auf das KKM geprüft und bei Bedarf Massnahmen abgeleitet. Als Informationsquelle verwendet das KKM insbesondere die Berichte der WANO und des Herstellers General Electric. Bei der Triage sind pro Jahr Hunderte von Berichten auf die Anwendbarkeit auf das KKM zu überprüfen. Das ENSI konnte in einer Inspektion im Jahre 2005 feststellen, dass die Triage der externen Vorkommnisse durch erfahrene Mitarbeiter erfolgt.

Die Bearbeitung externer Vorkommnisse im KKM erfüllt die Vorgaben der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

4.2.2 Auswerteergebnisse interner Vorkommnisse

Angaben des KKM

Im Zeitraum 2000 bis 2009 meldete das KKM der Aufsichtsbehörde 17 Vorkommnisse, welche ein Kriterium bezüglich der nuklearen Sicherheit erfüllen (bis 31. Dezember 2008 klassierte Vorkommnisse gemäss Richtlinie HSK-R-15; ab 1. Januar 2009 hinsichtlich nuklearer Sicherheit meldepflichtige Vorkommnisse gemäss Richtlinie ENSI-B03). Alle Vorkommnisse wurden der INES-Stufe 0 (unterhalb der Skala) zugeordnet.

Die Vorkommnisse werden in einer zentralen Ereignisdatenbank erfasst und ausgewertet. Eine Ursachenanalyse erfolgt in Anlehnung an das WANO-Schema, aufgeteilt in 7 Bereiche und insgesamt 27 Rubriken.

Die Abbildung 4.2-1 stellt die Ursachenanalyse der 17 Vorkommnisse dar.

Bereiche

Es überwiegen die Bereiche Wartung/Inspektion/Tests und Design-Mangel. Die übrigen Bereiche zeigen ein ausgewogenes Bild. Der Bereich Sonstiges wird von der Rubrik Alterung und Externer Einfluss geprägt.

Rubriken

Innerhalb der Rubriken zeigen technische Fehler, ungeeignetes Design, Inspektionen und Alterung die höchsten Werte. Es wurden aber keine systematischen Fehler erkannt. Dominante Schwachstellen können aufgrund der Ursachenzuordnung zu den einzelnen Rubriken nicht festgestellt werden.

HF-Einfluss

Ordnet man dem HF-Einfluss die Bereiche Management/Organisation, Wartung/Test, menschliche Faktoren, Vorschriften und Kommunikation zu, ergibt sich folgendes Bild:

- Human Factor: 45%
- Design Mangel: 34%
- Sonstiges: 21%

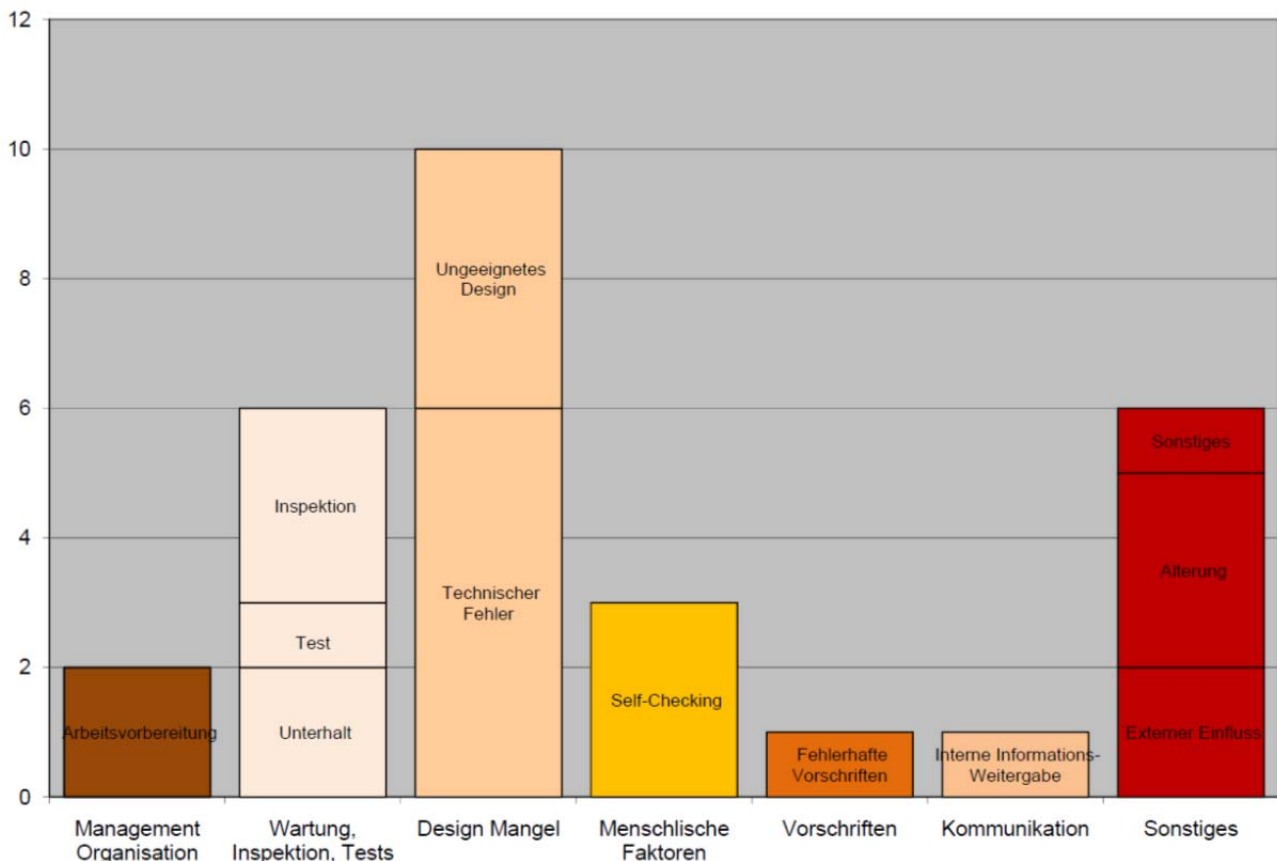


Abbildung 4.2-1: Ursachen der meldepflichtigen Vorkommnisse 2000 – 2009

Damit ergibt sich eine in etwa gleiche Zuteilung der Ursachen wie im vorangegangenen Überprüfungszeitraum. Der HF-Einfluss im KKM ist gemäss WANO-Indikatoren in etwa gleich gross wie in anderen Anlagen.

Korrekturmassnahmen

Sofortmassnahmen und Folgemaassnahmen organisatorischer und technischer Art dienen der Vermeidung der Wiederholung von aufgetretenen Fehlern. Die konsequente Umsetzung der vorgeschlagenen Korrektur-

massnahmen aufgrund der Vorkommnisse aus der Ursachenanalyse spiegelt sich in der bisherigen Betriebserfahrung wieder. Eingeleitete Massnahmen wurden vorgängig auf mögliche negative Nebenwirkungen untersucht. Die bisherige Betriebserfahrung hat die Wirksamkeit der getroffenen Massnahmen bestätigt. Wiederholt aufgetretene Fehler oder ungünstige Nebenwirkungen wurden im betrachteten Zeitraum nicht beobachtet. Mit der laufenden Erneuerung und Modernisierung wurden diverse Fehlerquellen eliminiert, allerdings aufgrund fehlender Betriebserfahrung auch neue geschaffen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Art. 22 Abs. 2 Bst. f KEG

Art. 38 Abs. 3 KEV

Richtlinien HSK-R-15 (gültig bis 31. Dezember 2008), ENSI-B03 (gültig ab 1. Januar 2009)

Beurteilung des ENSI

Alle klassierten Vorkommnisse waren von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (Kategorie B gemäss Richtlinie HSK-R-15). In den letzten 20 Jahren kam es im Durchschnitt zu etwa 2 Vorkommnissen der Kategorie B pro Jahr und zu keinen Vorkommnissen höherer Kategorien. Im Jahr 2009, dem letzten Jahr des Überprüfungszeitraums 2000 bis 2009, wurden Vorkommnisse gemäss Richtlinie ENSI-B03 gemeldet. Das KKM hat die sicherheitsrelevanten Vorkommnisse innerhalb des Überprüfungszeitraums gemäss den gesetzlichen Vorgaben des KEG, der KEV und der bis 2008 gültigen Richtlinie HSK-R-15 sowie der ab 2009 gültigen Richtlinie ENSI-B03 beurteilt und die sich aus den Analysen ergebenden erforderlichen Massnahmen abgeleitet.

4.2.2.1 Vorkommnisse im Zeitraum 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Die Beurteilung des Zeitraums 2000 bis 2005 ist im Rahmen der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 erfolgt. Im Folgenden wird der entsprechende Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 kursiv zitiert.

4.2.2.1.1 Transienten mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung

Angaben des KKM

Im Bewertungszeitraum 2000 – 2005 erfolgten fünf Reaktorschnellabschaltungen, wovon drei als klassierte Vorkommnisse der Kategorie B bewertet wurden. Zwei der klassierten Abschaltungen standen in direktem Zusammenhang mit der Modernisierung der Vordruckregler (Turbinensteuerung) und deren Inbetriebsetzung. Die dritte Reaktorschnellabschaltung erfolgte im Vollastbetrieb als Folge des Ausfalls der Speisewasserversorgung einer Turbogruppe.

Die anderen beiden Abschaltungen erfolgten bei Reaktorleistungen kleiner 5 % und wurden deshalb der Kategorie U (unklassiert) zugeteilt und werden im Folgenden nicht detaillierter dargestellt.

24. Januar 2001: Reaktorschnellabschaltung durch Niveau $\leq + 28$ cm nach Ausfall der Speisewasserpumpen B und C im Leistungsbetrieb. Der Auslöser des Ereignisses war eine automatische Abschaltung der Speisewasserpumpe B, deren Ursache im Ansprechen des Überspannungsschutzes lag. Dieser war durch eine falsche Widerstandsbestückung auf der elektronischen Printplatte zu tief eingestellt. Ordnungsgemäss erfolgte eine Umschaltung auf die Reserve-Speisewasserpumpe C, die nach einer halben Stunde durch die Schutzanregung „Kühllufttemperatur max.“ ebenfalls abgeschaltet wurde. Die sofort eingeleitete manuelle Auslösung des SRI mit Runback konnte eine Reaktorschnellabschaltung durch Reaktorniveau $\leq + 28$ cm nicht mehr verhindern. Die Ursache der Abschaltung der Pumpe C lag in einer gelösten Steckverbindung im Temperaturüberwachungskreis.

Alle Schutzeinrichtungen und Regelkreise funktionierten während der Transiente einwandfrei. Die Niveaualösung -107 cm für ECCS-Schutzanregung wurde nicht erreicht. Das Betriebspersonal handelte entspre-

chend der für diesen Fall vorgesehenen Betriebsstörfallanweisung BSA-B-009 „Gestörte Speisewasserversorgung“.

Die Reservebauteile wurden einer eingehenden Prüfung unterzogen, die Auslösepunkte werden jährlich gemäss Prüfprogramm überprüft. Alle im KKM vorhandenen Steckerverbindungen wurden überprüft und das Personal mit dem Umgang dieser speziellen Steckerverbindung geschult.

1. September 2003: Handscramauslösung nach Verlust der Wärmesenke. In der Jahresrevision 2003 wurden bei beiden Turbogruppen die Elektro-Hydraulischen-Wandler (EHW), der Stellungs- und der Drehzahlregler ausgewechselt. Beim ersten Hochfahren der Turbogruppe B waren zwecks Schwingungsmessungen Haltepunkte bei verschiedenen Drehzahlen eingeplant. Ausgehend von der Nenndrehzahl wurde die vorgeschriebene Prüfung des Überdrehzahlschutzes durchgeführt. Durch Ansprechen des Überdrehzahlschutzes wurde planmässig ein Turbinenschnellschluss ausgelöst. Der Auslauf der Turbogruppe wurde zu weiteren Messungen zur Optimierung der Turbinensteuerung herangezogen. Während des Einspielens der neuen Reglereinstellungen erhielt die Turbinenautomatik (Turbomat) kurzzeitig kein Drehzahlsignal, was der Turbomat als Wellenstillstand interpretierte und ein Vakuumbrechen auslöste. Da an der Turbogruppe A das Vakuum noch nicht aufgebaut war, ging die Hauptwärmesenke verloren. Durch die Handauslösung eines Scrams konnte eine Drucktransiente vermieden werden. Die Ursache für die Störung des Drehzahlsignals war das unkoordinierte Einspielen von geänderten Reglereinstellungen durch Mitarbeiter der Lieferfirma.

Es wurden alle Mitarbeiter der beteiligten Ressorts und Fremdfirmen angewiesen, geplante Arbeiten nur nach Absprache und Koordination mit der Betriebsmannschaft durchzuführen. Es wurden alle Mitarbeiter der beteiligten Ressorts und Fremdfirmen angewiesen, geplante Arbeiten nur nach Absprache und Koordination mit der Betriebsmannschaft durchzuführen.

30. August 2004: Reaktorschnellabschaltung bei der Prüfung des Vakuumbegrenzers der Turbine A. Bei der Prüfung der Vakuumbegrenzerfunktion wurde eine Vakuum-Verschlechterung im Kondensator der Turbine A simuliert. Beim Rückstellen des simulierten Vakuumdruckes mit der Prüfeinrichtung auf den tatsächlichen Kondensatordruck öffneten unerwartet die Bypassventile. Der Vordruckregler konnte den Reaktordruck nicht halten. Durch die rasche Entlastung der Turbogruppe B wurde ein Teilsclam angeregt, was den Reaktordruckabbau noch beschleunigte. Bei einem Reaktordruck von ca. 55 bar führte dies zu einer Isolation des Primärsystems und zu einem Scram. Die Ursache der Scramauslösung lag an der temporären Prüfeinrichtung, mit der ein Anlagenzustand simuliert wurde, der im Anlagenbetrieb nicht vorkommt. Die Ausführung der Logik der Vakuumbegrenzerfunktion war für diesen Anlagenzustand nicht geeignet. Die Regelfunktion wurde in der Revision 2005 geändert und erfolgreich geprüft.

HSK-Beurteilung des Zeitraums 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Die von KKM eingereichten Berichte zu den Transienten wurden geprüft. Die HSK hat bei der Prüfung festgestellt, dass die drei Transienten die Kriterien für die Einstufung der Vorkommnisse in die Kategorie B erfüllen. Die von KKM vorgenommenen Einstufungen der Transienten wurden von der HSK bestätigt.

24.1.2001: Während der Transiente funktionierten die Schutzeinrichtungen und Regelkreise korrekt. Das Betriebspersonal handelte ordnungsgemäss nach der Betriebsstörfallanweisung. Im Nachgang wurde das Personal entsprechend geschult.

1.9.2003: Während der Transiente löste das Betriebspersonal vorschriftsgemäss einen Handsclam aus. Im Nachgang wurde das Ressort- und Fremdfirmenpersonal entsprechend geschult.

24.8.2004: Während der Transiente funktionierten die Schutzeinrichtungen und Regelkreise korrekt. Die Ursache für die Transiente wurde durch die Änderung der Regelfunktion behoben.

Damit sind die aus Sicht der HSK erforderlichen Massnahmen umgesetzt worden. Die Anzahl der B-klassierten Transienten mit Reaktorschnellabschaltung ging von 0,9/Jahr (vorheriger Zeitraum 1990 – 2000) auf 0,6/Jahr (Zeitraum 2001 – 2005) zurück.

4.2.2.1.2 Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung

Angaben des KKM

Im Bewertungszeitraum bis 2005 traten 5 Transienten auf, die nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung führten. Auf Grund der Ursachen der Transienten und des anschliessenden Verhaltens der Anlage wurden diese Transienten alle in die Kategorie U (unklassiert) gemäss der Richtlinie HSK-R-15 eingestuft. Sie werden daher im Folgenden nicht detaillierter dargestellt.

HSK-Beurteilung des Zeitraums 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Die von KKM eingereichten Berichte zu den Transienten wurden geprüft. Die HSK hat bei der Prüfung festgestellt, dass bei keiner Transiente die Kriterien für die Einstufung des Vorkommnisses in die Kategorie B erfüllt waren. Die von KKM vorgenommenen Einstufungen der Transienten wurden von der HSK bestätigt. Die Transienten sind daher nicht von sicherheitstechnischer Bedeutung.

4.2.2.1.3 Befunde

Angaben des KKM

Im Bewertungszeitraum bis 2005 ergaben sich zehn Befunde, wovon sechs als B klassiert und vier als unklassiert (U) eingestuft wurden. Bei zwei der als B klassierten Befunde lag ein Versagen von Systemen bei Tests vor. Drei weitere Befunde der Kategorie B betrafen je ein Leck am Speisewasserstrang A, am Lager der Umwälzpumpe B und am Stutzen N9. Ein weiterer Befund trat bei einem Transport auf. Die Befunde sind mit Ausnahme des Transportbefundes (vgl. Kap. 5.8.4 der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007) nachfolgend beschrieben.

13. Februar 2002: Nichtstarten des Kernsprühsystems A bei Test. Während der monatlichen Durchführung des Testlaufs startete das Kernsprühsystem A nach dem Auslösen des Handsignals nicht. Die Störungursache lag in einem defekten Speichersubprint, dessen fehlerhaftes Signal einen dauernden Aus-Befehl auf das Kernsprühsystem A bewirkte. Der sofort eingeleitete und nach der Technischen Spezifikation verlangte Testlauf des Kernsprühsystems B war erfolgreich. Nach dem Auswechseln des fehlerhaften Subprints wurde die Funktionstüchtigkeit des Kernsprühsystems A nachgewiesen.

16. April 2002: Nichtstarten des Dieseldieselgenerators der SUSAN Division A bei Test. Während der monatlichen Durchführung des Testlaufs des Notstromdieseldieselgenerators erfolgte der Start nicht unmittelbar. Die Störungssuche ergab, dass das Anlassventil beim ersten Startversuch mechanisch nicht schaltete. Nach dem zweiten, erfolgreichen Start konnte der Testlauf vollständig ausgeführt werden. Das Ventil wurde ausgetauscht und im Herstellerwerk untersucht. Eine eindeutige Ursache wurde nicht festgestellt. Da als Ursache ein Fremdkörper im Ventil vermutet wurde, wurde die Innenbeschichtung der Startluftbehälter der SUSAN-Diesel untersucht. In der Folge wurden diese später durch Behälter aus austenitischem Stahl ersetzt.

6. Februar 2003: Leckage im Speisewasserstrang A. Während einer Anlagenbegehung wurde im Dampftunnel eine Dampfleckage entdeckt. Das Ausbleiben von erhöhter Aktivität im Maschinenhaus deutete auf eine Speisewasserleckage hin. Durch Entlastung der Turbogruppe A konnte die Leckage der Speisewasserleitung A zugeordnet werden. Die Leckage wurde am Messstellengehäuse eines Druckmessanschlusses lokalisiert. Zur Behebung der Leckage wurde der Reaktor auf heiss unterkritisch abgestellt. Die betrieblich nicht mehr benötigten Druckmessanschlüsse wurden mit Blindzapfen verschraubt und anschliessend verschweisst. Später wurden die unnötig gewordenen Messstellengehäuse entfernt.

31. Mai 2003: Gleitringdichtungsleckage Umwälzpumpe B. Die Überwachungsinstrumentierung der Reaktor-umwälzpumpe B deutete seit Anfang März auf eine langsame Funktionsbeeinträchtigung der Gleitringdichtung hin. Nachdem Ende Mai die Dichtungstemperatur den Alarmwert erreicht hatte, entschloss sich das KKM, das Kraftwerk abzufahren und die Gleitringdichtung auszuwechseln.

31. Mai 2003: Meldepflichtiger Befund am Stutzen N9. Das Abfahren des Kraftwerks zum Gleitringdichtungsaustausch wurde gleichzeitig zur Identifizierung und Reparatur einer Leckage im Drywell genutzt. Dabei konnte eine Wasseraustrittsstelle im Bereich des Stutzens N9 identifiziert werden, welcher mit einer Overlay-Schweissung repariert wurde. Ursache der Leckage waren Ermüdungsmechanismen ausgelöst durch die Einspeisung von kaltem Wasser aus der CRD-Rückföhrleitung, die später demontiert wurde.

Die gesamte Anzahl der Befunde liegt im Erwartungsbereich und mit drei Befunden der Kategorie B während Wiederholungsprüfungen unter Berücksichtigung des verkürzten Berichtszeitraumes tiefer als in der Berichtsperiode 1990 – 2000.

HSK-Beurteilung des Zeitraums 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Ursachen der Befunde in den Jahren 2002 und 2003 wurden von der HSK aufmerksam angesehen; es ergaben sich aber keine Hinweise auf Schwächen in der Instandhaltung.

4.2.2.1.4 Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne Reaktorschnellabschaltungen)

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz auch für den Beurteilungszeitraum bis 2005 gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Angaben des KKM

Im Berichtszeitraum bis 2005 erfolgte bei einem Transport einer Komponente vom KKM zum KKL eine Überschreitung des gefahrgutrechtlichen Grenzwertes für die Dosisleistung. Entsprechend der Richtlinie HSK-R-15 wurde das Vorkommnis als B, INES 0 bewertet. Die Änderung der Dosisleistung ist durch Mobilisierung eines kleinen schwachradioaktiven Teilchens innerhalb des verschlossenen Transportguts zu erklären (vgl. Kap. 5.8.4 der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007).

HSK-Beurteilung des Zeitraums 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Gemäss der Richtlinie HSK-R-15 handelt es sich bei einer Überschreitung des gefahrgutrechtlichen Grenzwertes bei Transporten um einen Befund von öffentlichem Interesse. Das Vorkommnis stellte keine Gefährdung für Personen dar. Das KKM hat die notwendigen Massnahmen zur Verhinderung ähnlicher Vorkommnisse ergriffen (vgl. Kap. 5.8.4 der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007).

4.2.2.2 Vorkommnisse im Zeitraum 1. September 2005 bis 31. Dezember 2009

4.2.2.2.1 Transienten mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung

Angaben des KKM

Im Überprüfungszeitraum Ende 2005 bis Ende 2009 erfolgten drei Reaktorschnellabschaltungen, wovon 2 als klassierte Vorkommnisse der Kategorie B nach Richtlinie HSK-R-15 und 1 als Vorkommnis der Stufe INES 0 nach Richtlinie ENSI-B03 bewertet wurden.

8. Februar 2007: Reaktorschnellabschaltung und Isolation durch FD-Aktivität bei Inbetriebnahme des KRA-Filters 2B

Am 8. Februar 2007 wurden im KKM neue Filterkerzen in der Kondensatreinigungsanlage (KRA) im Strang B eingebaut. Nach der Inbetriebnahme der Filter, die noch nicht mit Filterharzen beladen waren, stieg die Aktivität in der Frischdampfleitung an und überstieg den Grenzwert von 12,5 mSv/h. Es wurde auslegungsgemäss eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die vorläufige Ursachenabklärung ergab, dass sich Bestandteile einer so genannten Appretur, mit der die Filterkerzen behandelt waren, gelöst hatten und in den Reaktorkühlkreislauf gelangt waren. Der Eintrag organischer Substanzen führte zu einer unerwarteten Erhö-

hung der N-16-Aktivität und zur Schnellabschaltung. Nach der Reinigung des Reaktorwassers und der Erstellung der Anfahrbedingungen bezüglich der Leitfähigkeit des Kühlmittels wurde die Anlage gleichentags wieder angefahren.

Als Folge des Ereignisses werden Kerzenwechsel wenn möglich nur noch während der Jahresrevision durchgeführt. Zusätzlich erfolgt die Inbetriebnahme der Filter langsamer und gleichmässiger mit geöffnetem KRA-Bypass. Das Vorgehen ist in der Betriebsvorschrift BV-AB-045 beschrieben. In Bezug auf das Fehlverhalten der Speisewasserregelung A wurde bis zur Jahresrevision 2007 das Betriebsventil 006V001A monatlich bewegt und die Reglersignale aufgezeichnet. In der Jahresrevision 2007 wurde das Vorsteuerventil ersetzt und gleichzeitig auch die Reglereinschübe überprüft. Die Betriebsschichten und die Systembetreuer wurden sensibilisiert.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie B nach HSK-R-15 bewertet.

15. November 2008: Reaktorschnellabschaltung während Einzelscramtest gemäss WP 03-5N

Während der Durchführung des Fahrprogramms kam es am 15. November 2008 bei der Durchführung der Einzel-SCRAM-Tests über das Kriterium „SCRAM-Ablassebehälter Niveau max.“ zu einer Reaktorschnellabschaltung. Auslöser war ein Niveau-Anstieg im SCRAM-Ablassebehälter. Über das offene SCRAM-Auslassventil 03V127 des in den Kern eingeschossenen Steuerstabes Nr. 10-15 strömte Kühlmittel aus dem Reaktor in den SCRAM-Ablassebehälter, weil die Rückstellung des Auslösesignales durch den Operateur noch nicht erfolgte war. Als realisiert wurde, dass dieser Niveauanstieg von der nicht rückgestellten Einzel-SCRAM-Anregung herrührte, wurde diese rückgestellt. Die Rückstellung erfolgte aber zu spät, so dass das Auslöseniveau im SCRAM-Ablassebehälter trotzdem erreicht wurde. Somit kam es zu einer Reaktorschnellabschaltung.

Die Wiederholungsprüfliste WP 03-5N wurde aufgrund der Vorkommnisursache hinsichtlich des Auslösens und Rückstellens des Einzel-SCRAM überarbeitet. Die Betriebsschichten wurden diesbezüglich im Rahmen einer Schulung sensibilisiert.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie B nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

14. September 2009: Reaktorschnellabschaltung nach nicht erfolgreicher Umschaltung der Speisewasserpumpe C für B

Im Rahmen mehrerer Versuchsprogramme wurde die vollumfänglich erneuerte Reserve-Speisewasserpumpe C getestet und in Betrieb genommen. Alle Umschaltversuche bei Nulllast und Teillast erfolgten auslegungsgemäss. Während des Abschlusstests bei Volllast startete die Reserve-Speisewasserpumpe C nicht. Obwohl eine Teillastreduktion (Teil-SCRAM/Runback) eingeleitet wurde, erfolgte eine Reaktorschnellabschaltung über das Kriterium „Reaktorniveau tief“. Alle Schutzeinrichtungen und Regelkreise funktionierten während der Transiente auslegungsgemäss. Die Niveaualösung für ECCS-Schutzanregungen wurde nicht erreicht.

Gemäss Versuchsprogramm wurde die Reserve-Speisewasserpumpe vorher manuell erfolgreich gestartet und nach einer halben Stunde wieder ausgeschaltet. Um den Speisewasserpumpen-Transformator nach der Abschaltung weiter zu kühlen, haben die Lüfter einen Nachlauf von 30 Minuten. Da während des Abschlusstests gleichzeitig der Ladetransformator und die 6 Lüfter in Betrieb waren, war die 400 V Eingangsspannung geringfügig gesunken. Dadurch wurden die erforderlichen 4 800 V im Zwischenkreis nicht mehr erreicht und der Frequenzrichter hat die 6-kV-Schaltanlage und somit den Motor nicht zugeschaltet.

Die Analyse der Fachspezialisten ergab, dass sich die Antriebssteuerung bei Versuchsbeginn unerkannt noch nicht im korrekten Bereitschaftszustand befand, da kurz zuvor ein anderer Umschaltversuch mit der Reserve-Speisewasserpumpe C durchgeführt worden war und noch nicht alle Abschaltvorgänge beendet waren.

Das KKM hat folgende Massnahmen umgesetzt:

- Zur Sicherstellung der Mindestspannung im Zwischenkreis, auch während des Betriebs mit 6 Lüftern oder bei einem Spannungseinbruch der 400-V-Versorgung, wurden die Anzapfungen der beiden Ladetransformatoren angepasst.
- Der Zwischenkreis wird neu auf etwa 5 500 V geladen.
- Da der Leistungstransformator auch bei einer Mindestspannung von 4 650 V zulässt, dass der Frequenzumrichter den 6-kV-Schalter zuschaltet, wurden dieser Grenzwert und dessen Hysterese geändert.
- Zusätzlich wird das Unterschreiten der Mindestspannung sofort alarmiert.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie INES 0 nach Richtlinie ENSI-B03 bewertet.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bestätigte die vom KKM vorgenommenen Einstufungen der Transienten in die Kategorie B nach Richtlinie HSK-R-15 und INES 0 nach Richtlinie ENSI-B03. Die Vorkommnisse hatten somit eine geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Die HSK erachtete die vom KKM getroffenen Massnahmen als angemessen.

4.2.2.2 Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung

Angaben des KKM

Im erweiterten Überprüfungszeitraum ereigneten sich 2 Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung.

12. Juni 2008: Turbinenschnellschluss (TSS) der Turbogruppe A durch Störung am Elektro-Hydraulischen Wandler (EHW) 032A9101A

Der TSS erfolgte aufgrund einer Störung am EHW der Turbinendrehzahl- und Leistungsregelung. Der EHW für die Drehzahlregelung ist nur während dem Hochfahren der Turbogruppe, beim Lastabwurf und im Inselbetrieb in Funktion. Der TSS wurde durch den Turboturn (Drehzahlregler) mit dem Kriterium „EHW Stellungsdifferenz max.“ ausgelöst.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie U nach HSK-R-15 bewertet.

1. Juli 2009: TSS Turbogruppe B durch Vakuum 0,38 bar nach Ausfall der Hauptkühlwasserpumpe B

Ein Ausfall der Hauptkühlwasserpumpe B mit verzögertem Einschalten der Reservepumpe C führte zum Anstieg des Kondensatordrucks über >0.38 bar, was einen Turbinenschnellschluss der TG B durch den Vakuumwächter auslöste.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie INES 0 nach ENSI-B03 bewertet.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bestätigte die vom KKM vorgenommenen Einstufungen der Transienten in die Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 und INES 0 nach Richtlinie ENSI-B03. Die Vorkommnisse hatten somit eine geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Die HSK erachtete die vom KKM getroffenen Massnahmen als angemessen.

4.2.2.3 Befunde

Angaben des KKM

Im erweiterten Überprüfungszeitraum traten 8 meldepflichtige Befunde auf.

4. Juli 2006: Ungenügender Durchfluss des RCIC B

Am 4. Juli 2006 wurde bei dem gemäss Technischer Spezifikation geforderten monatlichen Testlauf des RCIC B (Checkliste WP 213-3N) festgestellt, dass die geforderte Fördermenge von 50 t/h um 4 t/h nicht erreicht wurde.

Für die Störungssuche wurden durch Fachspezialisten zusätzliche Messinstrumente installiert. Danach wurde ein weiterer Testlauf des RCIC B durchgeführt. Die Störungssuche ergab eine defekte Sicherungs- und Analogverteilbaugruppe AV52 im Durchflussregler 213DF017B. Nach dem Ersatz der defekten Elektronikkarte wurde der Testlauf WP 213-3N wiederholt, die geforderte Durchflussmenge von 50 t/h bei 71.4 bar wurde erreicht.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie B nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

29. August 2006: Ultraschallanzeigen an der nicht druckführenden Kernsprühleitung im Reaktordruckbehälter während der Jahresrevision 2006

Basierend auf dem Wiederholungsprüfprogramm 02 RDB-INT wurden während der Jahresrevision 2006 an den nicht druckführenden Kernsprühleitungen im Reaktordruckbehälter 46 Schweißnähte mit einem qualifizierten Ultraschallprüfsystem geprüft. Dabei wurden vier registrierpflichtige Anzeigen detektiert und bruchmechanisch bewertet.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

23. Januar 2007: Störung beim Ausfahren des Steuerstabes 10-07

Beim Ausfahren der Checkliste WP03-6 „Bewegen der ganz ausgefahrenen Steuerstäbe“ (Wiederkehrende Prüfung gemäss TS 4.1 C 1.1 und 4.1 F b) wurde der Steuerstab 10-07 von Position 48 auf Position 46 eingefahren. Nachdem der Operateur einen Ausfahrbefehl gegeben hatte, stellte sich kein Fahrwasserdurchfluss ein und der Stab konnte nicht ausgefahren werden. Auch nach dem An- und Abwählen des Stabes konnte dieser nicht bewegt werden. Die fehlerhafte Magnetspule wurde ersetzt.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

28. August 2007: Befund der Spannungsanalyse an den Thermosleeves zu CS-Stützen

Nach Beendigung der Revisionsarbeiten erfolgte das Wiedereinsetzen des Dampfabscheiders in den Reaktordruckbehälter. Dabei fand versehentlich ein Aufsetzen des Wasserabscheiders auf die T-Boxen statt. Dieses Aufsetzen hatte zur Folge, dass die Thermosleeves des Kernsprühsystems durch eine statische Last belastet wurden (Eigengewicht des Wasserabscheiders).

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

2. September 2007: Double-Notching am Steuerstab 26-23

Am 2. September 2007 wurde der Reaktor nach der Jahresrevision wieder angefahren. Kurz nach dem Erreichen der Kritikalität, in der Aufheizphase, gemäss Fahrfolge A2, Schritt 4, trat beim Steuerstab 26-23 ein Double-Notching auf. Bei einem Double-Notching fährt ein Steuerstab beim schrittweisen Fahren fehlerhaft um zwei Schritte auf einmal.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

6. September 2008: Double-Notching am Steuerstab 34-19

Beim Anfahren der Anlage nach der Jahresrevision trat am 6. September 2008 während der Leistungserhöhung durch Ausfahren von Steuerstäben gemäss Fahrfolge A2, im Schritt 19C und Schritt 19D, beim Steuerstab 34-19 je ein Double-Notching auf. Im Schritt 19E ist der Steuerstab 34-19 auf Position 48, das heisst ganz ausgefahren.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

2. September 2009: Bewertungspflichtige Anzeige Nr. 3 an RDB-Rundnaht V6

In der Jahresrevision 2009 wurde erstmals ein neues Ultraschallprüfsystem eingesetzt. Die Ultraschallanzeige wurde im Rahmen einer Wiederholungsprüfung festgestellt und bewertet. Die Bewertung der Anzeige Nr. 3 ergab, dass das Meldekriterium gemäss Richtlinie ENSI-B03 erfüllt war.

1. Dezember 2009: Ausfall der ALPS-Pumpe B während der monatlichen Wiederholungsprüfung

Am 1. Dezember 2009 wurde gemäss WKAU um 03:04 Uhr der Testlauf ALPS B, System 214 (SK2/1E), ausgeführt. Beim Start des Systems trat eine Störung bei der Testarmatur 214V 87B auf, die vom Operateur rückgestellt werden konnte. Zur Überprüfung wurde das System ausgeschaltet, um einen zweiten Start durchzuführen. Der zweite Start verlief ordnungsgemäss, jedoch schaltete die ALPS-Pumpe nach etwa 8 Sekunden ab. Nach einer Überprüfung des Einschubes zur Pumpe 214A 01 IB wurde das System nach etwa 12 Minuten erneut gestartet und der Test gemäss Checkliste WP 214-3N ordnungsgemäss durchgeführt und als erfüllt abgeschlossen.

Das Ereignis wurde als Vorkommnis der Kategorie INES 0 nach Richtlinie ENSI-B03 bewertet.

Beurteilung des ENSI für den Zeitraum 1. September 2005 bis 31. Dezember 2009

Die seitens KKM eingereichten Berichte zu den verschiedenen Befunden wurden durch das ENSI geprüft. Die vom KKM vorgenommenen Einstufungen der Befunde in die Kategorie U nach Richtlinie HSK-R-15 und INES 0 nach Richtlinie ENSI-B03 konnten, mit Ausnahme des Befundes vom 4. Juli 2006 „Ungenügender Durchfluss des RCIC B“, vom ENSI bestätigt werden. Der Befund wurde von der HSK, abweichend von der ursprünglichen Bewertung, als Vorkommnis der Kategorie B bewertet. Ein vom KKM gemeldeter Befund vom 10. September 2009 wurde vom ENSI als nicht meldepflichtig gemäss Richtlinie ENSI B03 angesehen.

4.2.3 Auswerteergebnisse externer Vorkommnisse

4.2.3.1 Vorkommnisse im Zeitraum 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Die Beurteilung des Zeitraums 2000 bis 2005 ist im Rahmen der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 erfolgt. Im Folgenden wird der entsprechende Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 kursiv zitiert.

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz auch für den Beurteilungszeitraum bis 2005 gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat im Bewertungszeitraum bis 2005 28 für die eigene Anlage relevante Vorkommnisse aus in- und ausländischen Anlagen analysiert und Massnahmen abgeleitet. Neben der Sensibilisierung durch Schulung (auch am Simulator) wurden auch Anlagenänderungen und Abklärungen ausgelöst. Als ein Beispiel sei hier die Ausdehnung des Wandstärkenmessprogramms für hochenergetische Leitungen auf Bereiche im Maschinenhaus erwähnt. Dies erfolgte, da im KKW Mihama (Japan) zwischen Kondensator und Dampferzeuger eine Leitung aufgrund Erosionskorrosion nach einer Messblende brach. Als ein weiteres Beispiel sind die Untersuchungen zu potenziellen Wasserstoffansammlungen zu nennen. Aufgrund einer im Leistungsbetrieb im KKW Brunsbüttel (Deutschland) aufgetretenen Wasserstoffverpuffung, die zu einer Beschädigung der Deckelsprühleitung führte, wurden umfangreiche Untersuchungen vorgenommen. Daraus resultierten Anlageänderungen, Kontrollen, Anpassungen von Betriebsvorschriften und Verfahrensanweisungen sowie Schulung des Personals. Zur Optimierung der Bewertung von Vorkommnissen in anderen Anlagen wurden die Regelungen des KKM-Managementsystems (WEI-B-024 Erfassen und Auswerten von Vorkommnissen in anderen Anlagen) angepasst.

HSK-Beurteilung des Zeitraums 1. Januar 2000 bis 31. August 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist für den Beurteilungszeitraum bis 2005 weiterhin gültig.

4.2.3.2 Vorkommnisse im Zeitraum 1. September 2005 bis 31. Dezember 2009

Angaben des KKM

Im erweiterten Überprüfungszeitraum hat das KKM 67 relevante Vorkommnisse aus in- und ausländischen Anlagen analysiert und Massnahmen abgeleitet. In den Leichtwasserreaktoren weltweit traten keine Ereignisse auf, die grössere Nachrüstungen oder Änderungen im KKM erforderten. Erwähnenswert sind folgende Massnahmen, die aufgrund der analysierten Ereignisse getroffen wurden:

- präventiver Ersatz aller Sperrdampfleitungen
- Motor-Generator-Gruppen-Ersatz
- Kranausrüstung mit Überlastsicherung
- Vermeidung von Kontakt von austenitischen Rohren mit chloridhaltigen Materialien (wie Folien, Klebebänder oder Filzstifte)

Relevante Ereignisse werden dem Anlagenpersonal zur Kenntnis gebracht oder in die Schulung am Simulator einbezogen. Das Betriebspersonal wird in der Regel während der Spätschicht über jedes ausgewertete Ereignis informiert. Weiter sind die Berichte im Dokumenten-Management-System abgelegt, so dass alle Mitarbeitenden Zugriff zu dieser Information haben.

Seit der Inkraftsetzung der „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ wurde die Auswertung von Ereignissen in in- und ausländischen Kernkraftwerken, die nach der internationalen Störfall-Bewertungsskala INES der Stufe 2 oder höher zugeordnet wurden, weiter systematisiert. Um die Übersicht über die weltweit gemeldeten Ereignisse zu optimieren, werden im KKM seit Anfang 2009 auch sämtliche IAEA-Meldungen (IRS-Berichte) gesichtet und bei Relevanz den zuständigen Fachressorts zur Auswertung übergeben.

Beurteilung des ENSI für den erweiterten Überprüfungszeitraum Ende 2005 bis Ende 2009

Die Durchführung von Analysen und die Ableitung von Massnahmen aus externen Ereignissen entsprechen den Vorgaben des KEG, der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

4.2.3.3 Zusammenfassung für den gesamten Überprüfungszeitraum

Angaben des KKM

In die Analyse externer Vorkommnisse und den Entscheid über Massnahmen fliessen im KKM die eigene Betriebserfahrung sowie die Bewertung der Sachverhalte im Zusammenhang mit den anlagenspezifischen Systemmerkmalen ein. Das KKM hat im erweiterten Berichtszeitraum die systematische Erfassung und Bewertung von Vorkommnissen in anderen Kernanlagen weiter intensiviert und die internen Weisungen zur Auswertung von Vorkommnissen überarbeitet. Die Ergebnisse werden dem internen Sicherheitsausschuss (ISA) zur Bewertung vorgelegt. Dieser Ausschuss entscheidet fachgebietsübergreifend über die Notwendigkeit von Korrekturmassnahmen und kontrolliert deren Umsetzung.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 22 Abs. 2 Bst. h KEG

Art. 36 Abs. 3 KEV

Kapitel 6.5 der Richtlinie ENSI-G07 (Ausgabe: April 2008)

Beurteilung des ENSI für den gesamten Überprüfungszeitraum

Die externen Erfahrungsmeldungen aus Vorkommnissen in anderen Kernanlagen wurden vom KKM detailliert analysiert. Die Durchführung von Analysen und die Ableitung von Massnahmen aus externen Vorkommnissen entsprechen den Vorgaben des KEG, der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

4.3 Instandhaltung und Alterungsüberwachung

Die Instandhaltung umfasst diejenigen Massnahmen, die dazu dienen,

- den Istzustand von Komponenten festzustellen und zu beurteilen (Inspektionen, wiederkehrende Prüfungen),
- den Sollzustand zu bewahren (Wartung) und
- den Sollzustand wiederherzustellen (Instandsetzung: Reparatur und Ersatz).

Bei der Instandhaltung verbleibt die Kernanlage im ursprünglichen Auslegungszustand oder wird, bei Abweichungen, wieder darauf zurückgeführt. Die Aufsicht im Bereich der Instandhaltung umfasst die Prüfung der Programme, der Dokumentation und der Berichterstattung. Zusätzlich kann das ENSI Sachverständige einer akkreditierten Inspektionsstelle zur Überwachung der Instandhaltungsarbeiten beauftragen.

Ergänzend zum Instandhaltungsprogramm führen alle schweizerischen Kernkraftwerke eine systematische Überwachung der Alterungsvorgänge durch. Damit wird sichergestellt, dass die bekannten Alterungsmechanismen bei allen sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen in den entsprechenden Instandhaltungs- und Qualitätssicherungsprogrammen berücksichtigt und bei festgestellten Abweichungen geeignete Massnahmen ergriffen werden. Die Alterungsüberwachung ist im Rahmen eines Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) durch den Betreiber der Kernanlage regelmässig zu überprüfen und gegebenenfalls hinsichtlich der getroffenen Massnahmen zu ergänzen.

Beschreibungen und Bewertungen zur Instandhaltung und zum Alterungsüberwachungsprogramm des KKM sind im KKM-Bericht zum Stand des AÜP enthalten, mit einer Auflistung der Steckbriefe zur Alterungsüberwachung.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 32 und 35 KEV

Art. 4 VBRK

SVTI-Festlegung NE-14⁵⁸

Richtlinien HSK-R-18⁵⁹ und HSK-R-23⁶⁰, HSK-R-51⁶⁵, ENSI-B01⁶¹

4.3.1 Maschinentechnik

Angaben des KKM

Instandhaltung

Im Rahmen der Zertifizierungen für das Qualitätsmanagement wurde der Prozess mechanische Instandhaltung in einer neuen Prozessbeschreibung festgelegt sowie die früheren Teilprozesse vollständig überarbeitet und in diversen Verfahrens- und Arbeitsanweisungen neu geregelt. In die Planung der Revisions- und Instandhaltungsplanung fliessen zusätzlich zu den gesetzlichen Verordnungen, ENSI-Richtlinien und Vorschriften, eigene und externe Erfahrungen, Herstellerempfehlungen sowie Erkenntnisse aus der Alterungsüberwachung ein.

Im Überwachungszeitraum der PSÜ wurden vom KKM insbesondere folgende Instandhaltungen im SK1-Bereich bewertet:

- temporäre Reparatur des N9-Stützens mittels qualifizierter Overlay-Schweissung
- Ersatz der Gleitringdichtungen der Reaktorwälpumpen durch solche eines neuen Typs mit verbessertem Betriebsverhalten
- Ersatz des Stahlgusses an den Armatur-Oberteilen der Reaktorwälzschieber durch geschmiedetes austenitisches Material und damit Eliminierung der thermischen Versprödung

Die Wiederholungsprüfungen an klassierten Komponenten wurden anfänglich von den Prüfungsverantwortlichen innerhalb des Ressorts NT betreut. Aufgrund der steigenden Anforderungen bezüglich Planung, Durchführung, Protokollierung und Dokumentierung der zerstörungsfreien Prüfungen wurde dazu eine separate Fachstelle innerhalb der Abteilung Maschinentechnik gebildet. Aufgrund neuer Anforderungen bezüglich Qualifizierung von Prüfsystemen gemäss Richtlinie ENSI-B07⁶² wurde die Fachstelle zu einem selbständigen Ressort „zerstörungsfreie Prüfungen“ innerhalb der Abteilung Maschinentechnik ausgebaut.

Das Ressort „zerstörungsfreie Prüfungen“ ist verantwortlich für die Führung der Prüfdokumentation, für die Ausbildung, die Qualifikation, das Training und den Einsatz des KKM-Prüfpersonals sowie für die Qualifizierung der eingesetzten Prüfsysteme.

Das Wiederholungsprüfprogramm ist das zentrale Prüfdokument, welches als Grundlage für die Planung, Durchführung und Protokollierung der Prüfungen dient und somit die Einhaltung der Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 gewährleistet.

Die Kategorisierung der Systeme und Komponenten der Sicherheitsklasse 2 wurde im Rahmen der PSÜ-2000-Pendenz P03 überprüft und führte zu keinen Änderungen in der Einteilung.

Das KKM gibt an, dass die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14 bezüglich der Prüfintervalle bis auf einige von der Behörde akzeptierte Fälle eingehalten seien. Ausserdem gebe es bei instandhaltungsbedingten Demontagen auch Prüfintervalle, die kürzer als die Prüfintervalle gemäss SVTI-Festlegung NE-14 ausfallen.

Das KKM gibt an, dass für einige Prüfgegenstände der Prüfumfang gemäss SVTI-Festlegung NE-14 übertroffen wird. Beispiele dafür sind die volumetrischen Prüfungen an den austenitischen Rohrleitungsschweissnähten oder die Schweissnähte des Kernmantels. Weiterhin wurden aufgrund externer Vorkommnisse visuelle Prüfungen an Steuerstäben und am Dampftrockner durchgeführt. Die Prüfungen erbrachten den Nachweis für den guten Zustand dieser Komponenten. Die im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms durchgeführten Wanddickenmessungen am Containment und an diversen Rohrleitungssystemen ergaben keine Beanstandungen.

Das KKM gibt an, dass der in der SVTI-Festlegung NE-14 vorgegebene Prüfumfang im Wesentlichen erfüllt wurde. Im Überprüfungszeitraum konnten einige Prüfeinschränkungen überwunden werden. So konnte die unterste Rundnaht V1 am zylindrischen Teil des RDB 2009 das erste Mal mittels Ultraschall geprüft werden. Weiterhin konnten auch die Stutzeneinschweissnähte und die Safe-End-Schweissnähte der Umwälzdruckstutzen erfolgreich mechanisiert geprüft werden.

Dagegen sind die Bodenkalottennähte des RDB aufgrund der schlechten Zugänglichkeit bis anhin noch nicht durch volumetrische Wiederholungsprüfungen geprüft worden. Anstelle der geforderten volumetrischen Prüfungen wurden von der Innenseite visuelle Prüfungen mit Hilfe eines U-Boots durchgeführt.

Das KKM erwähnt für den Überprüfungszeitraum folgende relevanten Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen:

- Am Reaktorumwälzsystem konnten im Überprüfungszeitraum keine unzulässigen Prüfbefunde festgestellt werden.
- 2003 wurde bei einer Begehung des N9-Stutzens im Bereich des Safe Ends ein Schaden gefunden, der 2003 temporär und 2004 durch eine CRD-Systemmodifikation durch Verschliessen permanent saniert wurde.
- 2003 wurde am N9-Stutzen ein Riss in der Frontplatte der Wärmeschutzhülse konstatiert. Er wurde im Rahmen der Reparatur am N9-Stutzen im Jahr 2004 entfernt.
- Aufgrund von Anzeigen an der Sensing-Line der Jetpumpen Nr. 7 und 10 wurden sie mit speziellen Klammern verstärkt.
- 2006 wurden an den Kernsprühleitungen im RDB bei der Ultraschallprüfung vier bewertungspflichtige Anzeigen detektiert. 2008 wurden die Anzeigen ohne Längenveränderung bestätigt. Bei der

nächsten Prüfung 2010 (ausserhalb des Überprüfungszeitraums) wurden die Anzeigen mit dem neu qualifizierten Prüfsystem als nicht relevante Inhomogenitäten charakterisiert.

- Die am Kernmantel durchgeführten Ultraschall-, Wirbelstrom- und visuellen Prüfungen zeigten ein Risswachstum, das sich gegen Ende des Überprüfungszeitraums nach Einführung der Edelmetalleinspeisung verlangsamte.

Das KKM gibt an, dass die Prüftechnik ständig verbessert und erneuert wird. Das gilt für die Verbesserung der Prüfaussage, die Erweiterung des Prüfumfangs und auch die Reduktion der Dosisbelastung des Personals. Praktische Beispiele für diese Verbesserungen sind der PIONEER-Manipulator mit der GERIS-Prüfelektronik für die RDB-Prüfung, der spezielle Prüfmanipulator für die Ultraschallprüfung des Kernmantels, Phased-Array-Prüfsystemen für die austenitischen Rohrleitungsverbindungen und die Mischnähte sowie die Anwendung von mechanisierter Wirbelstromprüfung als Ersatz für dosisintensive Farbeindringprüfungen.

Die Prüfverfahren wurden seit 2003 nach der von der HSK versuchsweise in Kraft gesetzten GSKL-Richtlinie GSKL-002 qualifiziert. Seit September 2008 sind die Prüfverfahren entsprechend der Richtlinie ENSI-B07⁶² zu qualifizieren.

Gemäss KKM wurden die in Tabelle 4.3-1 zusammengestellten Prüfsystemqualifizierungen durchgeführt.

Tabelle 4.3-1: Prüfsystemqualifizierungen

Prüfobjekt	Prüfverfahren	Basisdokument
Austenitische Rohrleitungsschweissnähte	UT (mechanisiert)	GSKL-002
Mischverbindungen	UT (mechanisiert)	GSKL-002
Stutzeinschweissnähte N1 bis N7 Stutzeninnenkanten N1 bis N4	UT (mechanisiert)	GSKL-002
RDB-Zylinderschweissnähte V1 bis V6	UT (mechanisiert)	ENSI-B07
Farbeindringprüfung	PT	ENSI-B07
Ultraschallprüfung von ferritischen Rohrleitungsschweissnähten	UT (manuell)	ENSI-B07
RDB-Bolzen	ET (mechanisiert)	ENSI-B07
RDB-Sacklochgewinde	ET (mechanisiert)	ENSI-B07

Alterungsüberwachung

Das KKM hat eine systematische Alterungsüberwachung für die Maschinenteknik etabliert, die sich an den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 orientiert. Das KKM verweist insbesondere auf die von der GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung der Maschinenteknik“ erstellten Dokumente. Dazu gehören sowohl der Katalog der Alterungsmechanismen für mechanische Ausrüstungen als auch der Leitfaden zur Erstellung von Steckbriefen. Weiterhin wird vom KKM für den Bereich der Sicherheitsklassen 2 und 3 ein extern erstelltes Bewertungswerkzeug (CCI-Leitfaden) eingesetzt, das die spezifischen Einsatzbedingungen (z. B. Medien, Werkstoffe, Druck, Temperatur) beim KKM bei der Beurteilung der Alterungsmechanismen berücksichtigt. Für die Alterungsüberwachung verweist das KKM auch auf Fachpublikation der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC.

Das KKM hat alle Steckbriefe vollständig und umfassend gemäss den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 erstellt. Das KKM verweist darauf, dass die jährliche Neubewertung der AÜP-Steckbriefe in Nachführungsblättern erfolgt. Diese Nachführungsblätter gelten bis zur Revision des Steckbriefs als fester Bestandteil des entsprechenden Alterungsüberwachungsprogrammes. KKM-interne Verfahrensanweisungen regeln das grundsätzliche Vorgehen im Rahmen der Alterungsüberwachung.

Mit Stand vom Dezember 2010 hat das KKM die in Tabelle 4.3-2 aufgeführten Steckbriefe zur Maschinenteknik erstellt.

Tabelle 4.3-2: Übersicht Stand der KKM Steckbriefe Maschinentechnik- Dezember 2010

Bericht	Version	Steckbrief	Datum
3 SA-024.188	Rev. 2	Konzept zur Alterungsüberwachung des Reaktordruckbehälters	25.05.2004
NEDC-33152P	Rev. 2	Aging of the KKM Reactor Pressure Vessel Internals: 2009 Update	20.12.2009
3 SA-024.225	Rev. 3	Konzept zur Alterungsüberwachung der Frischdampfleitungen	05.04.2006
3 SA-024.224	Rev. 4	Konzept zur Alterungsüberwachung der Speisewasserleitungen	01.03.2007
3 SA-024.343	Rev. 1	Abschätzung der Ermüdung am T-Stück	16.06.2009
3 SA-024.207	Rev. 3	Konzept zur Alterungsüberwachung der Reaktor-Umwälzschleife	26.03.2004
3 SA-024.313	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Kleinleitungen der Sicherheitsklasse 1	26.04.2005
SIR-07-150	Rev. 2	Aging Evaluation of the Control Rod Drives at Kernkraftwerk Mühleberg and Kernkraftwerk Leibstadt	30.04.2009
3 SA-024.291	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Komponenten des Steuerstabilitätssystem 03 der Sicherheitsklassen 2 und 3	14.11.2003
3 SA-024.287	Rev. 3	Alterungsüberwachung Komponenten der Systeme STCS, TCS, SLCS und RWCUS der Sicherheitsklassen 2 und 3	28.05.2010
3 SA-024.272	Rev. 3	Alterungsüberwachung Komponenten des RCIC-Systems der Sicherheitsklassen 2 und 3	25.05.2004
3 SA-024.226	Rev. 2	Konzept zur Alterungsüberwachung der Kernsprühleitungen	14.12.1999
3 SA-024.280	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Komponenten des CSS und des ALPS der Sicherheitsklassen 2 und 3	14.11.2003
3 SA-024.327	Rev. 0	Alterungsüberwachung der Komponenten des Nachunfall-Probeentnahmesystems (PASS) und des H ₂ -Rekombinatoren-systems (System 15) der Sicherheitsklassen 1 bis 4	10.02.2006
3 SA-024.201	Rev. 7	Konzept zur Alterungsüberwachung des Containments	26.05.2009
3 SA-024.338	Rev. 0	Alterungsüberwachung der Komponenten des Torusniveaumess-Systems 116, 216 (016) der Sicherheitsklassen 2 bis 4	20.03.2006
3 SA-024.292	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 2 und 3 Komponenten des BEB-Kühl- und Reinigungskreislaufs	14.11.2003
3 SA-024.315	Rev. 3	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 3 und 4 Komponenten des Hilfskühlwassersystems 049	29.05.2007
3 SA-024.316	Rev. 3	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 3 Komponenten des CWS-Kühlwassersystems 149/249	15.10.2003
3 SA-024.290	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 2 und 3 Komponenten des Zwischenkühlwassersystems 50 im Reaktorgebäude	14.11.2003
3 SA-024.317	Rev. 2	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 3 Komponenten des SU-SAN-Zwischenkühlwassersystems 150/250	21.03.2005
3 SA-024.324	Rev. 0	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 2 und 3 Komponenten des Abgassystems und der Aktivkohleanlage 51/70	06.12.2004
3 SA-024.325	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Komponenten des SUSAN-Lüftungssystems 171/271	26.10.2007
3 SA-024.289	Rev. 2	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 2 und 3 Komponenten des Notabluftsystems 73 und der Lüftungsanlage RG System 71	02.03.2006
GSKL060906/Teil1 AM	Rev. 0	Steckbrief zur Alterungsüberwachung, Komponente Notstromdieselanlagen – Teil 1: Alterungsmechanismen	26.06.2006
GSKL060906/Teil2 DM	Rev. 0	Steckbrief zur Alterungsüberwachung, Komponente Notstromdieselanlagen – Teil 2: Mögliche Diagnosemethoden	26.06.2006
AÜP-PQ-001	Rev. 0	Steckbrief Notstromdieselanlagen – Teil 3: Werkspezifische Überprüfung, KKM Notstromdieselanlagen 090	06.02.2008

AÜP-PQ-002	Rev. 0	Steckbrief Notstromdieselanlagen – Teil 3: Werkspezifische Überprüfung, KKM Notstromdieselanlagen 190/290	06.02.2008
3 SA-024.330	Rev. 0	Alterungsüberwachung der Komponenten des Steuerluft Systems 96	26.04.2005
3 SA-024.328	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 2 und 4 Komponenten des Containmentdruckabbausystems 316	02.02.2006
3 SA-024.329	Rev. 1	Alterungsüberwachung der Sicherheitsklasse 2 und 4 Komponenten des Drywell-Sprüh- und Flutsystems 326	21.06.2013

Das KKM hat nach eigenen Angaben seit der Inkraftsetzung der Richtlinie HSK-R-51 im Jahr 2004 die bestehenden Steckbriefe und Berichte auf Konformität überprüft und, sofern erforderlich, aktualisiert.

Vorkommnisse an klassierten Ausrüstungen welche auf Alterungsschäden zurückzuführen waren, betrafen insbesondere:

- Spannungsrisskorrosion an der Umwälzschleife: Die Umwälzschleife wurde 1985 ersetzt, dabei wurde der ursprüngliche Stahl durch den Stahl 316LN ersetzt.
- Spannungsrisskorrosion am Kernmantel
- Leckage infolge thermomechanischer Ermüdung am N9-Stützen des RDB

Wesentliche Massnahmen im Rahmen des AÜP waren:

- Einbau eines vierten Bestrahlungsprobensatzes in den RDB
- weiterführende Massnahmen gegen Spannungsrisskorrosion der Reaktoreinbauten durch Edelmetalleinspeisung (OLNC)
- Austausch der Armaturoberteile der Umwälzschieber
- präventive Stabilisierung der Messleitung der Jetpumpen Nr. 7 und 10
- Austausch der Torusringleitung
- Ersatz der Tauchrohre im Torus
- Zustandsuntersuchungen der Containmentschale von aussen und innen
- Sanierung der Zwischenkühlwasserleitungen im Drywell
- Sanierung der Leitungen des Brennelementbecken-Kühlsystems
- Sanierung von Abgasleitungen

Das KKM hat die noch nicht abgeschlossenen Massnahmen aus dem Alterungsüberwachungsprogramm dokumentiert und bewertet. Dazu führt das KKM insbesondere folgende Massnahmen auf:

- Transientenbuchhaltung und Überwachung ermüdungsrelevanter Komponenten
- Überwachung von Containment und Drywell
- Versprödungsüberwachung des Reaktordruckbehälters
- Analyse der Alterungsmechanismen der RDB-Einbauten und der Kernsprühleitung
- Fortsetzung der Edelmetalleinspeisung (OLNC)

Weiterhin hat das KKM auch die Massnahmen zur Instandhaltung und Alterungsüberwachung in vergleichbaren Anlagen ausgewertet. Dabei wurden Anlagen berücksichtigt, deren Design und Inbetriebsetzungsjahr mit dem KKM vergleichbar sind (BWR-4-Anlagen mit Mark-I-Containment). Das KKM hat die eigenen Massnahmen denen in vergleichbaren Anlagen gegenübergestellt, dabei wurden insbesondere die Anforderungen für den Langzeitbetrieb berücksichtigt. Als Fazit stellt das KKM fest, dass trotz unterschiedlicher regulatori-

scher Vorgaben in den vergleichbaren Anlagen (z. B. License-Renewal-Verfahren in den USA) keine wesentlichen Lücken im Massnahmenpaket des KKM identifiziert wurden.

Im Detail wurden folgende Themen analysiert:

- Sanierung und Überwachung des Kernmantels
- Überwachungsprogramm für Wärmetauscher
- Überwachungsprogramm für RDB-Einbauten
- Überwachungsprogramm für Rohrleitungen und Tanks
- Ermüdungs- und Transientenbuchhaltung
- Versprödungsüberwachung

Auf Basis der oben genannten AÜP-Untersuchungen identifizierte das KKM keine gravierenden Lücken in der Zustandsüberwachung der zugehörigen Systeme und Komponenten. Punktuell definierte das KKM ergänzende Massnahmen.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien HSK-R-51⁶⁵, ENSI-B01⁶¹ und ENSI-B07⁶²

IAEA Safety Standard NS-G-2.12⁶³

Beurteilung des ENSI

Instandhaltung

Das im KKM umgesetzte Konzept der vorbeugenden Instandhaltung spiegelt sich in einer hohen Verfügbarkeit der Anlage wider. Die Instandhaltungsprogramme entsprechen den Anforderungen des Regelwerks sowie dem Stand von Wissenschaft und Technik. Das ENSI bewertet die Umsetzung der behördlichen Anforderungen im Prozess der mechanischen Instandhaltung als umfassend.

Für die Abwicklung von Instandhaltungsmassnahmen sind die mechanischen Komponentenlisten eine wichtige Voraussetzung. Aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 resultierte die Pendezenz, dass das KKM eine Neuausgabe der mechanischen Komponentenliste für die sicherheitsrelevanten Systeme bis April 2003 zu erstellen hat. Mitte 2003 hat das KKM die aktualisierten Komponentenlisten bei der HSK eingereicht. Die HSK hat diese Komponentenlisten überprüft und die Pendezenz geschlossen.

Das KKM hat auf die gestiegenen Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen und an die Qualifizierungen nicht nur mit technischen Mitteln reagiert, sondern hat auch die Organisation aufgewertet und erweitert. Das KKM hat die Wiederholungsprüfprogramme auf den jeweils aktuellen Revisionsstand der SVTI-Festlegung NE-14 gebracht und an direkte Forderungen der Behörde angepasst.

Das ENSI hat Verbesserungsbedarf festgestellt hinsichtlich der Prüfungen, die gemäss gültigem Wiederholungsprüfprogramm bei instandhaltungsbedingten Demontagen von Komponenten erforderlich sind.

Forderung 4.3-1

Das KKM hat aufzuzeigen, wie es in Zukunft die Durchführung von Wiederholungsprüfungen bei instandhaltungsbedingten Demontagen von Komponenten sicherstellt. Die Vorgehensweise ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 schriftlich darzustellen.

Die Funktionsprüfungen an Sicherheitsventilen wurden systematisch gemäss Wiederholungsprüfprogramm durchgeführt. Bei den as-found-Prüfungen ergaben sich teilweise wiederkehrende Abweichungen vom Sollzustand, z. B. deutliche Undichtigkeiten bei den Sicherheitsventilen mehrerer Systeme oder auch Verkleben oder mechanische Schäden.

Forderung 4.3-2

Das KKM wird aufgefordert, eine Beurteilung der Zuverlässigkeit der verwendeten sicherheitstechnisch klassierten Sicherheitsventile vorzunehmen und mögliche Verbesserungsmaßnahmen zu identifizieren. Dem ENSI ist bis zum 30. Juni 2014 ein Bericht über die Ergebnisse einzureichen.

Seit 1. Oktober 2008 regelt die Richtlinie ENSI-B07 die Qualifizierungen der zerstörungsfreien Prüfungen. Für die bis anhin von der Behörde akzeptierten Qualifizierungen gemäss der Festlegung GSKL 002 Rev. 0 bestimmte die HSK eine Übergangsfrist von drei Jahren, in der die Prüfsysteme mit abgeschlossener Qualifizierung noch angewendet werden konnten.

Inzwischen werden vom KKM die überwachungspflichtigen Wiederholungsprüfungen im Wesentlichen mit qualifizierten Prüfverfahren gemäss Anforderungen der Richtlinie ENSI-B07 durchgeführt. Zu den vom KKM angeführten qualifizierten Prüfsystemen sind zusätzlich noch die mechanisierte Ultraschallprüfung der RDB-Kernsprühleitungen und die mechanisierte Wirbelstromprüfung der austenitischen Rohrleitungsschweissnähten und der Mischverbindungen zu ergänzen.

Alterungsüberwachung

In den letzten 40 Jahren wurden in zahlreichen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben Modelle zur zeitlichen Vorhersage der Alterungsmechanismen in Siedewasserreaktoranlagen untersucht. Die Modelle wurden ständig verbessert. Hinzu kommen die langjährigen weltweiten Betriebserfahrungen, die dazu führten, dass die technischen Schwachstellen beseitigt werden konnten. Als wesentliche, die Lebensdauer bestimmenden Alterungsmechanismen gelten vor allem die Materialversprödung des Reaktordruckbehälters im Kernbereich und die unterschiedlichen Arten von Spannungs- und Schwingrisskorrosion in Behältern und Rohrleitungen. Betroffen sind hier insbesondere Kerneinbauten aus austenitischen Stählen (z. B. Kernmantel und Kernsprühleitungen) sowie Schweissnähte mit Nickelbasislegierungen. Zudem sind die thermo-mechanische Ermüdung durch Strömungsvermischung und Temperaturschichtungen und einige Korrosionsphänomene am Primärcontainment zu beachten.

Gemäss KEV sind im Rahmen der Alterungsüberwachung die Auswirkungen der Alterungsmechanismen auf die Sicherheit des Anlagenbetriebs zu bewerten und zu überwachen. Dazu ist basierend auf dem aktuellen Kenntnissstand (Stand von Wissenschaft und Technik sowie externe Erfahrungsauswertung) die Übertragbarkeit neuer Erkenntnisse zur Werkstoffalterung auf die eigene Anlage zu überprüfen. Können, basierend auf diesem Kenntnissstand, bestimmte Alterungsmechanismen nicht ausgeschlossen werden, sind diese als AÜP-relevant einzustufen und das Instandhaltungsprogramm ist entsprechend zu überprüfen. Werden dabei Lücken festgestellt, sind ergänzende Massnahmen zu definieren. Diese können zu Revisionen des Instandhaltungsprogramms, zu Abklärungsaufträgen mit Bezug zu werkstofftechnischen Fragestellungen oder Inspektionstechniken führen.

Die Richtlinie ENSI-B01 als Nachfolgerin der Richtlinie HSK-R-51 regelt seit August 2011 die Anforderungen an die Alterungsüberwachung. In der Richtlinie ENSI-B01 werden die Anforderungen an die Alterungsüberwachung präzisiert und eine Harmonisierung mit anderen ENSI-Richtlinien zur Instandhaltung und Überwachung umgesetzt.

Das ENSI beurteilt die im KKM aufgebaute Systematik der Alterungsüberwachung im Fachbereich Maschinentechnik positiv. Die erstellten Steckbriefe und Konzepte werden vom ENSI als geeignete Basis für die zukünftige Alterungsüberwachung angesehen. Die Steckbriefe entsprechen weitgehend den Anforderungen der bis August 2011 geltenden Richtlinie HSK-R-51.

Die vom ENSI vorgenommene Überprüfung der Umsetzung des Alterungsmanagements hat Verbesserungsbedarf bei der Aktualisierung der Dokumentation aufgrund neuer Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik aufgezeigt. Die neuen Erkenntnisse wurden bisher nur pauschal ausgewertet und werden teilweise nur mit Verzögerung in der Rahmendokumentation berücksichtigt. Ein wichtiges Beispiel sind aktuelle Erkenntnisse zum ungünstigen Einfluss der Kaltverformung auf die Spannungsrisskorrosionsempfindlichkeit ausgewählter Stähle. So verweist das KKM in seiner

Dokumentation zwar auf den Revisionsstand des Katalogs der Alterungsmechanismen für die Maschinentechnik (KATAM) der GSKL aus dem Jahr 2008. Der grösste Teil der bisher eingereichten Steckbriefe sowie auch die werkspezifische Leitfäden beruhen aber noch auf dem KATAM aus dem Jahr 1995. Damit wird nicht in allen Steckbriefen der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik berücksichtigt.

Inzwischen ist der KATAM überarbeitet worden und liegt in der Revision 2011 vor. Auf der Grundlage des aktuellen KATAM und weiterer aktueller Erkenntnisse sind alle Steckbriefe auf Vollständigkeit hinsichtlich der zu berücksichtigenden Alterungsmechanismen zu überprüfen. Dabei ist insbesondere die 2011 in Kraft getretene neue ENSI-Richtlinie zur Alterungsüberwachung ENSI-B01 zu beachten. Mit der Richtlinie ENSI-B01 wird die Verpflichtung zur systematischen Überprüfung und Anpassung der Alterungsmanagementdokumentation im Regelwerk festgeschrieben. Dabei sind insbesondere auch die Anforderungen des IAEA Safety Standard NS-G-2.12⁶³ zu berücksichtigen.

Das ENSI hält eine grundsätzliche Analyse der Alterungsmechanismen an den im KKM eingesetzten Beschichtungen an klassierten Komponenten für notwendig. Damit können die notwendigen Inspektionsintervalle festgelegt und die Lebensdauer der Beschichtung unter den unterschiedlichen Einsatzbedingungen im KKM beurteilt werden. Bei der Bewertung der Inspektionsbefunde sind Bereiche, die aus geometrischen Gründen nur eingeschränkt prüfbar sind, zu berücksichtigen.

Damit ergeben sich folgende Forderungen:

Forderung 4.3-3

Das KKM hat bis zum 31. August 2016 alle Steckbriefe gemäss Richtlinie ENSI-B01 zu aktualisieren und dem ENSI einzureichen. Dem ENSI ist bis zum 31. März 2014 eine Umsetzungsplanung einzureichen, der eine Priorisierung nach Sicherheitsklassen zugrunde liegt.

Forderung 4.3-4

Das KKM hat die Alterungsmechanismen für die an klassierten Komponenten eingesetzten Beschichtungen in den Steckbriefen zu dokumentieren. Zudem ist eine Spezifikation für die Beurteilung des Zustandes von Beschichtungen zu erstellen, die auch bei Wasservorlagen anwendbar ist. Die Spezifikation ist bis zum 31. Oktober 2014 dem ENSI einzureichen.

Die im KKM durchgeführte Transientenbuchhaltung und Ermüdungsüberwachung entspricht grundsätzlich den Anforderungen des Regelwerkes. Es werden nach Wertung des ENSI alle ermüdungsrelevanten Stellen im KKM überwacht. Bisher wurden überwiegend niederfrequente Beanspruchungen aus Temperaturtransienten erfasst und ausgewertet. Ermüdung kann jedoch auch durch hochzyklische Beanspruchungen auftreten, z. B. durch turbulente Mischströmungen oder Vibrationen, welche messtechnisch weniger gut erfassbar sind. Im KKM werden seit 2008 auch temperaturinduzierte hochzyklische Belastungen mittels einer speziellen Instrumentierung aufgezeichnet und bei Bedarf ausgewertet.

Das ENSI kommt bei seiner Beurteilung zum Ergebnis, dass die Sicherheit der ermüdungsrelevanten Komponenten im KKM während des Überprüfungszeitraums jederzeit gewährleistet war. Forderungen aus der PSÜ 2000 wurden vom KKM vollständig umgesetzt. Eine periodische Berichterstattung wurde etabliert.

Mit Inkrafttreten der Richtlinie ENSI-B01 gelten jedoch inzwischen erhöhte Anforderungen an die Ermüdungsüberwachung. Die Berichterstattung hat nun jährlich zu erfolgen. Dies wurde vom KKM bereits umgesetzt. Des Weiteren fordert die Richtlinie ENSI-B01 unter bestimmten Bedingungen die Berücksichtigung von Einflüssen des Umgebungsmediums auf die Ermüdung. Eine systematische Überprüfung, ob und für welche Komponenten die Berücksichtigung des Medieneinflusses Bedeutung besitzt, ist noch durchzuführen. Das ENSI wird die Untersuchungen und Abklärungen des KKM im Rahmen der laufenden Aufsicht weiter verfolgen.⁶⁴

4.3.2 Bautechnik

Angaben des KKM

Das KKM hat die Ergebnisse bezüglich Instandhaltung und Alterungsüberwachung im Fachgebiet Bautechnik in einem PSÜ-Bericht⁶⁹ dargelegt.

Instandhaltung

Die bautechnische Instandhaltung stützt sich neben den Verfahrensvorschriften und dem Qualitätsmanagement-System im Werk vor allem auf folgende Dokumente ab:

- Bundesgesetze (KEG) und Verordnungen (KEV)
- Richtlinien des ENSI (früher HSK), insbesondere Richtlinie HSK-R-51 beziehungsweise Entwurf der Richtlinie ENSI-B01
- Leitfaden für Bautechnik Steckbriefe GSKL-BAU-001
- SIA-Norm 469, Erhaltung von Bauwerken
- SIA-Tragwerksnormen 260 bis 269
- übrige SIA-Normen

Die Mängel an Bauwerken werden im KKM von den Benutzern anhand von Stör- und Mangelmeldungen erfasst. Die Meldungen werden von der Bautechnik übernommen und weiterbearbeitet. Der Bauwerkszustand wird im Rahmen der AÜP-Inspektionen ausführlich erfasst und dokumentiert. Die Entwicklung der Materialeigenschaften wird durch verschiedene Laborprüfungen und das Verhalten der Bauwerke durch Rissmessungen verfolgt, die in den Inspektionsberichten dokumentiert und in den Steckbriefen beurteilt werden.

Die Intervalle für die wiederkehrenden bautechnischen Prüfungen (Bauwerksinspektionen) sind in der Richtlinie HSK-R-51⁶⁵ (bzw. Entwurf der Richtlinie ENSI-B01) und im Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe der GSKL festgelegt. Sind infolge der Verwendung besonderer Materialien oder Bauverfahren häufigere Prüfungen notwendig, sind diese in den individuellen Inspektionsplänen gebäudespezifisch festgelegt (Kapitel 3.1 in jedem Steckbrief). Die Prüfintervalle für solche speziellen Bauteile sind entweder in den SIA-Normen angegeben (z. B. Ankernorm SIA 190) oder sie wurden im Laufe des Baufreigabeverfahrens mit der Behörde definiert (z. B. Prüfungen der SUSAN-Kühlwasserleitungen).

Zusammenfassend stellt der Betreiber fest, dass die Gebäude des KKM von Anfang an überwacht und instandgehalten wurden. So wurde die Reaktorkuppel aufgrund von Befunden und nach einer Untersuchung der statischen und bauphysikalischen Gegebenheiten bereits vor der Einsetzung des AÜP instand gesetzt und mit einer zusätzlichen Abdichtung versehen.

Die Baustrukturen und vor allem das Hauptmaterial Stahlbeton sind durchwegs in einem guten bis sehr guten Zustand. Die Funktionstüchtigkeit ist bei allen Bauwerken bis zur nächsten planmässigen Inspektion gemäss AÜP gegeben. Die Untersuchungen zeigten jedoch auf, dass bei einigen Bauteilen mit Schäden vor dem Erreichen der geplanten Lebensdauer infolge zu geringer Bewehrungsüberdeckung zu rechnen gewesen wäre. In der Folge wurden grössere präventive Instandhaltungsarbeiten vor allem an den Aussenseiten von Kamin, Reaktorgebäude und SUSAN-Gebäude durchgeführt. Durch das Aufbringen von Oberflächenschutzsystemen konnten die Mängel behoben werden.

Alterungsüberwachung

Die Anforderungen an die einzelnen Bauwerke sind in den Bauakten festgelegt. Die wichtigsten Auslegungsdaten sind in den entsprechenden Steckbriefen und im PSÜ-Bericht „Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Bautechnik“⁶⁶ aufgelistet.

Für die sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke wird ein umfangreiches Alterungsüberwachungsprogramm gemäss Richtlinie HSK-R-51 (bzw. Entwurf der Richtlinie ENSI-B01) betrieben. Das Vorgehen ist in der Verfahrensweisung VA-MM-101 „Alterungsüberwachung MI“ und in der Arbeitsanweisung AA-MM-103 „Alterungsüberwachung Bautechnik“ geregelt. Im GSKL-Fachteam Bautechnik wurde ein Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen erarbeitet. Der Leitfaden liegt inzwischen in der Revision 2 vor und enthält unter anderem einen Katalog der Alterungsmechanismen und Zuordnungskriterien für die Bewertung der Bauteile mittels Zustandsstufen. Die Steckbriefe sind die Hauptdokumente der Alterungsüberwachung. Ab 1994 wurden die Basisinspektionen gemäss Leitfaden durchgeführt und aufgrund der Ergebnisse bis 2003 insgesamt 24 Steckbriefe erstellt und der HSK eingereicht.

Die im Rahmen der PSÜ-Pendenz P05 (Dokumentation der Basisinspektionen) von der HSK geäußerten Fragen und Kommentare wurden eingearbeitet und die revidierten Steckbriefe der HSK erneut zugestellt. Mit Brief vom 15. März 2005⁶⁷ wurde daraufhin die Pendenz P05 abgeschlossen. Die in diesem Brief geäußerten Kommentare zur weiteren Behandlung in der Alterungsüberwachung wurden vom KKM aufgenommen und sind inzwischen in das Alterungsüberwachungs- bzw. Instandsetzungsprogramm eingeflossen. Gemäss den gebäudespezifischen Inspektionsplänen in den Steckbriefen werden laufend Haupt-, Zwischen- und Sonderinspektionen durchgeführt.

Gewisse Unterkomponenten wie Fugen, Anstriche und Flachdächer altern schneller als die Grundbaustanz. Bei festgestellten Alterungserscheinungen werden die betroffenen Bauteile in der Regel erneuert oder ersetzt. Die Instandhaltung dieser Bauteile erfolgt im Rahmen des bautechnischen Unterhalts und ist eine Daueraufgabe der Bautechnik. Entsprechende Baufacharbeiter sind im KKM dauernd präsent. Durch die stetige Erneuerung kann auch bei diesen Bauteilen ein guter Zustand auf lange Sicht gewährleistet werden.

Die erfassten und kartierten Risse in den Innenstrukturen des Reaktorgebäudes konnten als statisch unproblematische Schwindrisse klassiert werden. Die Rissbreiten werden regelmässig gemessen. Sie bleiben, abgesehen von einem sich wiederholenden Jahreszyklus, nahezu konstant.

Das gemäss GSKL-Konzept und HSK-Richtlinie R-51 betriebene Alterungsüberwachungsprogramm hat sich gemäss dem KKM bewährt. Problemstellen wurden erkannt und der Zustand der Bauwerke ist gut bekannt. Mit den Instandhaltungsmassnahmen ist es gelungen, die Mängel zu beheben und den Zustand der Bauwerke über den Funktionsgrenzen zu halten. Bei einer Weiterführung des AÜP im bisherigen Rahmen und dank den durchgeführten präventiven Instandhaltungsarbeiten geht das KKM davon aus, dass alle klassierten Bauwerke die angestrebte Lebensdauer von 80 Jahren erreichen werden und dass die werkstofftechnische Alterung der Bauwerke für das KKM nicht lebensdauerbeschränkend ist.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 35 KEV

Richtlinie HSK-R-48⁶⁸

Richtlinie ENSI-B01⁶¹

Beurteilung des ENSI

Zur Bewertung des materialtechnologischen Zustandes der Bauwerke kann die in der Bautechnik seit 1996 systematisierte Alterungsüberwachung beigezogen werden. Gemäss Richtlinie ENSI-B01 ist für Bauten der Bauwerksklasse I ein systematisches Alterungsüberwachungsprogramm durchzuführen. Das KKM hat zusätzlich die Bauwerke der Klasse II und die nicht klassierten Bauwerke in das Alterungsüberwachungsprogramm mit aufgenommen.

Das ENSI beurteilt das Konzept und die bisherige Instandhaltung und Alterungsüberwachung der Bauwerke in dem betrachteten Zeitraum positiv. Das Vorgehen entspricht dem genehmigten GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe.

Die Steckbriefe der Bautechnik dienen als Instrument der Alterungsüberwachung und als übersichtlicher Einstieg in die umfangreiche Dokumentation. Sie werden beim KKM kontinuierlich nachgeführt und perio-

disch mit einer neuen Revision aktualisiert, z. B. wenn neue Untersuchungsergebnisse vorliegen oder wenn Instandsetzungsmassnahmen ausgeführt worden sind.

Das ENSI hat die vervollständigte und aktualisierte Dokumentation der Bautechnik-Steckbriefe überprüft. Die PSÜ-Pendenz P05 wurde mit Brief vom 15. März 2005⁶⁷ geschlossen. Die in diesem Brief enthaltenen Kommentare des ENSI zur weiteren Bearbeitung wurden inzwischen vom KKM aufgenommen.

Zusammenfassend stellt das ENSI fest, dass sich das vorhandene Alterungsüberwachungsprogramm bewährt hat und eine gute Grundlage zur Sicherstellung des weiteren Betriebs darstellt. Die Baustrukturen und vor allem das Hauptmaterial Stahlbeton sind durchwegs in einem guten bis sehr guten Zustand. Zu beachten ist jedoch, dass eine problemlose Erneuerung eines Bauteils nicht generell möglich ist. Zu Problematik der nicht oder nur erschwert zugänglichen Bauteile hat sich das ENSI in seiner Stellungnahme zum Langzeitbetrieb geäußert.

4.3.3 Elektro- und Leittechnik

Angaben des KKM

Das KKM hat die Ergebnisse bezüglich Instandhaltung und Alterungsüberwachung im Fachgebiet Elektro- und Leittechnik in einem PSÜ-Bericht dargelegt.⁶⁹ Die Vorgaben für die Instandhaltung der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen des KKM sind im Prozess „Elektrische Instandhaltung“ festgehalten.

Instandhaltung

Grundlagen für die Instandhaltung der elektrischen Einrichtungen bilden Stör- und Mangelmeldungen, die Auswertung von Beobachtungen und Aufzeichnungen wie auch die Ergebnisse von wiederkehrenden Prüfungen. Ebenfalls fliessen externe Erfahrungsauswertungen von Lieferanten oder aus anderen Kraftwerken in die Betrachtungen ein. Somit wird die Instandhaltung durch Erfahrungen, durch Trendanalysen und mit Hilfe von Rückmeldungen des Alterungsüberwachungsprogrammes laufend optimiert.

Die im Prozess Elektrische Instandhaltung durchgeführten Arbeiten und Prüfungen stellen sicher, dass das Ziel, das KKM auch in Zukunft sicher, umweltschonend und wirtschaftlich zu betreiben, erreicht werden kann. Die Resultate der Systembewertungen ergeben, dass mit dem Instandhaltungskonzept der elektrischen Instandhaltung ein für ein Kernkraftwerk mit 37 Jahren sehr guter Zustand der elektrischen Komponenten erreicht wird.

Alterungsüberwachung

Von der GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung Elektrotechnik wurde eine anlagenübergreifende generische Struktur eines in der Schweiz anzuwendenden Alterungsüberwachungssystems erarbeitet. Im Rahmen dieser Arbeitsgruppe wurden Komponentengruppen abgegrenzt. Für jede dieser Gruppen bestehen drei Arten von Steckbriefen, in welchen spezifische Alterungsmechanismen (Teil 1), mögliche Diagnosemethoden (Teil 2) und die werkspezifische Umsetzung (Teil 3) beschrieben werden. Bei der werkspezifischen Umsetzung (Steckbriefe Teil 3) handelt es sich um das Resultat eines Soll-Ist-Vergleichs zwischen den Steckbriefen Teil 1 und 2 und den im Werk etablierten Instandhaltungsvorgaben. Die ermittelten Abweichungen (Lücken) werden beurteilt und wo nötig geschlossen. Die identifizierten Massnahmen sind direkt in die Instandhaltung, d. h. in die der Instandhaltung zugrunde liegenden Prüfvorschriften eingeflossen.

Das KKM hat auf Basis des GSKL-Programmes ein Alterungs-Überwachungsprogramm (AÜP) für sicherheitsrelevante Komponenten und Ausrüstungen etabliert. Seit November 2004 wird das AÜP durch die HSK-Richtlinie HSK-R-51 geregelt.

Seit der letzten PSÜ wurden die Teil-3-Steckbriefe gemäss der AÜP-Prioritätenliste ohne Verzug weitergeführt und die neuen Anforderungen aus der Richtlinie HSK-R-51 werden kontinuierlich umgesetzt. Zudem wurden im Überprüfungszeitraum nach Überprüfung der AÜP-Dokumentation (alle 10 Jahre) Teil-3-Steckbriefe überarbeitet.

Das KKM hält bezüglich der werkspezifische Überprüfung der Alterungsüberwachung fest, dass die etablierten Instandhaltungstätigkeiten im Prozess elektrische Instandhaltung bewährt und erfolgreich sind.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Kernenergieverordnung (KEV)

Richtlinie HSK-R-51¹

Beurteilung des ENSI

Instandhaltung

Aufgrund der bewährten Instandhaltungspraxis, die sich in einer geringen Anzahl meldepflichtiger Befunde niederschlägt, gelangt das ENSI zum Ergebnis, dass die hohe Zuverlässigkeit sowie der allgemein gute Zustand der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen im KKM auch für den nächsten Überprüfungszeitraum aufrecht erhalten werden kann.

Alterungsüberwachung

Das ENSI stellt fest, dass das KKM über ein systematisches und umfassendes Alterungsüberwachungsprogramm für den Fachbereich Elektrotechnik verfügt und dieses mit dem Instandhaltungsprozess verknüpft hat.

Die für die Alterungsüberwachung der elektro- und leittechnischen Ausrüstungen im KKM zu erstellenden Steckbriefe sind grösstenteils vorhanden. Für noch ausstehende Steckbriefe ist die Planung mit dem ENSI abgestimmt. Die einzelnen Steckbriefe entsprechen bezüglich Vollständigkeit und Qualität den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Die bei der Erstellung der Steckbriefe identifizierten Lücken in der Instandhaltung wurden behoben, indem die betroffenen Prüfvorschriften überarbeitet oder neu erstellt und in die entsprechenden Wiederholungsprüfprogramme eingearbeitet worden sind.

Das KKM erfüllt die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.

4.4 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente

4.4.1 Reaktorkern

4.4.1.1 Kernausslegung

Angaben des KKM

Der Reaktorkern im Kernkraftwerk Mühleberg besteht aus 240 Brennelementen (BE), wobei ein Teil dieser Brennelemente während der jährlichen Revisionsabstellungen ausgewechselt wird. Betrug der Anteil der neu geladenen BE im Jahr 2000 (Zyklus 27) 40 Stück, so konnte diese Zahl durch die BE-Entwicklung im Jahr 2009 (Zyklus 37) auf 36 reduziert werden. Durch die bessere Brennstoffausnutzung stieg die im Mittel erzeugte Energie pro BE, d. h. der BE-Abbrand, im Überprüfungszeitraum von 48,5 MWd/kgU auf 52,8 MWd/kgU an. Die mittlere BE-Anreicherung von ²³⁵U musste von 3,80 % auf 4,20 % angehoben werden. Die wesentlichen Änderungen der Brennelementstruktur wie z. B. der Übergang von 9-9- auf 10-10-Brennstabgitter im BE oder die Einführung von teillangen Brennstäben haben eine kleinere Belastung der einzelnen Stäbe und daher grössere Abstände zu den Betriebslimiten bewirkt. Die Reduktion der entladenen BE pro Zyklus wirkte sich zudem positiv auf die Menge des hochradioaktiven Abfalls aus. Der Mehraufwand für die höhere Anreicherung konnte mehr als kompensiert werden.

¹ Richtlinie HSK-R-51 Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen, November 2004

Es ist davon auszugehen, dass die bewährten GNF2-BE über den Überprüfungszeitraum hinaus nachgeladen werden, sodass der Kern 2014 vollständig aus diesem BE-Typ gebildet sein wird. In den kommenden Jahren rechnet man mit keinen grundsätzlichen Änderungen beim BE-Einsatz. Die konsequente BE-Beschaffung und Kernauslegung über die Firma GNF zahlte sich in Form einer hohen Zuverlässigkeit der Produkte aus.

Für jede neue Kernbeladung wird der Nachweis erbracht, dass alle Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Die Vorgehensweise bei diesem Nachweis, die Sicherheitsanforderungen, die Nachweismethoden und die abgeleiteten Sicherheitsparameter sind im Grundlagenbericht des Brennelementlieferanten⁷⁰ erfasst. In diesem Bericht sind auch die Ergebnisse der zyklusübergreifenden Nachweise aufgeführt. Dieser Bericht wird nach Bedarf aktualisiert. Die Ergebnisse der beladungsspezifischen Nachweise werden im Supplemental Reload Licensing Report (SRLR)⁷¹ zusammengefasst und mit dem Freigabeantrag für die neue Kernbeladung beim ENSI zur Prüfung eingereicht. Ergänzend werden der Nuclear Design Report (NDR)⁷² mit den Hauptmerkmalen der Kernbeladung und die Double Humped Power Shape Evaluation⁷³ mit der Analyse der kritischen Siedeübergangsleistung in BE mit zwei axialen Leistungsmaxima dem ENSI zur Beurteilung vorgelegt.

Im Überprüfungszeitraum wurden im Rahmen des Einsatzes von GNF2-BE zwei neue Programme eingeführt, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik umzusetzen. Zum einen handelt es sich um das Programm TRACG04, das bei den Analysen der Reaktivitätsstörfälle verwendet wird. Zum anderen wurde das Programm MCNP eingeführt, das für die Berechnung der Kritikalitätssicherheit bei der Lagerung von BE verwendet wird.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 1 KEV

Art. 40 Abs. 2 und Anhang 4 KEV

Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 und 5 KEV

Richtlinien HSK-R-61⁷⁴ und ENSI-A04⁷⁵

aktuelle internationale Richtlinien und Standards

Beurteilung des ENSI

Gemäss der Richtlinie ENSI-A04 hat das ENSI die Änderungen am Reaktorkern in zwei Stufen zu prüfen. Im ersten Teil werden auf Basis der beim ENSI eingereichten Unterlagen die qualitätsgesicherte Herstellung der zu ladenden BE, die vorläufige Kernbeladung und die Einhaltung aller Schutzziele beim BE-Wechsel geprüft. Da die sicherheitstechnische Beurteilung der neuen Kernbeladung üblicherweise vor dem Abfahren der Anlage in den Revisionsstillstand erfolgt, wird diese aufgrund von erwarteten Endabbränden zum Zeitpunkt der geplanten Abstimmung des Reaktorkerns vorgenommen.

Im zweiten Teil der Freigabe der neuen Kernbeladung prüft das ENSI allfällige Abweichungen von der geplanten Kernkonfiguration und die Gültigkeit der im ersten Teil eingereichten Nachweise. Zusätzlich zur vom KKM durchgeführten Prüfung der Kernbeladung (BE-Nummer, Orientierung und Sitz) wird die Richtigkeit der neuen Kernbeladung anhand der BE-Nummern von der IAEA unabhängig kontrolliert. Die Physiktests, die von den ENSI-Inspektoren regelmässig begleitet werden, stellen eine weitere Überprüfung der Kernbeladung und deren Eigenschaften bei unterschiedlichen Betriebszuständen dar. Die Freigabe für den Zyklus wird erteilt, wenn alle Prüfungen positive Ergebnisse liefern. Die während des Anfahrens erfassten Reaktormessdaten werden innert drei Monate im Physikbericht dem ENSI zugestellt, wo sie auf die Einhaltung der Limiten und auf allfällige Trends überprüft werden.

Das Anfahren wie auch die genauen Verläufe der Reaktorkenndaten während des gesamten Jahrs werden im jährlichen Aufsichtsgespräch zwischen dem ENSI und dem Betreiber vertieft diskutiert. Bei diesem Gespräch werden aktuelle Themen und vorgesehene Änderungen behandelt. In der Regel werden Änderungen mit geringfügigem Einfluss auf die im Grundlagenbericht der Brennelementlieferanten⁷⁰ aufgeführten Nach-

weise im Rahmen des Freigabeverfahrens für die neue Kernbeladung behandelt. Wesentliche Änderungen werden in separaten Freigabeverfahren behandelt und anschliessend in den genannten Grundlagenbericht integriert. Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass sich die beschriebene Aufsichtspraxis bewährt hat, die eingereichten Sicherheitsnachweise der Kernbeladungen alle Anforderungen erfüllt haben und die eingeführten Programme für deren Zwecke von der HSK freigegeben worden sind.^{76,77}

4.4.1.2 Kernüberwachung

Die Hauptaufgabe der Kernüberwachung besteht in der laufenden Auswertung der thermischen Limiten, die als Verhältnis der berechneten Werte der kritischen BE-Siedeübergangsleistung (MCPR), der linearen Stableistung (MFLPD) und der mittleren linearen Stableistung im Bündelabschnitt (MAPLHGR) zu den jeweiligen Betriebsgrenzwerten ausgedrückt werden. Diese Verhältnisse müssen stets kleiner als oder gleich 1 sein.

Angaben des KKM

Die regelmässige Erfassung und Überwachung der Reaktordaten wie der thermischen Limiten, der Leistungsverteilung, der Abbrandverteilung und der aktuellen Reaktorleistung erledigt das System 3D-MONICORE. In den Zyklen 27 bis 37 waren diese Limiten immer eingehalten. Aus dem Verlauf der berechneten thermischen Limiten über die Zyklen sind steigende Margen zu den Grenzwerten sichtbar. Diese aus Sicht der betrieblichen Sicherheit positive Entwicklung ist auf die konstruktiven Änderungen der eingesetzten BE zurückzuführen.

Es werden automatisch alle 1 bis 2 Stunden bzw. nach Aufforderung Rechnungen durchgeführt, die sowohl das stationäre als auch transiente Reaktorverhalten beschreiben. Eine mögliche Anwendung sind Voraussagen bei anstehenden Regeleingriffen. Die Rechnungen werden parallel auf zwei identischen Rechnern durchgeführt, um die Datenverfügbarkeit beim Ausfall eines Rechners zu gewährleisten. Die offizielle Kernüberwachung passt die berechneten Resultate an die Messdaten der Incore-Detektoren an (adaptiver Modus). In der parallel laufenden Kernüberwachung am zweiten Rechner wird zwar diese Option nicht angewendet, kann jedoch nach Bedarf eingeschaltet werden.

Die Kernüberwachungssoftware steuert das dreidimensionale Berechnungsprogramm PANAC11 und wertet dessen Ergebnisse aus. Der eigentliche Kernsimulator PANAC11 greift auf die Bibliothek mit BE-spezifischen Kerndaten zurück, die mit dem Neutronentransportprogramm TGBLA06 bereitgestellt werden. Das vom PSI erstellte Gutachten verglich die Programme PANAC11 und TGBLA06 mit anderen Produkten auf dem Markt und zeigte, dass die eingesetzten Modelle nicht mehr dem neuesten Stand der Wissenschaft und Technik entsprechen. Dies lässt sich auch aufgrund der Nachrechnung der Zyklen 21-36 mit dem Programmsystem SIMULATE/CASMO bestätigen.^{78,79} Aus diesem Grund wurde das Programmsystem SIMULATE/CASMO erworben und für Testzwecke in der inoffiziellen parallelen Kernüberwachung eingesetzt. Die Resultate beider Kernüberwachungen werden dem ENSI jährlich präsentiert.

Eine Aussage über die Genauigkeit der Rechenmethoden lässt sich anhand des Vergleichs zwischen den berechneten und gemessenen Grössen machen. Als Beispiel seien die Unterschiede der Kritikalitätswerte im Betrieb, die zwischen 340 pcm und 630 pcm lagen, und im kalt abgestellten Reaktorzustand, deren Mittelwert über den Überprüfungszeitraum bei 216 pcm liegt, erwähnt. Die Abweichungen der Leistungsverteilung, auf die man aus den Messsignalen der Incore-Detektoren schliessen kann, schwankten in den bewerteten Zyklen zwischen 1,8 % und 4,4 % bei den radialen Werten sowie 3,8 % und 6,7 % bei den Werten einzelner Knoten. Insgesamt wird im KKM trotz der wachsenden Designkomplexität der BE eine konstant gute Übereinstimmung der Mess- und Rechengrössen beobachtet. Deshalb wird derzeit für die offizielle Kernüberwachung weiterhin 3D-MONICORE eingesetzt. Ein Ersatz durch das System SIMULATE/CASMO oder das neue, von GNF entwickelte System wird derzeit erwogen.

Die Kernüberwachungssoftware wurde in dem Überprüfungszeitraum insgesamt fünfmal aktualisiert, wobei dies der Aufsichtsbehörde gemeldet oder zur Freigabe vorgelegt wurde.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

IAEA Safety Standard NS-G-2.2⁸⁰

Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 KEV

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stellt bei der offiziellen Kernüberwachung 3D-MONICORE eine gute Übereinstimmung mit den Messwerten fest. Durch die Anpassung der berechneten Leistungsverteilung an die Incore-Messung wird bessere Übereinstimmung erzielt, was sicherheitsgerichtet ist. Mit der parallel laufenden Kernüberwachung ohne diese Anpassung kann man auf das Mass der Anpassung schliessen und diese parallele Überwachung bei Bedarf zur Analyse allfälliger Abweichungen heranziehen. Die Einführung der weiteren, parallel laufenden Kernüberwachung mit dem Programmsystem SIMULATE/CASMO, die ein vollkommen redundantes Überwachungssystem darstellt, wird vom ENSI positiv beurteilt.⁸¹

Die in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 von der HSK geforderten Anpassungen des Betriebsgrenzwertes der kritischen Siedeübergangsleistung beim Einturbinenbetrieb und beim Betrieb mit einer Umwälzschleife wurden umgesetzt.⁸² Übrige Anpassungen, Korrekturen oder Erweiterungen der Kernüberwachungsprogramme oder der darunterliegenden Betriebssysteme wurden von der HSK bzw. dem ENSI sicherheitstechnisch geprüft und blieben ohne Befund.

4.4.2 Brennelemente

4.4.2.1 Änderungen und neue Brennelementtypen

Angaben des KKM

Ziele der Änderungen an BE sind im Wesentlichen die Steigerung der Zuverlässigkeit und der Brennstoffökonomie, d. h. der Brennstoffausnutzung. Beides konnte durch den Einsatz weiterentwickelter BE-Typen im KKM erreicht werden. Die verwendeten BE-Typen GE11 und GE14 wurden für Nachladungen bereits vor Beginn des Überprüfungszeitraums freigegeben. Im Zyklus 27 (2000) wurden die letzten vier GE11-BE zusammen mit den ersten GE14-BE in Nachlademengen geladen. Die Nachladung vom leicht modifizierten Design GE14C mit einer grösseren aktiven Brennstofflänge und höherer Brennstoffdichte wurde 2001 beantragt und 2002 realisiert.

Der maximal zulässige Abbrand der GE14-BE betrug zu Beginn des Überprüfungszeitraums 50 MWd/kg gemittelt über das BE und 70 MWd/kg lokal am Brennstab. Der für die BE-Auslegung massgebliche lokale Abbrand konnte allerdings nicht erreicht werden, da der BE-gemittelte Wert limitierend war. Seit 2002 wird gemäss Freigabeantrag⁸³ das lokale Abbrandlimit als allein gültige Grenze für den BE-Einsatz verwendet. Das Auslegungslimit für den lokalen Abbrand der GNF2-BE beträgt 80 MWd/kg.

In der Revision 2003 wurden Vorläufer mit einem Hüllrohr eingesetzt, das nach einem hinsichtlich des Korrosionsschutzes verbesserten Verfahren (P8) hergestellt wurde. Die Inspektionsergebnisse lieferten ein den Erwartungen entsprechendes Bild, weshalb man bei der Herstellung der BE für KKM komplett auf dieses Verfahren umgestiegen ist.

Das Freigabeverfahren für den weltweit ersten Einsatz des BE-Typs GNF2 begann 2003. Aufgrund eines bei einem Transporttest beim Hersteller beschädigten Abstandhalters konnten die Vorläuferelemente in der geplanten Revision 2004 nicht eingesetzt werden. Erst ein Jahr später wurden zu Beginn des Zyklus 33 die ersten vier BE dieses Typs gemäss dem Freigabeantrag⁸⁴ in den Kern geladen. Bis zum Einsatz ganzer Nachladungen musste im Wesentlichen die neue Siedeübergangskorrelation GEXL17 hergeleitet, die Einhaltung der Grenzwerte der Reaktivitätskoeffizienten und die Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle nachgewiesen, die Korrekturfaktoren für den Teillastbetrieb definiert, das anlagenspezifische Brennelementverhalten gemäss Inspektionen der Vorläufer belegt und die Erstellung der KKM-Prüfberichte

zu den Herstelleranalysen durchgeführt werden. Im Jahr 2008 konnten die GNF2-BE in Nachlademengen eingesetzt werden.⁸⁵

Der auffälligste Unterschied zwischen den im Überprüfungszeitraum eingesetzten BE-Typen liegt in der Brennstabanordnung. Während das GE11-BE ein Gitter mit 9·9·7, also 74 Brennstabpositionen aufweist, haben die BE GE14 und GNF2 ein 10·10·8 Gitter, also 92 Brennstabpositionen, wobei die 7 oder 8 Positionen ohne Brennstäbe mit zwei Wasserkanälen besetzt sind. Diese konstruktive Änderung bringt eine Reduktion im Brennstabdurchmesser und einer Steigerung der Wärmeübergangsfläche mit sich. Das wiederum wirkt sich positiv auf die Marge zu der maximalen Stableistung und folglich auf die mögliche Gestaltung eines Hochabbrandkerns aus.

Eine weitere markante Entwicklung stellt die Einführung teillanger Brennstäbe im unteren Teil des BE ab dem Modell GE11 dar. Diese konstruktive Änderung berücksichtigt die stark variierende Kühlmitteldichte entlang der Kernhöhe und verbessert die Brennstoffausnutzung sowie dank der optimierten hydraulischen Verhältnisse auch die Stabilität des Kerns. Stabilitätsfördernd sind auch die hinsichtlich des Druckverlustes optimierten Abstandhalter und die untere Ankerplatte. Mit dem Anstieg des BE-Abbrands weisen die BE-Leistungen im gesamten Kern grössere Leistungsunterschiede auf, was hingegen zusammen mit dünneren Brennstäben und der Leistungsverschiebung in den unteren Teil des Kerns das Stabilitätsverhalten verschlechtert. Dem Stabilitätsverhalten wird im KKM daher grosse Aufmerksamkeit geschenkt und der unerlaubte Betriebsbereich im Umwälzkennfeld zyklusspezifisch untersucht.

Die druckoptimierten Abstandhalter bestehen beim GNF2-BE aus der Inconel-Legierung, die aufgrund höherer Festigkeitswerte eine kompaktere Auslegung ermöglicht. Dieses Material verursacht gegenüber einer Zircaloy-Legierung grössere Neutronenabsorption und führt in seiner Nähe zu erhöhter Korrosion der Brennstäbe. Um die Kühlung der Brennstäbe zu fördern und somit auch den Abstand zur kritischen Siedeübergangsleistung anzuheben, sind die Abstandhalter mit Mischfahnen versehen.

Bereits bei der Einführung von GE14-BE wurde festgestellt, dass der Reaktivitätskoeffizient der Moderator-temperatur dazu neigt, bei tieferen Moderatortemperaturen weniger negativ zu werden. Die Ursache liegt zum einen an der Konstruktion der BE mit teillangen Stäben und zum anderen an den steigenden BE-Abbränden im Überprüfungszeitraum. Dieses Phänomen wurde explizit untersucht.⁸⁶ Es wurde gezeigt, dass dieser Koeffizient bei Betriebstemperaturen stets negativ und die Kontrolle der Reaktivität somit gewährleistet ist.

Um das Eindringen von schadenverursachenden Fremdkörpern in das BE-Innere zu reduzieren, sind die BE GE14 und GNF2 mit einem im BE-Fuss integrierten Filter in Form einer Lochplatte oder einer zusammengesetzten Blechstruktur mit S-förmigen Kanälen ausgestattet. Durch Inspektionen konnte nachgewiesen werden, dass der Filter seine auslegungsgemässe Funktion einwandfrei erfüllt.

Da in anderen Anlagen ein starker Trend zum Einsatz von Zircaloy-4-Kästen eingesetzt hat, besteht die Möglichkeit, dass Zircaloy-2-Kästen langfristig nicht mehr auf dem Markt angeboten werden. Deshalb wurden ab dem Zyklus 37 (2009) vier Vorläuferelemente mit Kästen aus Zircaloy-4 eingeführt, obwohl im KKM gute Erfahrung mit dem Standardmaterial Zircaloy-2 für die BE-Kästen vorliegt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 40. Abs. 1 Bst. b Ziff. 2 KEV

Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 3 KEV

Richtlinie HSK-R-61

Richtlinie ENSI-A-04

aktuelle internationale Richtlinien und Standards

Beurteilung des ENSI

Die HSK prüfte die Änderungen des BE-Typs GE14C und gab den Einsatz ab dem BE-Wechsel 2002 ohne Einsatz von Vorläufer-BE frei.⁸⁷

Die HSK hat die vom KKM eingereichten Unterlagen zur Einführung des lokalen Abbrandlimits von 70 MWd/kg für die GE14-BE geprüft und sich im Rahmen der Freigabe⁸⁸ vergewissert, dass beim erhöhten mittleren BE-Abbrand von 60 MWd/kg die Auslegungskriterien der BE erfüllt und die betroffenen Sicherheitsnachweise aktualisiert sind. Für die Verifikation des anlagenspezifischen Verhaltens der BE wurde ein Inspektionsprogramm erstellt. Die Inspektionsergebnisse, die das ENSI geprüft hat, haben das auslegungsgemäße Verhalten der BE nachgewiesen. Bezüglich des neuen Herstellungsverfahrens für das Brennstabhüllrohr (P8) bestätigt das ENSI das gute betriebliche Verhalten und die positiven Ergebnisse der Inspektionen.

In die Auslegung von GNF2-BE sind gegenüber dem Vorgängerelement GE14 viele Neuerungen eingeflossen. Die HSK prüfte die sicherheitstechnischen Nachweise auf den betroffenen Fachgebieten, besuchte den thermohydraulischen Versuchsstand in Hamilton (Kanada) und überprüfte die Brennelementherstellung in Wilmington (USA). Die Freigabe für den Einsatz von vier Vorläuferelementen mit zweijähriger Vorlaufzeit wurde mit zwei Forderungen erteilt.⁸⁹ Die erste Forderung betraf die Validierung des Kernsimulators und wurde vollumfänglich erfüllt. Die zweite Forderung verlangte für den angestrebten, über die Auslegung gehenden lokalen Abbrand von 82 MWd/kg zusätzliche Nachweise und positive Ergebnisse aus den Brennelementinspektionen. Obwohl durchaus positive Betriebserfahrung gesammelt wurde, können die Vorläuferelemente in ihrem letzten Zyklus 39 (2011/2012) diesen Abbrand aufgrund der Einsatzgeschichte nicht erreichen und werden mit einem Abbrand zwischen 79 MWd/kg und 80 MWd/kg in der Revision 2012 endgültig ausgeladen. Dieser Abbrand stimmt mit der freigegebenen Abbrandgrenze überein. Nach den ausstehenden BE-Inspektionen kann das anlagenspezifische BE-Verhalten also bis zur Auslegungsgrenze beurteilt werden.

Für den Einsatz von GNF2-Nachladungen wurden zusätzliche Nachweise eingereicht. Aufgrund des positiven Prüfergebnisses konnte die Freigabe vor der Revision 2008 erteilt werden⁹⁰, wobei zwei Punkte offen geblieben sind. Der erste betrifft die Erweiterung der Korrelation für die Siedeübergangsleistung um die implizite Berücksichtigung von axialen Leistungsprofilen mit zwei Maxima. Diese Korrelation war am Ende des Überprüfungszeitraums in Entwicklung. Die HSK war damit einverstanden, die zykluspezifische Überprüfung dieser Profile solange anzuwenden, bis die neue Korrelation zur Anwendung zur Verfügung steht. Beim zweiten offenen Punkt handelt es sich um den Nachweis der Entsorgungsfähigkeit der Brennelemente, namentlich um die Bestimmung der maximalen Temperatur der Brennstabhülle, damit das systematische Versagen des Hüllrohrs unter den Trockenlagerbedingungen ausgeschlossen werden kann. Das ENSI verfolgt diese beiden offenen Punkte im Rahmen der laufenden Aufsicht.

Insgesamt kann das ENSI das Betriebsverhalten der GNF2-BE positiv beurteilen.

Die zykluspezifischen Analysen des unerlaubten Betriebsbereichs zusammen mit der online-Überwachung der Kernstabilität stellen aus Sicht des ENSI einen ausreichenden Schutz gegen Instabilitäten sicher. Der Moderator-Temperaturkoeffizient wurde im Rahmen der Freigabe der GNF2-BE vom ENSI geprüft. Die vom ENSI geprüften zykluspezifischen Nachrechnungen bei unterschiedlichen Moderatortemperaturen und die Messungen vor dem Wiederauffahren stellen den auslegungsgemäßen Reaktorbetrieb sicher.

Der Einsatz des Fremdkörperfilters vom Typ Defender wurde vom ENSI an vier Vorläuferelementen freigegeben. Da sich dieser Filter betrieblich bewährt hat, wurde die Freigabe⁹¹ für ganze BE-Nachladungen mit diesem Filtertyp erteilt. Der Einsatz von vier Brennelementen mit BE-Kästen aus dem Material Zry-4 wurde aufgrund erfüllter Auslegungskriterien und positiver Betriebserfahrung in ausländischen Anlagen vom ENSI erteilt.⁹²

4.4.2.2 Inspektionen und Betriebsverhalten von Brennelementen

Angaben des KKM

Im Überprüfungszeitraum wurden jährliche Inspektionen an ausgewählten BE zwecks der Ermittlung des Zustands und der frühzeitigen Erkennung von Abweichungen infolge von Änderungen an BE oder der Betriebsweise durchgeführt. Die Ergebnisse wurden ausführlich dokumentiert und dem ENSI zugestellt.

Bei den Inspektionen werden unterschiedliche Verfahren angewendet. Durch die visuelle Inspektion mit einer Unterwasserkamera ermittelt das KKM nach der Demontage des BE-Kastens den allgemeinen Zustand der BE-Komponenten und kann offensichtliche Befunde entdecken. Auch einzelne Brennstäbe werden visuell inspiziert. Die Messungen von Brennstababständen wurden für die Überwachung der BE-Geometriestabilität der 10·10-Stabanordnung eingesetzt. Die Messung der Brennstab-Oxidschichtdicke mittels Wirbelstromprüfung ist imstande, sowohl die Oxidschichtdicke als auch die Dicke der Ablagerungen lokal an der Oberfläche des Brennstabs zu ermitteln. Um die Zusammensetzung der Ablagerungen zu bestimmen, wurden Kratzproben entnommen und der Isotopenanalyse unterzogen mit dem Ziel, den Einfluss der Edelmetalleinspeisung ins Kühlmittel auf die BE zu untersuchen.

Im gesamten Überprüfungszeitraum entsprach das Verhalten der inspizierten BE den Erwartungen des BE-Herstellers. Die geplanten Einsatzzeiten und die erhöhten Abbrände neuer BE-Typen konnte erreicht werden. Die Messungen der BE-Geometrie haben keine unzulässigen Verformungen oder Abweichungen angezeigt. Die Untersuchungen der Brennstablagerungen und der Oxidschichtdicke konnten keinen negativen Einfluss der klassischen und der on-line Edelmetalleinspeisung oder der Wasserstoffdosierung ins Kühlmittel nachweisen.^{93,94} Etwa 14 % bis 25 % des eingespeisten Edelmetalls setzen sich im KKM an den Brennstäben fest, wobei der Platingehalt nur etwa ein Promille der Ablagerung ausmacht.

Bei der Einführung des neuen BE-Typs GNF2 wurde ein umfangreiches Inspektionsprogramm erarbeitet. Die bisherigen Untersuchungsergebnisse verglichen mit anderen BE im KKM oder mit der Erfahrung in ausländischen Werken deuten auf das auslegungsgemässe Verhalten hin. Einzig die lokale Korrosion der Brennstäbe in der Nähe der Abstandhalter weist höhere Werte im Vergleich zum Vorgängertyp GE14 auf. Dies ist auf das neu eingesetzte Material der Abstandhalter (Inconel statt Zircaloy-2) zurückzuführen und stellt ein erwartetes Phänomen dar.

Die BE-Kästen werden ebenfalls stichprobenartig inspiziert. Zum einen wird der sichtbare Zustand dieser Komponente mittels Aufnahmen der Unterwasserkamera beurteilt. Zum anderen werden an repräsentativen Stichproben Messungen der Kastenverbiegung durchgeführt, um die Gültigkeit der Korrelation zwischen dem BE-Abbrand und der Kastenverbiegung zu bestätigen. Die im Überprüfungszeitraum gewonnenen Messergebnisse stimmen mit der Korrelation gut überein. In den Zyklen 27 bis 37 wurden keine übermässigen Kastenverbiegungen festgestellt, die zu einer Verhinderung der Steuerstabsfahrbarkeit geführt hätten. Aus den visuellen Inspektionen kann auf ein auslegungsgemässes Korrosionsverhalten geschlossen werden.

Das KKM pflegt einen engen Kontakt zum BE-Hersteller und lässt sich regelmässig über die Erfahrungen in anderen Kernkraftwerken und Entwicklungstrends informieren. An den Informationsveranstaltungen nimmt auch das ENSI teil. Allgemein beobachtet der Hersteller GNF, dass die Brennstabdefekte in den letzten Jahren durch konstruktive und administrative Massnahmen reduziert werden konnten und dass die höheren BE-Abbrände zwar den BE-Zustand beeinflussen, jedoch zu keinen extremen Veränderungen der BE-Komponenten führen. Im Vergleich zu anderen ausländischen Kernkraftwerken ist der Inspektionsumfang im KKM überdurchschnittlich.

Nachdem letztmals im Zyklus 17 (1989/1990) Brennstabschäden im KKM aufgetreten waren, deutete im Zyklus 29 (2001/2002) ein leichter Anstieg an Spaltgasaktivität im Kühlmittel auf einen Brennstabdefekt hin. Nach der Reaktorabstellung wurde anhand der Brennstabdichtheitsprüfung ein Defektstab gefunden. Als Ursache für den Schaden hat sich die strömungsinduzierte Reibung eines Fremdkörpers an der Staboberfläche (Fretting) herausgestellt. Der Defektstab wurde durch einen neuen ersetzt und das betroffene BE wieder eingesetzt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-61

Beurteilung des ENSI

Im Überprüfungszeitraum waren Vorläufer der GE14-BE und GNF2-BE im Einsatz, die regelmässig durch den Hersteller GE/GNF inspiziert wurden. Das KKM hat diesbezüglich seine Verantwortung wahrgenommen, indem es die Inspektionsprogramme in Abstimmung mit dem ENSI gestaltet und die Inspektionen im Detail vor Ort verfolgt hat. Überdies hat das KKM einen unabhängigen Experten mit der engen Verfolgung und Kontrolle der Inspektionen beauftragt. Das ENSI hat sich davon überzeugt, dass die Inspektionen durch qualifiziertes Personal und mit qualifizierten Instrumenten durchgeführt wurden. Die Einhaltung der Strahlenschutzregelungen und des ALARA-Prinzips wurden vom ENSI stichprobenartig überprüft, wobei keine Abweichungen festgestellt wurden. Das ENSI liess sich nach jeder Inspektionskampagne über die vorläufigen Ergebnisse informieren. Die Detailanalysen der Inspektionsaufnahmen wurden beim Hersteller nach qualitätsgesicherten Verfahren durchgeführt und in Berichten verfasst. Diese wurden zusammen mit der Bewertung des KKM beim ENSI eingereicht. Zusammenfassend kann das ENSI bestätigen, dass die Inspektionen gemäss den erstellten und vom ENSI akzeptierten Plänen durchgeführt wurden, allfällige Änderungen wurden rechtzeitig gemeldet und vom ENSI beurteilt. Das betriebliche Verhalten der BE auch bei erhöhten Abbränden kann als gut beurteilt werden, es kam während des Überprüfungszeitraums zu keinen unerwarteten oder systematischen Abweichungen oder Schäden an BE.

Der im Zyklus 29 festgestellte Schaden an einem Brennstab mit Freisetzung radioaktiver Stoffe wurde der Aufsichtsbehörde gemeldet. Dem Fretting als Ursache dieses Schadens konnte durch den Einsatz von Fremdkörperfilter wirksam begegnet werden. Da dieser Schaden ein Einzelfall im Überprüfungszeitraum geblieben ist, wurden vom ENSI keine weiteren Massnahmen gegen diesen Schadensmechanismus gefordert.

4.4.2.3 Fertigung

Angaben des KKM

Die Herstellung der Brennelemente erfolgt beim Hersteller GNF nach qualitätsgesicherten Prozessen. Die Fabrikationskampagnen in Wilmington wurden regelmässig von qualifizierten Auditoren überwacht. Die während der Fabrikationsprozesse festgestellten Qualitätsabweichungen wurden dokumentiert und rechtzeitig vor dem Beladen dem ENSI übermittelt. Die Abweichungen aller eingesetzten BE im Überprüfungszeitraum wurden als sicherheitstechnisch unbedeutend beurteilt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-60

ENSI-A04⁷⁵

Beurteilung des ENSI

Die Herstellung von BE für das KKM erfolgt ausschliesslich im Ausland. Die Aufsicht über die Herstellerwerke liegt somit ausserhalb der Kompetenz des ENSI. Nach Absprache mit den lokalen Behörden, dem Betreiber und dem Hersteller kann das ENSI nach Bedarf Inspektionen durchführen. Im Ausland fanden die letzten Inspektionen der HSK 2004 statt, wobei man sich von der Qualität der thermohydraulischen Versuche zur Ermittlung der Siedeübergangskorrelation und der Druckverluste in Hamilton (Kanada) und der Herstellung der GNF2-Vorläuferelemente in Wilmington (USA) überzeugte.⁹⁵ In der Schweiz werden die Unterlagen der vom KKM durchgeführten Audits der BE-Herstellungskampagnen geprüft. Die BE-Abnahmen werden im Werk geprüft. Im Überprüfungszeitraum wurden an den in den Reaktorkern eingesetzten BE keine sicherheitsrelevanten Befunde festgestellt.

4.4.2.4 Handhabung

Angaben des KKM

Die Demontage der Kästen und der einzelnen Stäbe während der BE-Inspektionen konnte praktisch problemlos durchgeführt werden. Dies ist ein Indiz dafür, dass kein unerwartetes Wachstum der BE-Konstruktion oder übermässige Korrosion beispielsweise der Abstandhalter aufgetreten ist. Für den Ausbau und anschliessenden sicheren Wiedereinbau von inspizierten BE wurden für den Typ GNF2 spezielle Werkzeuge von der Firma GNF entwickelt. Diese Entwicklung wurde vom KKM massgeblich begleitet.

Bei der Demontage eines GE14-BE während der BE-Inspektionen 2005 wurde das Gewindestück an einem Haltestab beschädigt, ohne dass die Integrität des Hüllrohrs beeinträchtigt wurde. Dies wurde als Vorkommnis der HSK gemeldet. Der Stab wurde dem BE entnommen und wird in einem speziellen Köcher gelagert. Bei der BE-Inspektionen 2009 wurde an einem GE14-BE ein Abstandhalter von seiner Sollposition verschoben. Dieses BE wurde nicht mehr eingesetzt, weshalb dies nicht als Vorkommnis dem ENSI gemeldet wurde. Da die Integrität des BE nicht beeinträchtigt wurde, wurde dieses BE ohne Reparatur für die Entsorgung bestimmt.

Im Überprüfungszeitraum wurden im Jahr 2006 bei der Brennstoffhandhabung zwei BE versetzt zum Einlassstutzen der unteren Kernplatte in den Kern eingebaut. Anlagespezifische Untersuchungen des Brennstofflieferanten GNF-A bestätigten, dass dadurch nur unbedeutende Änderungen der Brennelementcharakteristik aufgetreten sind und keine Betriebslimiten verletzt wurden.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie ENSI-G04⁹⁶

IAEA Safety Standard NS-G-1.4⁹⁷

IAEA Safety Standard NS-G-2.5⁹⁸

Beurteilung des ENSI

Gemäss der Richtlinie ENSI-G04 sind für die Handhabung von BE geeignete Ausrüstungen vorzusehen. Die gesammelte positive Betriebserfahrung bei der Handhabung von BE spricht dafür, dass diese Anforderung im Überprüfungszeitraum erfüllt wurde. Die speziell für die GNF2-BE entwickelten Werkzeuge haben sich während der jährlich stattfindenden Inspektionen bewährt, man hat keine wiederholten Beschädigungen an BE beobachtet. Gegen die versetzte Platzierung von BE in die untere Kerngitterplatte wurden geeignete Massnahmen eingeleitet und umgesetzt, nämlich dass die am Rand stehenden BE nach dem Beladen visuell auf richtige Positionierung überprüft werden, sodass sich auch dieses Vorkommnis bisher nicht wiederholte. Die HSK stimmte dem Betreiber zu, dass dieses Vorkommnis keine negativen Auswirkungen auf den Betrieb hatte. Die in den IAEA Safety Standards festgehaltenen übergeordneten Vorgaben wurden im Überprüfungszeitraum erfüllt.

4.4.2.5 Lagerung

Angaben des KKM

Im Zuge des Freigabeverfahrens der GNF2-BE wurde 2004 festgestellt, dass die Analysen der Kritikalitätssicherheit im Lagerbecken nicht dem aktuellen Standard der GNF entsprachen. Nach der Neuberechnung musste eine Korrektur des maximal zulässigen Kritikalitätswertes für die Lagerung von hochreaktiven BE vorgenommen werden. Dies wurde der HSK als Vorkommnis gemeldet und führte zur Einführung von administrativen Massnahmen bei der Lagerung von hochreaktiven BE in Lagergestell mit dichter Packung, die schliesslich in den Grundlagenbericht des Brennelementlieferanten⁷⁰ eingeflossen sind.

Die beschädigten Stäbe wurden im speziell dafür vorgesehenen Köcher aufbewahrt und später zur Wiederaufarbeitung abtransportiert.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie ENSI-G04

IAEA Safety Standard NS-G-1.4

Standard Review Plan NUREG 0800 der U.S. NRC, Kapitel 9.1.1 und 9.1.2

Beurteilung des ENSI

Die für die Neuberechnung der Kritikalitätssicherheit bei der Lagerung von BE eingesetzte Rechenmethode wurde von der HSK geprüft und freigegeben.⁹⁹ Die neu festgelegten maximalen Kritikalitätswerte für hochreaktive BE sowie deren Anordnung im BE-Becken wurden von der HSK akzeptiert. Die Einhaltung der administrativen Massnahmen wird vom ENSI bei jeder Kernumladung geprüft. Die grundlegenden Sicherheitsziele bei der Lagerung von BE sind erfüllt.

4.4.3 Steuerstäbe

Angaben des KKM

Den Steuerstäben als einem wichtigen Mittel zur Steuerung und Abschaltung des Reaktors wird hinsichtlich der Funktionstüchtigkeit ein hohes Augenmerk geschenkt. Die Lebensdauer eines Steuerstabs ist durch den Abbrand des neutronenabsorbierenden Isotops B-10 gegeben. Diese Grösse wird rechnerisch im Kernsimulator überwacht. Nach dem Erreichen der Lebensdauer der Steuerstäbe vom Typ Duralife 100 aus der Erstausrüstung wurde im KKM der weiterentwickelte Typ Duralife 230 eingesetzt. Im Jahr 2009 befanden sich die Steuerstäbe Duralife 100 nur an den Randpositionen im Reaktorkern, wo sie der Schnellabschaltung dienen. Die übrigen Positionen waren mit Steuerstäben des neueren Typs besetzt. Um die Lebensdauer der Steuerstäbe optimal auszunutzen, wurde 2003 eine Strategie für den Steuerstabeinsatz entwickelt.¹⁰⁰ Im Überprüfungszeitraum wurden im KKM keine Schäden an Steuerstäben gefunden. Die Messungen der Bor-konzentration im Kühlmittel lassen darauf schliessen, dass die Integrität der Absorberhüllrohre gewährleistet war. Da die Steuerstäbe vom Typ Duralife nicht mehr hergestellt werden, wird der Einsatz neuer Typen erwogen.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-61

Richtlinie ENSI-A04⁷⁵

KTA-Regel 3103¹⁰¹

Standard Review Plan NUREG 0800 der U.S. NRC, Kapitel 4.2

Beurteilung des ENSI

Die Steuerstäbe zeigten im Betrieb während des Überprüfungszeitraums das erwartete auslegungsgemässe Bild. Dem ENSI wurden keine Schäden an Steuerstäben gemeldet. Das ENSI wird laufend durch die monatliche Berichterstattung über die Messung der Bor-konzentration, die Hinweise auf Steuerstabschäden liefern kann, informiert. Im Überprüfungszeitraum wurden keine neuen Steuerstabtypen freigegeben. Die vom Hersteller empfohlenen visuellen Prüfungen von Steuerstäben wurden eingehalten. Der optimierten Einsatzstrategie der Steuerstäbe im KKM hat die HSK zugestimmt. Die Lebensdauer der Steuerstäbe ist durch den online berechneten Borabbrand limitiert. Das ENSI wird seit 2011 im Rahmen der Freigabe für neue Kernbelastungen über die erreichten Borabbrände und allfällige Umsetzungen informiert. Aus Sicht des ENSI sind sowohl die Auslegungsvorgaben als auch die betrieblichen Vorgaben erfüllt und die Steuerstäbe können den sicheren Reaktorbetrieb gewährleisten.

4.5 Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgas

Die Wasserchemie in Kraftwerken hat im Wesentlichen zwei übergeordnete Ziele:

- Minimierung oder Verhinderung von abtragender Korrosion oder Spannungsrisskorrosion
- Minimierung der Dosisleistung an Komponenten und Systemen zum Schutz des Personals und der Umwelt

Die sorgfältige Analyse des Wassers ist notwendig, um bei Bedarf gezielt auf diverse chemische und physikalische Parameter Einfluss zu nehmen. Zudem erkennt man bei veränderten Messwerten frühzeitig, ob z. B. ein Brennelementschaden oder eine Kondensatorleckage vorliegen.

Seit dem Jahr 2000 speist das KKM kontinuierlich Wasserstoff ins Reaktorwasser ein. In den Jahren 2000, 2005 bis 2009 wurde zusätzlich noch Edelmetall innerhalb eines begrenzten Zeitraums zudosiert. Diese Modifikationen haben nicht nur einen unmittelbaren Einfluss auf die Wasserchemie des Reaktorwassers, sondern führen auch zu einer Konzentrationsänderung diverser Nuklide im Reaktorwasser.

4.5.1 Wasserstoff- und Edelmetalleinspeisung

Die im Überprüfungszeitraum eingeführte HWC (Hydrogen Water Chemistry) und die NMCA (Noble Metal Chemical Addition) beziehungsweise seit 2005 die OLNC (Online Noble Chem) haben das Ziel, die Spannungsrisskorrosion an den Komponenten im Primärkreislauf zu verhindern oder zu minimieren und die Risswachstumsrate an bereits bestehenden Rissen zu verlangsamen oder zu stoppen. In Laboruntersuchungen konnte gezeigt werden, dass diese Fahrweise einen positiven Einfluss auf die Unterdrückung der Spannungsrisskorrosion hat.

Angaben des KKM

Beim Abfahren der Anlage zur Jahresrevision 2000 wurden das erste Mal während 36 Stunden 185 g Edelmetall (Pt und Rh) ins 135 °C heisse Reaktorwasser eingespeist. Dieses von General Electric (GE) entwickelte Verfahren wurde unter dem Namen NMCA eingeführt.

Mit der permanenten Wasserstoffdosierung (HWC) wurde im November 2000 begonnen. Die Verfügbarkeit des Elektrolyseurs lag in den vergangenen Jahren meist zwischen 97 % und 98 %. Lediglich im Jahr 2004 wurde nur eine Verfügbarkeit von 93 % erreicht.

Durch die Edelmetallzugabe ins Reaktorwasser wurde bereits mit einer geringen Wasserstoffmenge das erwünschte tiefe elektrochemische Potential (ECP) erreicht. Die niedrige Wasserstoffmenge führt nur zu einem geringfügigen Anstieg des flüchtigen Stickstoffs (N-16) im Dampf. Deshalb hat sich die Dosisleistung am Areal-Zaun durch diese Fahrweise nur minimal erhöht. Weiterhin wurde festgestellt, dass durch die geänderten Randbedingungen die Chemie und Radiochemie im Reaktorwasser zu Beginn der Einführung dieser Fahrweise teilweise stark beeinflusst werden (vgl. auch Kapitel 4.5.2).

Um einen noch effizienteren Schutz der Kerneinbauten zu erreichen, muss sich das Edelmetall speziell in den Rissflanken ablagern. Um dies zu erreichen, wurde 2005 weltweit erstmalig während des Lastbetriebs das Edelmetall erfolgreich online eingespeist (OLNC). Vor der Jahresrevision 2005 wurden dem Speisewasser insgesamt 37 g Pt zugegeben. Im Überprüfungszeitraum wurden seither 5 Reapplikationen mit einer Menge von insgesamt etwa 733 g Platin durchgeführt. Die Reapplikation, welche im KKM in der Regel der Einspeisung von rund 200 g Platin innerhalb von 10 Tagen entspricht, ist in der Zwischenzeit etabliert und zu einer Routinetätigkeit mit aber weiterhin intensiviertem Überwachungsprogramm geworden.

Das KKM führt in den Revisionsstillständen regelmässig Inspektionen entlang von Schweissnähten des Kernmantels und vor allem an den erwiesenermassen rissgefährdeten Bereichen mittels zerstörungsfreier Untersuchungen durch. Die letzte Inspektion der Risse im Kernmantel im Jahr 2009 hat ergeben, dass alle Risse ein deutlich verlangsamtes Risswachstum zeigen, womit das primäre Ziel von OLNC erreicht ist. Messungen aus dem Jahr 2011 bestätigten dieses Bild.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie VGB-R 401 J¹⁰²

IAEA Safety Standard SGG-13¹⁰³

BWRVIP-156¹⁰⁴

BWRVIP-159¹⁰⁵

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat als erste Anlage die OLNC-Fahrweise eingeführt. Dies erforderte spezielle Vorsichtsmaßnahmen von Seiten des Betreibers. Das KKM hatte vor der ersten Applikation zusammen mit GE ein enges Messprogramm inklusive eines Massnahmenkatalogs bei Abweichung von bestimmten Werten ausgearbeitet. Während und noch eine gewisse Zeit nach den Applikationen wurde dafür das normale Messprogramm erweitert. Zudem wurde bei Einführung der neuen Fahrweisen mit der Zugabe von Edelmetallen sehr zurückhaltend begonnen. Von Jahr zu Jahr wurde die Einspeisemenge an Platin sukzessive erhöht, bis der von GE vorgeschlagene Wert von 200 g pro Applikation erreicht wurde. Das KKM hat nach Meinung des ENSI alle notwendigen Vorkehrungen im Vorfeld getroffen, um den Zustand der Anlage nicht zu gefährden und die Einhaltung aller gesetzlichen Grenzwerte zu gewährleisten. Das ENSI beurteilt die innovativen Änderungen in der Wasserchemie-Fahrweise des KKM, die dem Korrosionsschutz der Kerneinbauten dienen, als positiv. Erste Resultate zeigen, dass Risse im Kernmantel in den letzten Jahren weniger stark gewachsen sind, als dies erwartet worden war. Dies könnte eine positive Folge der OLNC-Fahrweise sein.

Weiterhin weist das ENSI darauf hin, dass bei der HWC- und Edelmetall-Fahrweise darauf zu achten ist, dass permanent Wasserstoff dem Reaktorwasser zudosiert wird, um das eingestellte chemische Gleichgewicht stabil zu halten. Ein Unterbruch der Wasserstoffzugabe hat erhebliche Auswirkungen auf die chemischen Verhältnisse. Es kann dabei zur Auflösung oder zum Umbau der vorhandenen Oxidschichten kommen, was aus strahlenschutztechnischen Gründen und zum Schutz der Strukturwerkstoffe zu vermeiden ist. In den EPRI-Guidelines wird eine Wasserstoffverfügbarkeit von mindestens 95 % empfohlen. Unter 90 % Verfügbarkeit wird die Situation als kritisch angesehen. Der Betrieb der beiden Elektrolyseure, die im KKM den Wasserstoff erzeugen, war in den Jahren 2000 und 2001 mehrfach unterbrochen, im Jahr 2004 wurde der von GEH empfohlene Wert aufgrund technischer Probleme unabhängig vom Elektrolyseur leicht unterschritten. Die Zuverlässigkeit der Geräte hat sich aber in den folgenden Jahren deutlich verbessert. Aus oben erwähnten Gründen ist weiterhin darauf zu achten, dass die Geräte permanent im Einsatz sind und problemlos funktionieren.

4.5.2 Chemie und Radiochemie

Die übergeordneten Ziele für die Überwachung und Beurteilung der chemischen und radiochemischen Parameter im Wasser-Dampfkreislauf sind:

- Verhinderung oder Minimierung von Spannungsrisskorrosion an Komponenten im Kreislauf
- Verhinderung oder Minimierung von Erosionskorrosion an Komponenten im Kreislauf und des resultierenden Korrosionsprodukttransports in den Reaktor
- Bewahrung der Brennelementintegrität durch Minimierung der Brennstabhüllrohrkorrosion
- Verhinderung oder Minimierung des Aktivitätsaufbaus oder der Kontamination wasserbenetzter Komponenten und Systeme und der dadurch bedingten zusätzlichen Kollektivdosis
- Minimierung der Aktivitätsabgaben an die Umwelt über alle Abgabepfade, soweit dies mit den chemischen und radiochemischen Parametern im Wasser-Dampfkreislauf beeinflusst werden kann

Konzentrationsänderungen von Spalt-, Korrosions- und Aktivierungsprodukten sowie bestimmter Anionen liefern Informationen über den Zustand der Anlage inklusive der Integrität der Steuerstäbe und Brennstab-

hüllrohre. Deshalb ist es notwendig, die Wasserinhaltsstoffe periodisch zu analysieren und zu dokumentieren sowie die gemessenen Daten stets mit den Vorgaben aus der Technischen Spezifikation zu vergleichen. Abweichungen von Sollwerten sind zu analysieren und allenfalls sind geeignete Massnahmen zu ergreifen wie dies zum Beispiel in der Richtlinie VGB-R 401 J oder in den BWR Water Chemistry Guidelines des EPRI empfohlen wird.

Angaben des KKM

Wie im Kapitel 4.5.1 dargelegt, hat die Umstellung von der Fahrweise der Normal Water Chemistry (NWC) auf die Kombination von HWC und NMCA und ab 2005 auf die Kombination von HWC und OLNC Veränderungen bezüglich der Wasserinhaltsstoffe zur Folge.

Leitfähigkeit im Reaktorwasser

Der Zyklusmittelwert der Leitfähigkeit im Reaktorwasser variiert im Überprüfungszeitraum im Bereich von 0,08 $\mu\text{S}/\text{cm}$ bis 0,16 $\mu\text{S}/\text{cm}$. Höhere Leitfähigkeitswerte werden immer nach der Jahreshauptrevision der Anlage registriert bis alle in den Kreislauf eingeschleppten Verunreinigungen herausgespült worden sind. Ausserdem wird jeweils während der Edelmetallapplikation eine Erhöhung der Leitfähigkeit festgestellt. Zum einen wird Platin in Form eines ionischen Natriumkomplexes dem Speisewasser zugegeben, welches beim Zersetzen Hydroxidionen freisetzt, die die Leitfähigkeit erhöhen. Zum anderen liefern die durch die Umbildung der Oxidschichten in Lösung gehenden Ionen ebenfalls einen Beitrag zur Leitfähigkeit.

Action Level 1 der EPRI-Empfehlungen wurde dreimal kurzzeitig überschritten, Action Level 2 wurde im Überprüfungszeitraum zweimal überschritten. Die EPRI-Empfehlungen sind wesentlich restriktiver als die in der Technischen Spezifikation des KKM geforderten Werte, so dass es in keinem Fall zu einer Grenzwertverletzung kam.

Aktivierungsprodukte im Reaktorwasser

Die Einführung der Wasserstoffdosierung sowie die Zugabe von Edelmetallen veränderten die Konzentrationen der Aktivierungsprodukte im Reaktorwasser gegenüber der NWC-Fahrweise. Die Umstellung der oxidierten zur reduzierten Wasserchemie hatte eine Umwandlung der Oxidschicht von Hämatit zu Magnetit zur Folge, die sich über mehrere Zyklen erstreckte. Dabei wurden diverse Elemente an das Reaktorwasser abgegeben, welche dann wiederum aktiviert wurden. Vor allem während der Platinzugabe steigt die Konzentration bestimmter Korrosionsprodukte im Reaktorwasser an. Es wird aber beobachtet, dass dieser Anstieg von Jahr zu Jahr geringer wird. Auch die über den gesamten Zyklus gemessenen Aktivitätskonzentrationen der Aktivierungsprodukte im Reaktorwasser gleichen sich für die einzelnen Nuklide von Zyklus zu Zyklus immer mehr an, so dass davon ausgegangen werden kann, dass sich mittlerweile das neue Gleichgewicht weitestgehend eingestellt hat.

Von allen Aktivierungsprodukten wird Co-60 mit der grössten Aufmerksamkeit verfolgt, da dieses Nuklid den Hauptbeitrag zur Kollektivdosis während der Revisionsstillstände liefert. Der Gammadosisleistungsanteil dieses Nuklids ist nämlich mit Abstand der höchste; er betrug während der Jahreshauptrevision 2009 an den Umwälzschleifen 93,5 %. Dies entspricht auch den Messwerten an anderen Primärkreislaufkomponenten und -systemen. Die Co-60-Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser zeigte im Überprüfungszeitraum starke Schwankungen, die mit der Einführung der HWC- und OLNC-Fahrweise korreliert werden können. In den letzten Jahren nahm der Co-60-Anteil aber wieder ab und erreichte im Jahr 2009 ein Minimum. Das Ziel, die Co-60-Aktivität im Reaktorwasser gering zu halten, wird also mit dieser Fahrweise erreicht.

Die Schwankungen der Co-58-Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser im Überprüfungszeitraum können zum Teil ebenfalls mit den Änderungen in der Wasserchemie begründet werden. Während die Konzentration von Co-60 im Reaktorwasser seit 2005 sukzessive zurückgegangen ist, zeigt die Co-58-Konzentration einen leichten Anstieg. Seit 2008 ist die Konzentration von Co-58 im Reaktorwasser etwas höher als diejenige von Co-60. Die Ursache dafür könnte der Einsatz der Brennelemente des Typs GNF2 sein, bei denen die Abstandhalter aus Inconel, einer Nickelbasislegierung, und nicht wie bei den Vorgängerelementen aus Zirkaloy gefertigt sind. Das KKM geht davon aus, dass zukünftig die Co-58-Konzentration im Reaktorwasser mit jeder

Nachladung von Brennelementen des Typs GNF2 ansteigen wird. Dies hat wiederum einen unmittelbaren Einfluss auf die ODL der Primärkreislaufkomponenten und schliesslich auch auf die Personendosen.

Spaltprodukte im Reaktorwasser

Mit Ausnahme eines kleinen Fretting-Schadens im Zyklus 29 (2001/2002), bei dem es keine Freisetzung von Kernbrennstoff in das Primärkühlmittel gab, sind im Überprüfungszeitraum keine Brennstabschäden aufgetreten. Deshalb ist die Spaltproduktkonzentration im Reaktorwasser seit Jahren sehr niedrig. Es werden keine erhöhten Kontaminationen durch Spaltprodukte an Kreislaufkomponenten der wasserbenetzten Oberflächen festgestellt, was für einen guten radiologischen Zustand der Anlage mitentscheidend ist.

Die Iod-Konzentration im Reaktorwasser wird durch die Brennstoffintegrität und die Wasserstoffdosierung beeinflusst. Lediglich im April 2002 wurden als Folge des kleinen Fretting-Schadens Spuren von Iod in den Wasser-Dampfkreislauf freigesetzt. Die Iod-Konzentration ist abhängig von der jeweiligen Fahrweise. Unter HWC-Bedingungen ist sie im KKM höher als unter oxidierenden Bedingungen. Mit Einführung der Wasserstofffahrweise Ende 2000 ist die I-131-Aktivität deshalb deutlich angestiegen, in den darauf folgenden Zyklen aber wieder kontinuierlich zurückgegangen. Ab 2005 lagen die Messwerte um die Nachweisgrenze und ab September 2007 mit wenigen Ausnahmen stets unterhalb der Nachweisgrenze.

Bor im Reaktorwasser

Seit Mitte 2002 wird im KKM die Borkonzentration im Reaktorwasser als Indikator für die Steuerstabintegrität verwendet. Während des jährlichen Systemtests des Vergiftungssystems in der Revision gelangen kleinere Mengen der Vergiftungslösung ins Reaktorwasser. Die Borkonzentration beträgt deshalb zu Beginn eines Zyklus 60 µg/kg bis 80 µg/kg, gegen Zyklusende 2 µg/kg bis 5 µg/kg. Der sich daraus ergebene Bormittelwert liegt im Vergleich zu den SWR-Anlagen der EPRI-Gruppe, die ihre Borkonzentrationen melden, an unterster Stelle.

Eisengehalt im Speisewasser

Der Konzentration von Eisen im Speisewasser wird durch die über die KRA-Filter geleitete Kondensatmenge gesteuert. Der Eisengehalt ist bei geschlossenen Turbinen-Bypässen mit einer der niedrigsten und verglichen mit den früheren Guidelines von EPRI deutlich unterhalb der empfohlenen Mindestkonzentrationen. Im KKM wurden niemals negative Auswirkungen auf den Brennstoff beobachtet und EPRI hat seine Empfehlungen für die Eisengehalte sukzessive reduziert. Im KKM ist es problemlos möglich, ohne zusätzlichen Aufwand die Eisenkonzentration im Speisewasser zwischen 0,05 µg/kg und 1 µg/kg einzustellen. Selbst bei teilweise geöffnetem Bypass lagen die Eisenwerte deutlich unterhalb des EPRI Action Levels von 5 µg/kg.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Technische Spezifikation des KKM

KTA-Regel 3603¹⁰⁶

DIN 25476¹⁰⁷

DIN 25416-2¹⁰⁸

BWRVIP-130¹⁰⁹

IAEA Safety Standard SGG-13¹⁰³

Richtlinie VGB-R 401 J¹⁰²

EPRI-Berichte^{110,111}

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat im Überprüfungszeitraum die Wasserstoffdosierung und die NMCA- beziehungsweise die OLNC-Fahrweise eingeführt und damit die Wasserchemie von oxidierend auf reduzierend umgestellt. Dies hat neben der erhofften Reduktion der Risswachstumsrate in den Kerneinbauten auch zu einer günstigeren

radiologischen Situation in der Anlage geführt. Aufgrund der HWC-Edelmetall-Fahrweise sind Konzentrationsverschiebungen diverser Nuklide im Vergleich zur NWC-Fahrweise zu verzeichnen. Die Auswirkungen der geänderten Wasserchemie auf die Konzentrationen der einzelnen Nuklide und damit auf die Dosisleistungen in der Anlage werden vom KKM laufend untersucht und dem ENSI regelmässig mitgeteilt.

Der EPRI-Bericht¹⁰⁹ BWRVIP-130 empfiehlt, die Mittelwertkonzentration des Eisens im Speisewasser nicht unter 0,2 µg/kg zu fahren, da bisher diesbezüglich wenig Anlagenerfahrung vorliegt. Weiterhin sollten Anlagen mit einem durchschnittlichen Eisengehalt im Zyklusmittel von unter 0,1 ppb ein spezielles Überwachungsprogramm einführen, bei dem lösliches und nicht lösliches Eisen analysiert sowie die Entwicklung der Dosisleistung im Stillstand verfolgt werden. Im Analysenprogramm des KKM ist die Bestimmung von löslichem und nicht löslichem Eisen im Speisewasser seit Jahren integriert. Zudem wird die Dosisleistung in jedem Stillstand an festgelegten Punkten gemessen. Der Vergleich dieser Werte ermöglicht es, die Entwicklung der ODL über mehrere Jahre darzustellen. Das KKM hält sich an die EPRI-Empfehlungen und informiert das ENSI regelmässig über die Ergebnisse.

Die Borkonzentration im KKM ist zu Zyklusbeginn aufgrund der jährlichen Prüfung des Vergiftungssystems, bei der jeweils eine geringe Menge Bor ins Reaktorwasser gelangt, etwas erhöht. Sie nimmt dann aufgrund der Wirkung der Reaktorwasserreinigungsfilter wieder ab. Die Mittelwerte für die Borkonzentration im Reaktorwasser sind im internationalen Vergleich klein.

Das KKM geht davon aus, dass zukünftig mit jeder Nachladung des Brennelementtyps GNF2 die Co-58-Konzentration im Reaktorwasser weiter ansteigen wird. Dies hat einen unmittelbaren Einfluss auf die ODL der Primärkreislaufkomponenten. Das ENSI wird im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit die Entwicklung der Dosisleistungen an den Primärkreislaufkomponenten verfolgen.

4.5.3 Ressort Chemie

Hauptaufgabe des Ressorts Chemie ist die chemische Überwachung auf Basis der Technischen Spezifikation, des Abgabereglements und der Brennstoffgarantie. Für die Gewährleistung eines störungsfreien Anlagenbetriebs sind die Genauigkeit und die Verlässlichkeit der chemischen Analysen von grosser Bedeutung. Die Analysegeräte müssen deshalb den an die Analytik gestellten Anforderungen entsprechen. Bestehende Analysemethoden müssen bei Bedarf weiterentwickelt werden, um die Messgenauigkeit zu erhöhen und die Nachweisgrenzen zu senken. Damit die notwendigen Aufgaben zur Überwachung lückenlos wahrgenommen werden können, ist ausreichend und gut ausgebildetes Personal erforderlich.

Angaben des KKM

Zur Qualitätssicherung der Analysen im Chemielabor wurde der Prozess „Chemische und radiochemische Analysen“ im Qualitätsmanagementsystem des KKM eingeführt. Wichtiges Hilfsmittel für die Durchführung der Analysen ist das Laborhandbuch. Basierend auf der Technischen Spezifikation, dem Abgabereglement und der Brennstoffgarantie wurde ein Analyseplan erstellt, welcher regelmässig überprüft und bei Bedarf angepasst wird.

Seit 2000 werden die wichtigsten chemischen und radiochemischen Parameter in monatlich aufdatierten Grafiken zusammengestellt. Alle relevanten Messwerte und Ereignisse werden im Chemie-Informationssystem (CIS) gespeichert, dokumentiert und ausgewertet.

Im Überprüfungszeitraum erfolgten Änderungen wie der Austausch von Analysegeräten, die Optimierung von Analysemethoden, die Änderung von Vorgaben sowie die Totalsanierung aller Räume im Chemielabor (Anfang Oktober 2002 bis Februar 2003).

Die Ausstattung des Chemielabors ist zweckmässig und gut. Sie wurde kontinuierlich an die neuen Aufgaben der Analytik (namentlich Ionenchromatographie, Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma und Gammaskopie) angepasst. Neue Herausforderungen durch diverse Anlagenänderungen mit Einfluss auf die Wasserchemie – insbesondere die Umstellung auf NMCA und HWC – aber auch durch hö-

here Anforderungen an den Messumfang und die Messgenauigkeit sowie tiefere Nachweisgrenzen wurden erfolgreich bewältigt.

Für die Durchführung der Analysen steht gut ausgebildetes Eigenpersonal zur Verfügung. Es wird dafür Sorge getragen, dass beim anstehenden Generationenwechsel das erworbene Wissen weitergegeben wird. Das Stellenkontingent wurde im Jahr 2008 um eine Vollzeitstelle erhöht.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Technische Spezifikation des KKM

Richtlinie VGB-R 401 J¹⁰²

IAEA Safety Standard SGG-13¹⁰³

Beurteilung des ENSI

Die Integration des Prozesses „Chemische und radiochemische Analysen“ ins Qualitätsmanagementsystem des KKM wird vom ENSI positiv bewertet. Es wird damit eine transparente und nachvollziehbare Überwachung der chemischen und radiochemischen Eigenschaften der Medien in den Wasser-Dampf-Kreisläufen gewährleistet.

Die räumliche Gestaltung und die apparative Ausstattung der Chemie-Laboratorien sind nach der Renovierung und dem Ersatz der älteren Geräte auf einem guten Stand. Alle routinemässig in einer Siedewasseranlage anfallenden Messaufgaben können durchgeführt werden. Der Analysenaufwand und die Häufigkeit der durchgeführten Messungen entsprechen dem internationalen Standard. Dies ist in verschiedenen internen und externen Audits überprüft und bestätigt worden. Im Überprüfungszeitraum hat das KKM an diversen Ringversuchen teilgenommen. Ende 2000 und Mitte 2002 hat ein externes Expertenteam der IAEA (OSART-Mission) unter anderem auch die Arbeiten der Chemie untersucht und positiv bewertet.

4.5.4 Systeme zur Behandlung von Wasser

Als Betriebsmedium wird in Siedewasserreaktoren hochreines Wasser verwendet. Deshalb müssen gelöste und ungelöste Verunreinigungen kontinuierlich aus dem Wasser entfernt sowie die Wasserqualität permanent überwacht werden, um sicherzugehen, dass die vorgegebenen Qualitätsanforderungen eingehalten werden. Eine gute Wasserqualität sowohl bei den Wasser-Dampf-Kreisläufen als auch beim Abwasser zeichnet sich dadurch aus, dass keine oder nur geringe Mengen unerwünschter gelöster oder ungelöster Stoffe das Wasser verunreinigen. Ebenfalls wichtig ist es, die Konzentration an radioaktiven Isotopen so niedrig wie möglich zu halten. Je nach Betriebsweise kann es erforderlich sein, den Wasser-Dampf-Kreisläufen bestimmte Elemente dosiert beizumischen wie z. B. Sauerstoff ins Rohkondensat oder Wasserstoff und Zink ins Speisewasser.

Angaben des KKM

Die Systeme zur Wasserbehandlung lassen sich entsprechend ihren Aufgaben in drei Gruppen einteilen:

- Systeme zur Rohwasseraufbereitung und Deionatbereitstellung
- Systeme zur Reinigung der Wässer im Wasser-Dampfkreislauf, im Reaktor und im BE-Lagerbecken
- Systeme zur Abwasseraufbereitung

Die Aufbereitung der notwendigen Wässer erfolgt im Kernkraftwerk Mühleberg in der Regel über Anschwemmfilter. Als Filtermaterial werden Powdex-Harze verwendet. Dabei handelt es sich um pulverisierte Kunstharz-Ionenaustauscher des Divinylbenzol-Styrol-Typs. Der Kationenaustauscher PCH weist als funktionelle Gruppe eine Sulfogruppe auf und liegt in der H-Form vor. Der Anionenaustauscher PAO mit einer quartären Aminogruppe liegt in der OH-Form vor. Anstelle der Powdex-Harze wurden ab 2004 teilweise Harze eines anderen Herstellers verwendet, welche formal dieselbe Zusammensetzung aufweisen, jedoch vorge-mischt und deshalb einfacher zu handhaben sind.

Nach Möglichkeit wird das Wasser im Kreislauf gefahren. Das gereinigte Wasser wird wieder eingesetzt, nachdem die entfernten Fremdstoffe auf den Ionenaustauscherharzen der Filter abgeschieden worden sind. Die wichtigsten Systeme inklusive Betriebserfahrung der letzten 10 Jahre werden im Folgenden beschrieben.

Zinkdosierung

Um den Verlust der natürlichen Zinkquelle (Messingberohrung der Kondensatoren) zu kompensieren, wird seit 1998 depleted zinc oxide (DZO) via Speisewasserstrang A in den Reaktor dosiert (GEZIP-Verfahren). Der angestrebte Zinkgehalt im Reaktorwasser von zwischen 5 µg/kg und 10 µg/kg – seit 2000 wird ein Wert von zwischen 7 µg/kg bis 8 µg/kg angestrebt – wird durch die Zugabe von 0,8 µg/kg Zink in den Speisewasserstrang A erreicht.

Sauerstoffdosierung

Die seit 1982 eingeführte Sauerstoffdosierung ins Rohkondensat wird auch nach der Umstellung auf die HWC-Fahrweise weitergeführt. Seit Dosierbeginn war man bestrebt, den Sauerstoffgehalt zwischen 20 µg/kg und 40 µg/kg zu halten. Nachdem in der Brennstoffgarantie des Brennelementherstellers die Sauerstoffkonzentration im Speisewasser auf 30 µg/kg bis 200 µg/kg erhöht worden ist, wird als neuer Zielwert 40 µg/kg bis 60 µg/kg Sauerstoff in jedem der beiden Speisewasserstränge angestrebt.

In den Jahren 2002 und 2003 war ein Sauerstoffeintrag über die beiden Elektrolyseure aufgrund defekter Membranen festzustellen. Diese kurzzeitigen Abweichungen sind für das Korrosionsverhalten der eingesetzten ferritischen Werkstoffe unbedeutend.

Reaktorwasserreinigungssystem (Clean-Up-System)

Zur Entfernung der sich im Reaktordruckbehälter aufkonzentrierten Verunreinigungen dienen die beiden Filter der Reaktorwasserreinigungsanlage (Clean-Up-System). Das Clean-Up-System sorgt für hohe Sauberkeit des Reaktorwassers in allen Betriebszuständen und hat diese Anforderung im Überprüfungszeitraum in hohem Masse erfüllt. Das KKM ist bestrebt, bei kontinuierlicher Dampfproduktion – d. h. solange der Reaktor im Leistungsbetrieb ist – beide CU-Filter parallel mit maximaler Leistung von je 12 t/h zu betreiben. Deshalb werden alle Arbeiten am CU-System während der Jahresrevision eingeplant. Auch beim Abfahren der Anlage zur Jahresrevision sind die Filter solange wie zweckmässig in Betrieb, d. h. solange die Filter noch eine Reinigung des Reaktorwassers bewirken. Lediglich bei einer Neuanschwemmung eines Filters mit Ionenaustauscherharz (Zeitbedarf rund eine Stunde) oder einer Störung ist dieser kurzzeitig abgestellt. Im Überprüfungszeitraum waren beide Filter mit einer Verfügbarkeit von mehr als 99 % im Leistungsbetrieb parallel im Einsatz. Im Überprüfungszeitraum sind keine freigabepflichtigen Anlagenänderungen mit Einfluss auf die Wasserchemie durchgeführt worden. Aufgrund der guten Erfahrungen ist nicht vorgesehen, Änderungen beim Betrieb der Reaktorwasserreinigungsanlage durchzuführen.

Systeme zur Rohwasseraufbereitung und Deionatbereitstellung

Die Deionatbereitstellung erfolgt in der zweisträngigen Vollentsalzungsanlage mit einem gemeinsamen CO₂-Riesler. Die maximale Produktionskapazität beträgt 750 m³/d. Die Steuerung der Vollentsalzungsanlage erfolgt über die Leitfähigkeitsmessungen. Aufgrund der Optimierung der Abwasserabgaben an die Aare hat sich der Bedarf an Zusatzwasser im Laufe des Überprüfungszeitraums kontinuierlich reduziert. Vom eingesetzten Rohwasser werden rund 80 % als Deionat in den Zusatzwassertank überführt. Mit der Vollentsalzungsanlage konnte jederzeit die erforderliche Menge an Zusatzwasser bereitgestellt werden.

Wasserbehandlung im Wasser-Dampfkreislauf

Das Hauptreinigungssystem, die Kondensatreinigungsanlage (KRA), bereitet das dem Reaktor zuzuführende Speisewasser vorgängig auf und entfernt Spuren von gelösten und ungelösten Inhaltsstoffen aus dem hochreinen Wasser. Im Normalbetrieb der KRA werden die gesamten Kondensate über die Reinigungsfilter geführt, um die durch Erosionskorrosion entstandenen Eisenoxide zu entfernen. Der Eisengehalt im Speisewasser beträgt zwischen 0,01 µg/kg und 0,04 µg/kg. Da dies eine der niedrigsten Eisenkonzentrationen in

GE-Kraftwerken entspricht, wurden zwischen 2003 und 2009 rund 20 % bis 25 % der Kondensate an den Filtern vorbeigeleitet, um die Eisenwerte etwas anzuheben. Die sogenannte Bypass-Fahrweise ist problemlos möglich und die Eisenkonzentration im Speisewasser kann zielgerichtet etwas erhöht werden, ohne dass eine zusätzliche Dosierung notwendig wird. Zudem hat diese Fahrweise den Vorteil, dass die ReinigungsfILTER entlastet werden, was die Standzeiten erhöht und den radioaktiven Abfall reduziert.

Seit der Umberohrung der Hauptkondensatoren von Messing auf Titan konnte die Anzahl der jährlichen Anschwemmungen von 90 auf rund 50 gesenkt werden. Der Harzverbrauch reduzierte sich von etwa 5 000 kg auf durchschnittlich 2 500 kg bei etwa gleich bleibendem Eisengehalt im Rohkondensat.

Etwa ein Jahr nach der Einführung der Wasserstoff-Fahrweise im Jahr 2000 haben sich die Standzeiten der Filter reduziert. Harzanschwemmungen mussten in kürzeren Intervallen durchgeführt werden und der Harzverbrauch ist sukzessive wieder auf die ursprüngliche Menge von 5 000 kg angestiegen, was neben einem höheren Harzverbrauch (mehr radioaktiver Abfall) auch zu einer etwas höheren Sulfatkonzentration im Reaktorwasser geführt hat. Weder die Wasserstoff-Fahrweise noch die Platinzugabe können nach bisherigen Untersuchungsergebnissen für die Verschlechterung der Standzeiten verantwortlich gemacht werden. Nach Rücksprache mit dem Hersteller der Kondensatreinigungsanlage wurde beschlossen, das veraltete Design der Kondensatfilter dem aktuellen Stand der Filtertechnik anzupassen, ohne das Filterprinzip zu ändern. Diese Anpassung wurde 2011 abgeschlossen.

Brennelementlagerbeckenreinigungsanlage

Im Brennelementlagerbecken-Kühlkreislauf ist ebenfalls eine Powdex-Filteranlage eingebaut (BEB-Filter). Während der Jahresrevision sind die BEB-Filter das einzige immer verfügbare Filtersystem, welches neben dem Brennelementlagerbeckenwasser auch das Wasser aus dem geöffneten Reaktordruckbehälter und der Reaktorgrube reinigt. Während der Jahresrevision werden beide Filter, jeder mit einem Durchsatz von 70 t/h bis 80 t/h, parallel betrieben, während des Leistungsbetriebs genügt jeweils ein Filter. Die Anzahl der Anschwemmungen und der damit verbundene Harzverbrauch hängen im Wesentlichen mit der Wasserqualität während der Jahresrevision sowie Brennstoffabtransporten und sonstigen Arbeiten im Rahmen von Konditionierungskampagnen zusammen (Bewegungen von Brennelementen, ausgebauten Kerneinbauten etc.). Dies erklärt die stark schwankende Anzahl der Filteranschwemmungen zwischen 2 und 7 pro Jahr. Als Kriterien zur Neuanschwemmung werden hauptsächlich die Sicht im Brennelementlagerbecken und die spezifische Aktivität im Beckenwasser herangezogen.

Im Überprüfungszeitraum sind keine freigabepflichtigen Änderungen mit Einfluss auf die Wasserchemie vorgenommen worden.

Systeme zur Abwasseraufbereitung

Die im Kernkraftwerk anfallenden Abwässer werden gesammelt, aufbereitet, wiederverwendet oder an den Vorfluter abgegeben. Es können prinzipiell drei Wasserqualitäten unterschieden werden:

- Sauberes Abwasser aus der Apparateentwässerung (chemisch unbelastet) wird über ein Powdex-Filter mit nachgeschaltetem Kugelharzmischbettfilter aufbereitet, geprüft und zur Weiterverwendung in den Kaltkondensatbehälter überführt.
- Abwässer aus den Gebäuden, der Dekontamination und der Laboratorien (chemisch belastet) werden über ein Powdex-Filter gereinigt und nach der Prüfung an den Vorfluter (Aare) abgegeben.
- Die Abwässer aus der Wäscherei und aus der Gebäudereinigung werden über einen Dekanter von Feststoffen gereinigt und nach erfolgter Prüfung an den Vorfluter abgegeben.

In der Abwasserstrasse betrug der Harzverbrauch des Filters 020A0013 im Mittel 9 Anschwemmungen im Jahr und 86 Anschwemmungen im Überprüfungszeitraum.

Die pro Jahr anfallende Abwassermenge konnte mit jeweils durchschnittlich 875 Liter Mischbettkugelharz vor der Abgabe zum Kaltkondensatbehälter nachgereinigt werden. Im Rahmen der Optimierung der radioaktiven Abgaben an die Aare konnte die Menge des wiederzuverwendenden Wassers deutlich erhöht werden auf-

grund vieler kleinerer Massnahmen wie z. B. durch den Ersatz von Stopfbüchsendichtungen verschiedener Pumpen durch Gleitringdichtungen. Ausserdem wurde bei der Behandlung von radioaktiven Materialien nach Möglichkeit der Einsatz von wässrigen Dekontaminationsverfahren reduziert.

In der Gebäudeentwässerungsstrasse waren in den Jahren 2001 bis 2010 durchschnittlich 25 Anschwemmungen des Filters 20A30 erforderlich. Je Filteranschwemmung wurden durchschnittlich 130 m^3 Abwasser aufgearbeitet, was zu einer durchschnittlichen Aktivitätsabgabe von $7,5 \cdot 10^7 \text{ Bq}$ (LE-Äquivalente) an die Umwelt führte.

Im Durchschnitt wurden pro Jahr 1400 m^3 Wäschereiabwasser aufbereitet und an den Vorfluter abgegeben. Von der an den Vorfluter abgegebenen Aktivität stammen zwischen 5 % und 16 % vom Wäschereiabwasser. Die Jahresabgaben für das Abwasser (ohne Tritium) liegen im Mittel bei $1,0 \cdot 10^9 \text{ Bq}$ (LE-Äquivalente) pro Jahr. Die niedrigste Abgabe beträgt $1,6 \cdot 10^8 \text{ Bq}$ (LE-Äquivalente) im Jahr 2009, die höchste $3,4 \cdot 10^9 \text{ Bq}$ (LE-Äquivalente) im Jahr 2005. Bezogen auf die höchste Jahresabgabe 2005 beträgt die Abgabe 2009 noch rund 5 %.

Bewertung der Systeme zur Behandlung von Wasser

Bei der Kondensatreinigungsanlage wurde im Überprüfungszeitraum festgestellt, dass sich die Filterstandzeiten seit Einführung der Wasserstofffahrweise sukzessive verschlechtert haben. Mit der im August 2009 begonnenen Umrüstung der Filter auf den neuesten Stand wird erwartet, dass sich die Filterstandzeiten wieder deutlich verlängern.

Der Zyklusmittelwert für die Leitfähigkeit des Reaktorwassers liegt im Überprüfungszeitraum bei $0,1 \mu\text{S}/\text{cm}$. Dies ist ein schnell zu ermittelnder und einfacher Indikator zur Funktionsüberprüfung des Reaktorwasserreinigungssystems. Probleme mit der Kondensatreinigungsanlage und die teilweise praktizierte Bypass-Fahrweise hatten keinen Einfluss auf die Leitfähigkeit im Reaktorwasser.

Mit der Vollentsalzungsanlage konnte jederzeit die notwendige Menge Zusatzwasser bereitgestellt werden.

Die gesammelten und aufbereiteten Abwässer werden entweder zur Wiederverwendung dem Kaltkondensatbehälter zugeführt oder an die Aare abgegeben. Bei den Abgaben an die Aare wird der Grenzwert von $4 \cdot 10^{11} \text{ Bq}$ (LE-Äquivalente) je Jahr (Abwasser ohne Tritium) lediglich zu einem Bruchteil ausgeschöpft. Im Jahr 2009 betrug die Ausschöpfung der Limite 0,04 %.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie VGB-R 401 J¹⁰²

LCC6 Special Topic Report¹¹²

IAEA Safety Standard SGG-13¹⁰³

KTA-Regel 3603¹⁰⁶

DIN 25476¹⁰⁷

DIN 25416-2¹⁰⁸

EPRI-Berichte^{110,111}

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat im Überprüfungszeitraum keine freigabepflichtigen Anlagenänderungen in den Systemen zur Behandlung von Wasser mit Einfluss auf die Wasserchemie durchgeführt.

Die Dosierung von Sauerstoff in das Rohkondensat hat sich bezüglich der Minimierung der abtragenden Korrosion bewährt. Das KKM hat sehr niedrige Eisengehalte im Wasser der verschiedenen Systeme. Negative Auswirkungen auf die Hüllrohre der Brennelemente wurden vom KKM nicht beobachtet. Die durchwegs sehr niedrige Leitfähigkeit des Reaktorwassers zeigt die gute Wirkung der Reinigungssysteme.

Die Zugabe von Zink in das Speisewasser stabilisiert nach dem heutigen Kenntnisstand die Oxidschichten auf den Oberflächen der Komponenten und trägt zu einer niedrigeren Co-60-Einlagerung in die Oxidschichten bei. Dies wurde durch eine sinkende Dosisleistung an den wasserbenetzten Komponenten bestätigt.

Das KKM hat gezeigt, dass die Systeme zur Behandlung von Wasser ihre Aufgabe erfüllen. Folgende Punkte sind dem ENSI aufgefallen und bedürfen einer Nachbearbeitung:

- Es wird erwähnt, dass seit 2004 teilweise Harze eines anderen Hersteller verwendet werden. Die Betriebserfahrung, die mit diesen Harzen gesammelt wurden, wird nicht explizit genannt.
- Mit der sogenannten Bypass-Fahrweise kann die Eisenkonzentration im Speisewasser gezielt eingestellt werden. Zudem hat diese Fahrweise laut KKM den Vorteil, dass die Reinigungsfilter entlastet werden, was die Standzeiten erhöht und den radioaktiven Abfall reduziert.

Das ENSI wird diese Punkte im Rahmen der laufenden Aufsicht verfolgen.

4.5.5 Radiologische Auswirkungen der Wasserchemie

Die Entwicklung der Ortsdosisleistung und Kontamination in der Anlage bestimmt einen Teil der Kollektiv- und Individualdosen des Personals während des Betriebs und insbesondere während des Revisionsstillstands. Kleine Änderungen in der Wasserchemie können dabei grosse Auswirkungen auf die Dosisleistungen haben. Bei der Planung für die Jahreshauptrevisionen und Instandhaltungsarbeiten ist dies zu berücksichtigen. Die Entwicklung ist daher sorgfältig zu verfolgen.

Angaben des KKM

Dosisleistung und Kontamination im Reaktorgebäude

Die Bestimmung der Dosisleistung und der Kontamination an verschiedenen Komponenten und Systemen im Reaktorgebäude ermöglicht es, den Einfluss der geänderten Reaktorwasserchemie festzustellen. Die Einführung der HWC-, HWC/NMCA- und HWC/OLNC-Fahrweise verursachte ausgeprägte Veränderungen.

Umwälzschleifen

Der erste Betriebszyklus unmittelbar nach der Einführung der Änderungen ergab eine starke Mobilisierung von Korrosionsprodukten in den Reaktorwasser führenden Systemen. Damit wurden die ODL entlang der Umwälzschleifen mehr als halbiert: 2000: 4,6 mSv/h, 2001: 1,9 mSv/h, 2005: 3,4 mSv/h, 2009: 1,6 mSv/h. Bis zur Jahreshauptrevision 2005 erfolgte dort allerdings eine rasche Rekontamination bis zu den Werten vor der Änderung. Seit der Durchführung der OLNC-Applikation jeweils im Januar (etwa in der Mitte des Zyklus) wird eine beständige Abnahme der Dosisleistung während der Revision beobachtet. Die mittlere Kontamination weist ebenfalls einen leichten Abwärtstrend auf. Der in der Jahreshauptrevision 2009 ermittelte Wert ergab $5,4 \cdot 10^5$ Bq/cm². Co-60 ist an der Kontamination zu 45 % beteiligt, trägt jedoch zu mehr als 90 % zur Dosisleistung bei.

Reaktordruckbehälter-Deckel (RDB-Deckel)

Während der Jahreshauptrevision ist der RDB-Deckel für Messungen gut zugänglich. Deshalb wird der radiologische Zustand an dieser für die Beaufschlagung mit Satteldampf geringer Feuchte repräsentativen Oberfläche jährlich untersucht. Als Referenzpunkt ist das Zentrum der Flanschebene definiert. Hier wurde infolge der geänderten Fahrweise eine Zunahme der Dosisleistung von 1,3 mSv/h (1999) über 2,9 mSv/h (2005) auf 3,1 mSv/h (2008) beobachtet. An drei weiteren Messpunkten auf der Innenoberfläche wurde als Mittelwert der Dosisleistung ein Anstieg von 5,7 mSv/h (2000) auf 9,9 mSv/h (2008) festgestellt. Die beobachtbare Mobilisierung von Korrosions- und Aktivierungsprodukten in den reaktorwasserführenden Systemen wird hier als Ablagerung beobachtet. Die an der Innenoberfläche gemessenen Werte streuen stark, da es sich um Ablagerungen von Partikeln auf einer rauen Gussoberfläche handelt. Die mittlere Kontamination hat seit der Jahreshauptrevision 2000 zugenommen. Der Co-60-Anteil an der Gesamtkontamination liegt im Bereich von 75 % bis 85 %. Im Überprüfungszeitraum wurde in keiner Probe Spaltprodukte nachgewiesen.

Maschinenhaus

Analog zum Reaktorgebäude ist auch im Maschinenhaus der radiologische Zustand der meisten Komponenten und Systeme besser als in den ersten Betriebsjahren. Der Hauptgrund für diese Situation ist der jahrelange Betrieb ohne Brennstoffschaden. Im Maschinenhaus ist die Kontamination der Komponenten zum überwiegenden Teil sehr gering. Es ist dadurch möglich, während der Jahreshauptrevision die meisten Tätigkeiten durchzuführen, ohne nennenswerte Dosen zu akkumulieren.

Bewertung der Dosisleistung und Kontamination in der Anlage aufgrund der Wasserchemie

Trotz einiger unerwarteter Auswirkungen, die mit den Änderungen in der chemischen Fahrweise aufgetreten sind, hat sich generell eine stabile Tendenz bei der Ortsdosisleistung an den meisten Komponenten eingestellt. Bei den Umwälzschleifen rechnet das KKM sogar noch mit einer weiteren, wenn auch geringen Abnahme der Dosisleistung nach den nächsten OLNC-Applikationen. Im Maschinenhaus ist die Kontamination der Komponenten zum überwiegenden Teil sehr gering. Bei einem Betrieb ohne Brennstoffschaden rechnet man auch in Zukunft mit stabilen oder teilweise sogar fallenden ODL-Werten an den wichtigen Komponenten.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

IAEA Safety Standard SGG-13¹⁰³

Richtlinie VGB-R 401 J¹⁰²

EPRI-Bericht¹¹⁰

BWRVIP-159¹⁰⁵

Beurteilung des ENSI

Die erstmalige Einspeisung von Edelmetall (125 g Platin und 60 g Rhodium) in der Jahresrevision 2000 verursachte eine starke Mobilisierung von Korrosionsprodukten in den Reaktorwasser führenden Systemen. Als Folge nahm die Dosisleistung an den Umwälzschleifen zunächst um mehr als die Hälfte ab, hingegen wurde am Reaktordeckel eine Verdoppelung verzeichnet. Der Trend zeigte sich erneut nach der OLNC-Anwendung im Jahr 2005, bei der 37 g Platin eingespeist wurde, allerdings mit einer Änderung der Dosisleistung von nur ca. 10 % weniger stark ausgeprägt.

Durch die Mobilisierung von Korrosionsprodukten aufgrund der OLNC-Fahrweise werden diese aus dem Primärkreislauf über die betrieblichen Reaktorwasser-Reinigungsfilter entfernt, was sich günstig auf die ODL auswirkt und auch die Dosen der Mitarbeitenden senkt. In bestimmten Systemen und Komponenten wird eine Ablagerung der zuvor mobilisierten Korrosionsprodukte beobachtet wie z. B. am Reaktordruckbehälterdeckel. Sollte entgegen den Erwartungen die ODL in bestimmten Bereichen zu hoch werden und als Folge dessen Arbeiten nennenswert behindern, muss das KKM Vorkehrungen treffen, um die Dosis der Mitarbeitenden so gering wie möglich halten. Das ENSI ist über die Änderungen in der Wasserchemie sowie die daraus resultierenden Veränderungen bezüglich Dosisleistung und Kontamination weiterhin zu informieren.

4.5.6 Abgassystem

Im Normalbetrieb ist es die Aufgabe des Abgassystems, nicht kondensierbare Gase wie Wasserstoff, Sauerstoff und Edelgase aus dem Hauptkondensator sicher abzuführen und kontrolliert an die Umwelt abzugeben. Knallgasexplosionen müssen durch Rekombination des Wasserstoff-Sauerstoff-Gemisches im Rekombinator sicher verhindert werden. Des Weiteren wird die Abgabe der Edelgase an die Umgebung verzögert, in dem man sie über eine Abklingstrecke leitet und dadurch die Aktivitätsabgabe verkleinert. Die ODL-Messung an der Abgasleitung muss in den Betriebsarten 1 und 2 immer verfügbar sein.

Angaben des KKM

Die niedrige Spaltproduktfreisetzung aus dem Reaktor lässt sich auch im Abgassystem beobachten. Im Überprüfungszeitraum beträgt die Dosisleistung am kleinen Abklingtank durchschnittlich 0,3 mSv/h und am Rekombinator überwiegend unter 0,1 mSv/h.

Da sich die Anforderungen an das Abgassystem und die Aktivkohleanlage im Überprüfungszeitraum nicht geändert haben, kann festgehalten werden, dass diese Systeme auch gegenwärtig ihre Funktionen gemäss Auslegung erfüllen.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Technische Spezifikation des KKM

KTA-Regel 3605¹¹³

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zum Schluss, dass die prinzipiellen Funktionen des Abgassystems und der Aktivkohleanlage sichergestellt sind. Es fällt aber auf, dass die Wasserstoffmessung nach Rekombination im Überprüfungszeitraum mehrmals defekt war beziehungsweise Fehlfunktionen und Leckagen aufwies. Das ENSI erhebt deshalb die folgende Forderung:

Forderung 4.5-1

Das KKM hat zu prüfen, wie die Zuverlässigkeit der Wasserstoffmessung zur Überwachung der für den Normalbetrieb erforderlichen Rekombinatoren des Abgassystems verbessert werden kann. Das Ergebnis ist dem ENSI bis zum 31. März 2014 einzureichen.

4.6 Strahlenschutz

4.6.1 Organisation und Prozesse des Strahlenschutzes

Durch eine geeignete Organisation soll erreicht werden, dass die Belange des Strahlenschutzes in einem Kernkraftwerk allen betroffenen Personen bekannt und an geeigneter Stelle allgemeingültige Strahlenschutz-Regeln festgelegt sind. Ferner muss dafür gesorgt werden, dass fachlich ausgewiesenes Personal in genügender Zahl für den Schutz der Mitarbeitenden vor ionisierender Strahlung zur Verfügung steht.

Angaben des KKM

Strahlenschutzorganisation und -personal

Der Kraftwerksleiter ist verantwortlich für den Strahlenschutz und setzt zu diesem Zweck die Sachverständigen ein. Festgelegt ist dies im Kraftwerksreglement¹¹⁴ des KKM. Das Ressort Strahlenschutz ist ein Teil der Abteilung Überwachung, die auch noch die Ressorts „Physik“, „Chemie“, „Radioaktive Abfälle“ und „Kernbrennstoffe“ umfasst. Das Ressort Strahlenschutz ist gemäss der zum Kraftwerksreglement gehörenden Strahlenschutzordnung¹¹⁵ in die Gruppen „Operationeller Strahlenschutz“, „Dosimetrie“, „Dekontamination“, „Aktiv-Wäscherei“, „Operationelle Abfallbehandlung“ und „Messverfahren“ aufgeteilt. Übergreifend werden von den Strahlenschutztechnikern die Aufgaben Qualitätssicherung und Ausbildung wahrgenommen. Für die strahlenschutztechnische Überwachung und Betreuung während der normalen Betriebsphasen ist ein Mindestbestand von je einem Strahlenschutzsachverständigen, einem Strahlenschutztechniker und drei Strahlenschutzfachkräften erforderlich. Ausserhalb der normalen Arbeitszeit übernimmt der Schichtleiter die Strahlenschutzkompetenzen. Bei Einsätzen, die zusätzliches Personal erfordern, ist qualifiziertes Personal aus dem Ressort Strahlenschutz aufzubieten.

Im Jahre 2000 waren im Ressort Strahlenschutz zwei Strahlenschutzsachverständige, sechs Strahlenschutztechniker, fünf Strahlenschutzfachkräfte und acht Strahlenschutzassistenten beschäftigt.¹¹⁶ Die Arbeiten der Strahlenschutzmitarbeiter sind Tätigkeitsgebieten zugeordnet. Diese beinhalten jeweils den operationellen

Strahlenschutz für das Maschinenhaus, Reaktorgebäude, Aufbereitungsgebäude sowie Arbeiten in der Dosimetrie, Aktivwäscherei und Dekontamination. Innerhalb des Überprüfungszeitraums wurden vier Mitarbeiter zum Strahlenschutzassistenten, drei Strahlenschutzassistenten zur Strahlenschutzfachkraft und drei Strahlenschutzfachkräfte zum Strahlenschutztechniker ausgebildet. Ende 2009 waren im Ressort Strahlenschutz zwei Strahlenschutzsachverständige (Ingenieure), sechs lizenzierte Strahlenschutztechniker, sieben lizenzierte Strahlenschutzfachkräfte und vier Strahlenschutzassistenten beschäftigt. Zudem stehen zwei weitere Sachverständige am Standort zur Verfügung. Mit der aktuell vorhandenen Anzahl Lizenziierter im Bereich Strahlenschutz kann der Routinebetrieb ausreichend abgewickelt werden.

Während der Revision, bei grösserem Arbeitsaufkommen ausserhalb der Revision sowie bei Personalengpässen infolge Ferienabwesenheit und Krankheit, welche nicht durch KKM-Strahlenschutz-Eigenpersonal abgedeckt werden kann, kommt qualifiziertes Personal von Drittfirmen zum Einsatz.

Die strahlenschutztechnischen Ausbildungen sind in der Verfahrensanweisung VA-SU102 und der Arbeitsanweisung AA-SU-102 geregelt. Die Ausbildungsplanung für die jeweils nächsten fünf Jahre des Ressorts Strahlenschutz wird jährlich aktualisiert und in einer Aktennotiz¹¹⁷ dokumentiert. Für jeden Mitarbeitenden des Ressorts werden in Tabellen der Ausbildungsstand und die vorgesehene Qualifikation gegenüber gestellt und daraus der Ausbildungsbedarf für die nächsten Jahre abgeleitet. Auch das altersbedingte Ausscheiden einzelner Mitarbeiter aus dem Berufsleben wird darin berücksichtigt.

Der Kenntniserhalt bzw. die Fortbildung des lizenzierten Personals des Strahlenschutzes, d. h. Strahlenschutzsachverständige, Strahlenschutztechniker und Strahlenschutzfachkräfte werden im Rahmen von regelmässigen Schulungen, Kursen und Fachtagungen durchgeführt. Jeder Strahlenschutzmitarbeitende hat innerhalb von zwei Jahren mindestens eine fachspezifische Weiter- oder Fortbildungsveranstaltung zu besuchen. Die besuchten Kurse und Schulungen werden in der Ausbildungsdatenbank dokumentiert.

Neu eintretende Mitarbeiter im Ressort Strahlenschutz werden ihrer vorgesehenen Aufgabe entsprechend mittels Einführungs- und Weiterbildungskursen für ihren späteren Einsatz geschult. Für jeden Mitarbeiter wird ein spezifisches Ausbildungsprogramm mit internen und externen Schulungen ausgearbeitet.

Alle beruflich strahlenexponierten Personen erhalten vor Beginn ihrer Tätigkeit in der kontrollierten Zone eine Grundausbildung im Strahlenschutz. Die Ausbildung vermittelt das nötige Wissen für das Verhalten zum Selbstschutz beim Umgang mit ionisierender Strahlung. Die Basis ist der Schulungsfilm des Strahlenschutzes. Die Grundausbildung wird beim Fremdpersonal jährlich wiederholt. Beim Eigenpersonal wird das Grundwissen durch periodische Wiederholungskurse vertieft. Die jährlichen Kurse behandeln neben allgemeinen Strahlenschutzkenntnissen auch aktuelle KKM-spezifische Strahlenschutzthemen. Besucher und kurzzeitig tätiges Personal erhalten keine Grundausbildung, müssen aber in der kontrollierten Zone durch geschultes Personal ständig begleitet werden.

Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeiten

Alle Personen auf dem Kraftwerksgelände sind durch die Strahlenschutzordnung¹¹⁵ als Teil des Kraftwerksreglements verpflichtet, die gesetzlichen Vorgaben für den Strahlenschutz einzuhalten sowie den Anweisungen des Strahlenschutzpersonals Folge zu leisten. Im Reglement sind die maximal zulässigen Dosen für verschiedene Gruppen und die Massnahmen zur Einhaltung der Werte festgelegt. Das Verhalten in der kontrollierten Zone und bei Personenkontaminationen ist bestimmt. Die Fach- und Sachaufgaben der Abteilung Überwachung sind im Teil des Kraftwerksreglements für die Abteilung Überwachung geregelt.¹¹⁸ Dem Ressort Strahlenschutz sind insgesamt 17 Aufgabenfelder zugeordnet. Das Ressort Chemie ist unter anderem für die Überwachung, Analyse und Bilanzierung der gasförmigen und flüssigen radioaktiven Abgaben verantwortlich.

Die Kompetenzen im Strahlenschutz sind detailliert geregelt. Namentlich sind die Befugnisse der Mitarbeitenden des Eigen- und Fremdpersonals des Ressorts Strahlenschutz festgelegt:

- Freigabe von Arbeitsscheinen vor Ort und von Arbeiten bei erhöhter Strahlung
- Strahlenschutzfestlegungen im IBFS

- Materialfreimessung aus der kontrollierten Zone
- Genehmigung von Einzeldosen
- Strahlenschutzfreigabe von radioaktiven Transporten
- Freigabe zum Abtransport von inaktiven Materialien aus dem KKM
- Umgang, Ausgabe und Verwaltung von Prüfquellen

Strahlenschutzprozesse und -weisungen

Das Qualitätsmanagement wurde zu Beginn des Überprüfungszeitraums überarbeitet und im Jahr 2004 zertifiziert. Der Strahlenschutz wird hauptsächlich im Prozess „Strahlenschutzdienstleistungen“ beschrieben. Ausserdem gelten die Prozesse „offizielle Dosimetrie“, „Mess- und Prüfmittel“ sowie „Emissions-/Immissionsüberwachung“. Festgelegt sind unter anderem die

- Schutzziele
- Regelung der radiologischen Sicherheit der Anlage
- Bilanzierung der radioaktiven Abgaben
- Aufgaben und Abläufe
- Verantwortlichkeiten

unter Beachtung der gültigen Gesetze, Verordnungen, Richtlinien.

Der Prozess „Strahlenschutzdienstleistungen“ setzt sich zusammen aus den folgenden Teilprozessen, die den gleichnamigen Fachgruppen zugeordnet sind:

- Dosimetrie
- operationeller Strahlenschutz
- Dekontamination
- Aktiv-Wäscherei
- operationelle Abfallbehandlung
- Messgeräte

Die elektronische Dosimetrie sowie die Jobdosimetrie sind dem Prozess „Strahlenschutzdienstleistungen“ zugeordnet. Innerhalb des Prozesses „offizielle Dosimetrie“ werden die Vorgaben bezüglich der anerkannten Dosimetriestelle des KKM beschrieben.

Die Betreuung der mobilen Strahlenmessgeräte wird von der Fachgruppe Messgeräte innerhalb des Prozesses „Strahlenschutzdienstleistung“ sichergestellt. Der Prozess „Mess- und Prüfmittel“ ist ein im KKM übergreifender Prozess, der unter anderem die Abläufe für die fest installierte Strahlenschutzinstrumentierung im KKM festlegt.

Zur „Emissions-/Immissionsüberwachung“ gibt es einen eigenen Prozess für die Fachgruppe Umgebungsüberwachung.

Mit der sowohl inhaltlich als auch personell klaren Trennung der verschiedenen Aufgaben und den klaren Zielvorgaben durch das QM-System wird ein moderner und effizienter Strahlenschutz mit guter Qualität sichergestellt.

In den Verfahrensanweisungen der einzelnen Teilprozesse sind die Ziele und Vorgehensweisen erläutert. Insbesondere wird auf

- zu bewältigende Aufgaben,

- Organisationsstruktur,
- Tätigkeitsbeschreibungen,
- Arbeitsmittel,
- Prozessverknüpfungen und
- Vorgehen bei Nichtübereinstimmungen

eingegangen. In untergeordneten Dokumenten wie Arbeitsanweisungen und Arbeitsvorschriften erfolgt eine detaillierte Angabe der Vorgehensweise in der Praxis. Ein Beispiel dafür ist im Teilprozess „Operationeller Strahlenschutz“ die Arbeitsanweisung Strahlenschutzplanung.¹¹⁹ Das Ziel und der Zweck sowie die Optimierung der Strahlendosen werden darin beschrieben. Diese Anweisung gibt systematische Bewertungen der verschiedenen Lösungswege vor, die gegeneinander abgewogen werden, und sie verlangt eine Dokumentation der Ergebnisse. Für die Durchführung der Strahlenschutzplanung ist KKM-intern eine Interventionschwelle der Kollektivdosis von 20 Pers.-mSv bei geplanten Arbeiten festgelegt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Strahlenschutzorganisation und -personal

Art. 16 StSG

Art. 10, 16, 18 sowie Art. 132 Abs. 2 bis 4 StSV

Art. 7, 20 und 22 KEG

Art. 7, 30 und 31 KEV

Richtlinie ENSI-G07

Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeit

Art. 11 und 12 StSG

Art. 7 und 8 KEV

Art. 28 und 41 sowie Anhang 3 KEV

Strahlenschutzprozesse und Weisungen

Art. 6 StSV

Richtlinien HSK-R-11¹⁴⁶ und ENSI-G15¹²⁰

Art. 132 Abs. 1 StSV

Beurteilung des ENSI

Strahlenschutzorganisation und -personal

Der Bewilligungsinhaber setzt Strahlenschutzsachverständige und -sachkundige ein und überträgt ihnen Verantwortung und Kompetenzen. Die Beschreibung des Aufbaus der Strahlenschutzorganisation ist vollständig und nachvollziehbar. Die Personen werden angemessen aus- und weitergebildet. Es wird individuell geplant, welche konkreten Massnahmen in den nächsten fünf Jahren zu erbringen sind. Angesichts der Ausbildungszeiten im Strahlenschutz ist dies ein angemessener Zeitraum. Was planbar ist (Personalbedarf, Aus- und Weiterbildung, Renteneintritt), wird berücksichtigt. Personalfluktuationen jüngerer Mitarbeiter, längere Krankheitsfälle und erhöhter Personalbedarf bei grösseren Projekten werden durch Strahlenschutzmitarbeiter von Fremdfirmen abgedeckt. Der Einsatz von Fremdpersonal ist eine praktikable Lösung. Das KKM muss sich aber bewusst sein, dass der Bestand an Eigenpersonal zu gewährleisten ist. Ein Mindestbestand an anerkanntem Strahlenschutzpersonal ist im Kraftwerksreglement¹¹⁴ angemessen festgelegt. Aus dem Betriebserfahrungsbericht¹¹⁶ geht hervor, dass für die Jahre 2000 und 2009 kontinuierlich Fremdpersonal im Strahlenschutz tätig war.

Personen, die mit ionisierenden Strahlen umgehen, werden entsprechend ihrer Tätigkeit und Verantwortung im Strahlenschutz aus- und weitergebildet. Alle Personen, die in der kontrollierten Zone arbeiten, werden in angemessener Weise über die Gefahren und die massgebenden Strahlenschutzvorschriften aufgeklärt. Besucher und für nur kurze Zeit in der kontrollierten Zone tätige Personen werden in der kontrollierten Zone ständig durch ausgebildetes Personal begleitet. Die diesbezüglichen Vorschriften werden damit eingehalten.

Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeit

Die Aufgaben des Ressorts Strahlenschutz sind im KKM in mehreren Reglementen^{114,115,118} festgelegt und in weiteren Anweisungen^{121,122,123,124,125} präzisiert. Zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte und zur Ermittlung der Strahlendosis nach Art. 11 und 12 StSG werden im KKM in der zum Kraftwerksreglement gehörenden Strahlenschutzordnung¹¹⁵ sowie in der Anweisung Strahlenschutzmesstechnik¹²⁶ Vorgaben gemacht.

Die Kompetenzen der einzelnen Mitarbeitenden sind nachvollziehbar festgelegt.^{115,118,124}

Das Strahlenschutzreglement gemäss Art. 28 und 41 sowie Anhang 3 KEV regelt die Aufgaben des Inhabers der Betriebsbewilligung, insbesondere die Messungen der radioaktiven Abgaben an die Umgebung und den Strahlenschutz der in der kontrollierten Zone der Kernanlage beschäftigten Personen. Die Messungen der radioaktiven Abgaben an die Umgebung sind auf Reglementsebene¹²⁷ nur als pauschale Aufgabe des Ressorts Chemie festgelegt, eine detailliertere Beschreibung der einzelnen Tätigkeiten gibt es dort nicht. Die übergeordneten Ziele für den Strahlenschutz der Personen sind im Einzelnen festgelegt.¹¹⁵ Zur Detaillierung der Aufgaben bei der Emissionsüberwachung ist eine Überarbeitung des Strahlenschutzreglements notwendig. Aufgrund der absehbaren Veröffentlichung der Richtlinie ENSI-G09 und der damit verbundenen Forderung, die Betriebsdokumentation anzupassen, wird hier auf eine spezifische Forderung verzichtet.

Strahlenschutzprozesse und Weisungen

Das KKM hat ein Qualitätsmanagementsystem mit einem Prozess zur Strahlenschutzplanung inklusive Optimierung. Weisungen zur Umsetzung der Aufgaben im Strahlenschutz werden erteilt und Massnahmen zur Überwachung der Einhaltung festgelegt.

4.6.2 Zonenkonzept

Das Zonenkonzept, d. h. die Einstufung der Räume und Bereiche der kontrollierten Zone in Zonen- und Gebietstypen sowie die Festlegung der damit verbundenen Schutzmassnahmen, ist eine wichtige Vorkehrung im Strahlenschutz. Das Zonenkonzept kann grob unterteilt werden in ein Konzept zum Einschluss radioaktiver Stoffe (Barrierenkonzept) und in ein Konzept zur Verhinderung oder Reduktion externer Exposition (Abschirmungs- und Schliesskonzept).

Ein Barrierenkonzept umfasst allgemeine bauliche, technische und administrative Anforderungen, sodass einerseits die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 für die unterschiedlichen Zonentypen und andererseits die unterschiedlichen Barrierenarten zwischen den Systemen berücksichtigt werden. Ausgehend von diesem Konzept sind je nach Gefährdungsgrad und Betriebserfahrung spezifische Massnahmen für jeden Raum der kontrollierten Zone und für jede mögliche Verbindung zwischen den Systemen innerhalb der Zone bei der Auslegung neuer Anlagen oder bei Änderungen zu planen und auszuführen. Die Integrität und Funktionalität dieser Massnahmen sind während des Betriebs kontinuierlich oder periodisch zu überprüfen.

Analog zum Barrierenkonzept sind die Räume, gestaffelt nach potenziell vorliegender Dosisleistung, unterschiedlichen Gebietstypen zugeordnet. Schutzmassnahmen wie Zutrittsbeschränkungen oder Überwachungsmassnahmen (kontinuierliche Ortsdosisleistungs-Messungen mit Alarmierung) richten sich nach dem im Abschirmungs- und Schliesskonzept festgelegten Gebietstyp.

Angaben des KKM

Zonen- und Gebietseinteilung

Gemäss Sicherheitsbericht³ sind Bereiche im Kernkraftwerk, in welchen Personen bei regelmässiger Arbeit Strahlendosen von 1 mSv/Jahr oder mehr akkumulieren können, von Bereichen mit geringerer Strahlung

getrennt. Die Einteilung der Bereiche innerhalb der Kraftwerksanlage erfolgte unter Berücksichtigung der Strahlenschutzverordnung und der Richtlinie HSK-R-07.²⁹

Das Anlageareal ist dementsprechend unterteilt:

- überwachter Bereich

Dieser umfasst das gesamte umzäunte KKM-Areal. Die akkumulierte Dosis darf bei regelmässigem Aufenthalt 0,5 mSv/Jahr nicht überschreiten.

- kontrollierte Zone

Diese umfasst jenen Bereich innerhalb des KKM-Areals, in dem die akkumulierte Dosis bei regelmässigem Aufenthalt 1 mSv/Jahr überschreiten kann.

Einzelne zugängliche Örtlichkeiten mit erhöhtem Strahlenpegel innerhalb der kontrollierten Zone sind markiert und abgegrenzt und dürfen nur für eine beschränkte Zeitspanne betreten werden. Es gibt derartige Gebiete und Bereiche im Reaktorgebäude, im Maschinenhaus und im Aufbereitungsgebäude, welche auch in der Jahresrevision nur unter besonderen Bedingungen begehbar sind.

Innerhalb der kontrollierten Zone sind gemäss Richtlinie HSK-R-07 entsprechend der Oberflächen- und Luftkontamination Zonentypen festgelegt worden sowie entsprechend der Ortsdosisleistung Gebietstypen. Die Festlegungen werden gemäss der Arbeitsanweisung Strahlenkataster¹²⁸ mindestens einmal jährlich überprüft und in Aktennotizen mit Zonen- und Gebietsplänen dokumentiert.^{129,130} Ebenfalls mindestens einmal jährlich werden die Oberflächenkontaminationen und Dosisleistungen auf dem Areal des KKM gemessen, dokumentiert und in Pläne eingetragen.¹³¹ Die Dosisleistungs- und Kontaminationsmessungen sind in jedem Fall zu wiederholen, wenn relevante bauliche Veränderungen stattgefunden haben oder sich Änderungen im Reaktorbetrieb ergeben, die sich auf die Werte auswirken können. Routinemässig werden die Messungen nach dem Wiederanfahren im Anschluss an die Jahresrevision wiederholt.

Die strahlenschutztechnischen Massnahmen wie die Markierung, die Zeitbeschränkung des Aufenthaltes, das Tragen von Schutzkleidung (Tenuevorschriften), Schutzmasken, die Verwendung mobiler Abschirmungen und gegebenenfalls die Absperrung des Zugangs sind unter Berücksichtigung der geltenden Regelwerke entsprechend den Gebiets- und Zonentypen abgestuft.

Eingänge in Räume mit hohem Strahlenpegel werden im Normalbetrieb verschlossen und sind derart ausgeführt worden, dass wegen dieser Öffnungen in den Abschirmmauern die Strahlenpegel in den angrenzenden Räumen nicht wesentlich erhöht sind.

Die Angemessenheit der beschriebenen Auslegung ist durch die Betriebserfahrung bestätigt worden. Die Zonen- und gegebenenfalls die Gebietstypeneinteilung werden, wenn notwendig, lokal den betrieblichen Gegebenheiten angepasst.

Anforderungen an die kontrollierte Zone

Das KKM hat eine Überprüfung seines Zonenkonzepts durchgeführt. Aus der PSÜ 2005 resultierte die HSK-Forderung PSÜ-5.6-1, das Zonenkonzept des KKM bis Ende 2008 zu überprüfen. In einer Aktennotiz¹³² sind die Ergebnisse der Untersuchungen an den Gebäudestrukturen in der kontrollierten Zone, die in den Jahren 2007 und 2008 ermittelt wurden, zusammengefasst.

Die Aufgabe bestand darin, Schwachstellen mit einem möglichen Potenzial einer unkontrollierten Abgabe radioaktiver Stoffe zu ermitteln. Unter dem Begriff „Schwachstelle“ wird dabei im Folgenden verstanden: Integritätsverlust der Gebäudestruktur an den Grenzen der kontrollierten Zone (z. B. Gebäudefugen, Gebäudedekklappen, Bodenkanäle und sonstige Abläufe).

Überprüfung der Integrität der Barrieren und Zonengrenzen

Zur Überprüfung des Barrieren- und Zonenkonzepts hat das KKM die Aussenhülle der kontrollierten Zone durch Begehungen von innen und aussen begutachtet und die Stellen untersucht, an welchen Leitungen mit wässrigen Medien, Dampf oder Gas die Grenzen der kontrollierten Zone durchbrechen.¹³²

Beispiele für aufgefundene und inzwischen beseitigte Schwachstellen sind:

- Rucksack (Maschinenhaus -3 m)

Die Aussenwand war feucht, die Ursache nicht eindeutig erkennbar (defekte Gebäudeabdichtung, Leckage von aussen durch die Wasserdichtung). Die Gebäudefugen wurden mit einem Acrylat-Gel verschlossen. Anschliessend war zu prüfen, ob die Massnahme ausreichend war und ob weitere Leckagen vorhanden sind.

- Leitungen Kühlwasser Transformatoren (Maschinenhaus/Betriebsgebäude -3 m)

Eine Anzahl Leitungen wurde auf dieser Ebene über die Zonengrenze hinweg nach aussen geführt. Diese Leitungen für die Kühlung der Transformatoren wurden infolge der Änderung auf Luftkühlung nicht mehr benutzt. Diese Leitungen wurden nach radiologischen Kontrollmessungen entfernt und anschliessend wurde der jeweilige Wanddurchbruch verschlossen.

Bei keiner der vom KKM aufgefundenen Schwachstellen wurden ausserhalb der kontrollierten Zone künstliche radioaktive Nuklide gefunden. Nach Ansicht des KKM besteht kein Grund, das bisherige Zonenkonzept wegen der erkannten Schwachstellen bei den Gebäuden fundamental zu überarbeiten. Aus heutiger Sicht ist es ausreichend, mögliche Schwachstellen im Rahmen des bestehenden Zonenkonzeptes zu beheben. Die von der HSK verlangte Untersuchung der Gebäudestrukturen des KKM wurde im Jahr 2008 abgeschlossen, die Forderung PSÜ-5.6-1 ist erfüllt.

Die vom KKM auf eigene Initiative durchgeführten Untersuchungen der Systemgrenzen werden fortgesetzt. Im Rahmen der behördlichen Aufsicht wird das ENSI jährlich in einem Fachgespräch über den Fortschritt der Arbeiten des KKM bezüglich des Zonenkonzeptes informiert.

Neben den Barrieren zwischen den Systemen hat das KKM mehrere Dosisleistungsmessgeräte, die in Verbindung mit automatischen oder nach Alarm im Kommandoraum handausgelösten Massnahmen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in inaktive Systeme und damit unter ungünstigen Verhältnissen an die Umwelt verhindern oder begrenzen. Diese Dosisleistungsmessgeräte sind an verschiedenen Kreisläufen und Versorgungssystemen installiert.

Abschirmung

Gemäss Sicherheitsbericht wurde bei der Auslegung von Abschirmungen darauf geachtet, dass die geltenden Regelwerke eingehalten werden. Hierzu wurden neben den Bedingungen bei Normalbetrieb auch jene bei den Auslegungsstörfällen zur Festlegung der Schutzmassnahmen für das Personal und für die Bevölkerung herangezogen. Die Abschirmmassnahmen um Anlagekomponenten innerhalb von Gebäuden und die der Abschirmung dienenden Aussenmauern von Gebäuden stellen den Schutz von Personen innerhalb und ausserhalb des Kraftwerks sicher.

Die Auslegung der Abschirmungen um Komponenten, welche Reaktorwasser enthalten, sowie der Abschirmungen im Aufbereitungsgebäude, erfolgte unter der Annahme der maximal zu erwartenden Kontamination des Reaktorwassers.

Pumpen, Absperr- und Regelorgane der nuklearen Hilfssysteme wurden, wo notwendig, vor den Abschirmungen der zugehörigen Behälter und Apparate installiert und bei Bedarf nochmals gegenüber der Umgebung abgeschirmt, damit eine beschränkte Zugänglichkeit gewährleistet ist. Bereiche dieser Art befinden sich vorwiegend im Aufbereitungsgebäude und bei den Powdex-Filteranlagen.

Für die Abschirmungen der Komponenten des Abgassystems wurden die ungünstigsten Bedingungen der Abgasaktivitätskonzentration angenommen.

Die Angemessenheit der beschriebenen Auslegung ist durch die Betriebserfahrung bestätigt worden.

Absperrung (Schliesskonzept)

Eingänge in Räume mit hohem Strahlenpegel sind im Normalbetrieb verschlossen.³ Die Schutzmassnahmen gegen unbeabsichtigte hohe Expositionen haben sich bewährt. Das KKM erläuterte dem ENSI anlässlich

eines Fachgesprächs, wie diese Weisung in der Praxis umgesetzt wird.¹³³ Insbesondere sind diejenigen Räume und Orte bekannt und mit Schliessanlagen gesperrt, die hohe Dosisleistungen aufweisen können (Reaktorwasserreinigungssystem, TIP-Raum, Hochaktivlager, Aufbereitungsräume, Kondensation). Der TIP-Raum (Traversing Incore Probe) ist mit Pegelwächter und Blitzlampen ausserhalb der Eingangstüre ausgerüstet. Gemäss KKM wurde an einer internen Sitzung am 10. Januar 2011 die Schlüsselübergabe überprüft und im Einvernehmen mit anderen Ressorts restriktiver festgelegt. Weitere Details sind in einer KKM Arbeitsanweisung¹³⁴ geregelt.

Zutrittsbedingungen

Im Strahlenschutzreglement¹³⁵ ist der Zutritt zur kontrollierten Zone für drei Personengruppen geregelt:

- beruflich strahlenexponierte Personen des KKM
- betriebsfremdes Personal
- Besucher und Besuchergruppen

Der Zugang zur kontrollierten Zone ist nur Personen erlaubt, welche die Voraussetzungen gemäss Kraftwerksreglement erfüllen. Der Zugang zur kontrollierten Zone des Maschinenhauses, Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes befindet sich im Betriebsgebäude, Kote +8,00 m. Er erfolgt über einen Umkleidetrakt, in dem Zonenkleidung und entsprechende Ablageplätze (Schränke, Haken) zur Verfügung stehen.

Austrittsbedingungen: Personen- und Materialfreimessung

Beim Verlassen der kontrollierten Zone müssen zwei Kontaminationsmessstellen passiert werden, die erste beim Betreten der Aktiv-Garderobe, die zweite bei deren Verlassen. Beim Vormonitor tragen die Personen noch Zonenoveralls, im Feinmonitor werden die Personen ohne Overalls ausgemessen. Der Durchgang wird erst freigegeben, nachdem die Kontaminationskontrolle durchgeführt worden ist und das Messergebnis unterhalb des eingestellten Alarmwertes liegt. Durch die Anordnung von Kontrollstellen und Drehkreuzen am Ausgang der kontrollierten Zone wird verhindert, dass kontaminierte Personen die kontrollierte Zone verlassen können. Kontaminierte Personen werden unverzüglich in den dafür vorgesehenen Einrichtungen dekontaminiert.

Die Ausgabe und Rückgabe der Dosimeter, die Kontrolle auf Kontamination an Werkzeugen und Material, welche die kontrollierte Zone verlassen, werden im Zugangsbereich (Posten II) ausgeführt. Werkzeuge und Komponenten, welche die kontrollierte Zone durch das Maschinenhaustor oder das Tor Maschinenhaus Süd verlassen, werden dort kontrolliert.

Gestaffelte Unterdruckhaltung, gerichtete Strömungen, Wechsel und Filterung der Luft in der kontrollierten Zone

Die Ventilationsanlagen des Maschinenhauses, Reaktorgebäudes und Aufbereitungsgebäudes haben aus radiologischer Sicht gemäss Kapitel 10 des Sicherheitsberichts³ folgende Aufgaben:

- ausreichende Versorgung mit gereinigter Frischluft
- Unterdruckhaltung gegenüber der Atmosphäre
- gerichtete Luftströmung von Räumen mit geringer zu Räumen mit potenziell höherer Raumluftaktivität
- Filtrierung und kontrollierte Abgabe der Abluft über den Kamin ins Freie

Die Zu- und Abluftanlagen der Ventilationssysteme des Maschinenhauses sowie des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes sind zentral im Aufbereitungsgebäude aufgestellt.

Die in den einzelnen Gebäuden bei Betrieb des Kraftwerkes einzuhaltenden Unterdrücke betragen im Maschinenhaus 0,4 mbar, im Maschinenhaus-Anbau Süd 0,7 mbar, im Reaktorgebäude 1,5 mbar und im Aufbereitungsgebäude 0,8 mbar.

Maschinenhaus und Anbau Süd

Die in der Zuluftanlage aufbereitete Zuluft wird oberhalb der Turbogruppen eingeblasen und unterhalb der Turbogruppen (Kondensation) abgesaugt, zur Abluftanlage geführt und kontrolliert über den Kamin ins Freie geblasen.

Die Luftführung von oben nach unten erfolgt um sowohl die erwärmte Abluft als auch die eventuell möglichen geringen aktiven Leckagemengen an der Entstehungsstelle abzusaugen, damit diese nicht in andere Bereiche gelangen. Die Luftströmung ist so eingestellt, dass in Räumen mit potenziell höherer Aktivität ein niedrigerer Druck vorherrscht als in Räumen mit niedrigerer Aktivität.

Reaktorgebäude

Die aufbereitete Zuluft wird über ein verzinktes Kanalsystem mit den entsprechenden Luftaustrittsgittern möglichst gleichmässig und zugfrei in das Reaktorgebäude eingeblasen. Die Luftströmung in der Anlage erfolgt auch hier von Räumen mit niedrigerer zu Räumen mit potenziell höherer Aktivität.

Die im Raum erwärmte Luft wird als Abluft über die Abluft-Filteranlage gesaugt, um dann zusammen mit der übrigen Abluft in den Kamin geführt zu werden. Ein Teil der Abluft wird über die Reaktor- und Brennelement-lagerbecken geleitet.

Für die Führung der Fortluft von der Abluftanlage zum Kamin werden Leitungen in geschweisster, luftdichter Ausführung benutzt.

Die Abluftfiltereinheiten sind aus einem Grob- und einem Absolutfilter zusammengesetzt. Der Mindestabscheidegrad der Grobstaubfilter beträgt 91 % und derjenige der Absolutfilter 99,99 %, bezogen auf Aerosole grösser als 0,3 μm . Diese Filtereinheiten sind auf der Staubseite mit pneumatisch angetriebenen gasdichten Absperrklappen und auf der Reinluftseite mit gasdichten, handbetätigten Absperrklappen versehen. Weiterhin ist jede Filtereinheit mit einer Druckausgleichsvorrichtung ausgerüstet, die es ermöglicht, die Filtereinsätze drucklos auszutauschen, nachdem die luftdichten Absperrklappen auf der Saug- und Druckseite der Filtereinheit geschlossen wurden. Die 8 Filtereinheiten sind so dimensioniert, dass eine Einheit während des Betriebes der Anlage zum Austausch der Filterzellen abgeschaltet werden kann, ohne die anderen Filtereinheiten über die zulässigen Grenzen zu belasten.

Die Luftverteilung ist durch Klappen so einstellbar, dass während des Brennelementwechsels im Bereich der Brennelement-Wechselbühne stündlich ein zehnfacher Luftwechsel erreicht wird. In den übrigen Bereichen wird die Luft wenigstens einmal in der Stunde gewechselt.

Die Regelung des Gebäudeunterdrucks erfolgt mittels Regelklappen im Abluftsystem.

Aufbereitungsgebäude

Die aufbereitete Zuluft wird über ein Kanalsystem mit entsprechenden Luftauslässen in die Räume eingeblasen, sodass eine Luftströmung im Gebäude von Räumen mit niedrigerer zu Räumen mit potenziell höherer Aktivität besteht. Die aus den Räumen abgesaugte Abluft wird zusammen mit der Abluft des Reaktorgebäudes über die zuvor beschriebenen Luftfiltereinheiten geleitet und zum Kamin geführt.

In den Räumen, in denen der Dekanter, der Trockner und der Mischer der Zementverfestigungsanlage für radioaktive Abfälle (Cement Volume Reduction Solidification, CVRS) installiert sind, sowie in den CVRS-Räumen des Aufbereitungsgebäudes auf $\pm 0,00$ m können leicht Kontaminationen auftreten. Die Abluft dieser Räume wird deshalb über zusätzliche Filter und Ventilatoren in das allgemeine Abluftnetz vom Aufbereitungsgebäude geführt. Die Abluft der CVRS-Anlage wird durch ein eigenes Abluftsystem bestehend aus Fein- und Aktivkohlefilter, Ventilatoren, kontinuierlicher Aerosol- und Filteraktivitätsüberwachung dem allgemeinen Abluftnetz zugeführt.

Die Unterdruckhaltung im Aufbereitungsgebäude erfolgt durch die Regelklappen (V 049 und V 080A).

Überwachung der Lüftungsanlagen

An der Oberfläche des Abluftkanals des Reaktorgebäudes wird die γ -Dosisleistung der Abluft kontinuierlich gemessen. Die Messwerte werden im Kommandoraum angezeigt und registriert. Bei zu hoher Aktivität wird Alarm ausgelöst, das Ventilationssystem vom Reaktorgebäude isoliert und auf das Notabluftsystem umgeschaltet.

In den Abluftkanälen des Reaktorgebäudes, des Drywells und Torus, des Aufbereitungsgebäudes, der CVRS-Abluft, des Maschinenhauses, des Filterraumes im Maschinenhaus, des Maschinenhaus-Anbaus Süd sowie des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle sind Probeentnahmeleitungen zur Aerosol-Aktivitätsmessung installiert. Die Aerosol-Aktivität wird im Hauptkommandoraum angezeigt und registriert.

Hinter den Absolutfiltern des Abluftsystems wird über isokinetische Messsonden in regelmässigen zeitlichen Abständen mittels Laserpartikelzähler die Effizienz der Filter geprüft.

Jeweils zwei Luftfiltereinheiten und die Bypassleitungen werden an der Oberfläche auf γ -Dosisleistung überwacht. Die γ -Dosisleistung wird im Notabluft-Kommandoraum der Division A angezeigt und registriert. Grenzwert-Überschreitungen sind als Sammelalarm im Hauptkommandoraum erkennbar.

Die Absolutfilter der Luftfiltereinheiten der Reaktorgebäude-Aufbereitungsgebäude sind zusätzlich mit einer Differenzdrucküberwachung ausgerüstet. Grenzwertüberschreitungen sind über lokale Alarmer und einen Sammelalarm im Hauptkommandoraum erkennbar. Messwerte werden im Notabluft-Kommandoraum der Division A auf Linienschreiber aufgezeichnet. Das Erreichen von Alarmwerten wird angezeigt. Bei Überschreitungen von Grenzwerten erfolgt eine Abschaltung der Ventilationsanlage.

Die Aktivitätsüberwachung und Bilanzierung der Abluft erfolgt im Kamin.

Im Hauptkommandoraum werden die Schaltzustände aller Ventilatoren und die Stellungen der Klappen angezeigt. Registriert werden die Unterdrücke in den drei Gebäuden und alle Temperaturen. Alarmmeldungen informieren das Personal im Hauptkommandoraum über besondere Betriebszustände der Anlage.

Die Wirksamkeit der Luftfiltereinheiten ist durch Probenahme der Abluft vor und hinter den Filtern prüfbar. Die Beladung der Filter wird durch Differenzdruckmessung über die Filter fortlaufend überwacht.

Die radiologischen Auslegungsanforderungen an die Lüftungsanlagen sind somit erfüllt.

Rückhalteeinrichtungen für radioaktives Abwasser

Die im KKM anfallenden Abwässer werden gemäss Kapitel 9 des Sicherheitsberichts³ in solche mit niedriger Leitfähigkeit, hoher Leitfähigkeit, Chemieabwässer und in detergentienhaltige Abwässer eingeteilt.

Die Abwässer mit niedriger Leitfähigkeit werden durch einen Anschwemmfilter (020A 13) (Abwasserfilter) und einen Mischbettionentauscher (020A 075) (Abwasser-Ionenaustauscher) aufbereitet und anschliessend in einem von zwei Abwasserprüfbehältern (020A 016A/B) gesammelt. Nachdem von dem aufbereiteten Wasser Proben entnommen und analysiert wurden, wird es zwecks Wiederverwendung in der Anlage in den Kaltkondensatbehälter gepumpt, vorausgesetzt, dass es die Anforderungen bezüglich Leitfähigkeit erfüllt.

Die Abwässer mit hoher Leitfähigkeit werden in den Gebäudeabwassersammelbehälter (020A 028) gepumpt, der sich ebenfalls im Aufbereitungsgebäude befindet. Dort werden sie mittels eines Anschwemmfilters (020A 030) (Gebäudeentwässerungsfilter) aufbereitet und anschliessend im Gebäudeabwasserprüfbehälter (020A 033) gesammelt. Nach einer Probenentnahme und deren Analyse werden sie mit dem Hilfskühlwasser an die Aare abgegeben, vorausgesetzt, dass sie die Anforderungen bezüglich Aktivität erfüllen. Andernfalls muss das Abwasser nochmals in der Anlage aufbereitet werden.

Die Abwässer mit sehr hoher Leitfähigkeit werden im Chemieabwasserbehälter (020A 047) des Aufbereitungsgebäudes gesammelt. In diesem Behälter werden auch Dekontaminations- und andere Abwässer hoher Leitfähigkeit mit den verschiedensten Aktivitätskonzentrationen gesammelt. Auch hiervon werden Proben entnommen. Anschliessend werden derartige Abwässer soweit nötig neutralisiert. Falls die Aktivitätskonzentration hinreichend klein ist, um eine Abgabe an das Hilfskühlwasser zu gestatten, werden die Ab-

wässer mittels des Gebäudeentwässerungsfilters (020A 030) aufgearbeitet und in den Gebäudeabwasserprüfbehälter (020A 033) geleitet. Nach Probennahme und Analyse werden diese Abwässer an das Hilfskühlwasser abgegeben. Für den unwahrscheinlichen Fall, dass diese Abwässer eine zu hohe Aktivitätskonzentration aufweisen sollten, können sie in die Abwasserausgleichsbehälter (020A 018A/B) gepumpt werden, wo die Aktivität abklingen kann.

Die detergentienhaltigen Abwässer werden über eine Schiefbett-Bandfilteranlage geführt, bevor sie in die Wäschereiabwasserbehälter (020A 025A/B) geleitet werden. Mit dieser Anlage wird verhindert, dass grössere Gegenstände die nachfolgenden Komponenten und Rohrleitungen verstopfen. Um aktive Partikel zu entfernen, die als Kolloidpartikel in obigen Abwässern enthalten sind, werden diese mit einer der beiden Zentrifugen (020A 101A/B) ausgeschleudert und nachher als praktisch suspensionsfreie Lösungen in den Prüfbehälter (020A 103A/B) überführt. Nach Probennahme und Analyse werden die genannten Abwässer in das Kühlwasser eingeleitet und an die Aare abgegeben.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-07

Art. 58, 59 und 71 StSV

Richtlinie HSK-R-48⁶⁸ (Kap. 4, 2. Absatz)

Beurteilung des ENSI

Zonen- und Gebietseinteilung

Die Festlegungen der Zonen- und Gebietstypen werden regelmässig, mindestens einmal jährlich überprüft und dokumentiert.^{128,129,130} Die Pläne stimmen mit den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 überein. Die Betriebserfahrung zeigt, dass die gewählten Einteilungen und Kontrollen sinnvoll und praktikabel sind.

Anforderungen an die kontrollierte Zone

Aufgrund der HSK-Forderung PSÜ-5.6-1 in Stellungnahme 2007²⁵ hat das KKM das Zonenkonzept bis Ende 2008 überprüft. Die Anforderungen an die kontrollierte Zone gemäss Richtlinie HSK-R-07 wurden dabei vom KKM bezüglich Barrierenintegrität sinnvoll ergänzt und präzisiert.

Überprüfung der Integrität der Barrieren und Zonengrenzen

Die Beschreibung des radiologischen Zonenkonzepts umfasst das Ziel sowie bauliche, technische und administrative Massnahmen. Das KKM hat gemäss den Vorgaben in der Richtlinie HSK-R-07 und aufgrund von Erkenntnissen in anderen Anlagen das Zonenkonzept systematisch überprüft. Das KKM sieht bis auf die Behebung kleinerer Mängel keine Notwendigkeit für Verbesserungsmassnahmen. Ausserhalb der kontrollierten Zone wurden keine radioaktiven Stoffe aus dem Betrieb des KKM gefunden, deren Mengen über der Bewilligungsgrenze nach StSV lagen. Das ENSI hat anhand der eingereichten Unterlagen¹³² und in Fachgesprächen den Eindruck gewonnen, dass diese Überprüfung sorgfältig durchgeführt wurde. Bei der umfangreichen Überprüfung der Anlage wurden nur wenige Schwachstellen entdeckt, die für die Integrität der Zonengrenze eine untergeordnete Bedeutung haben. Das KKM hat diese geringfügigen Mängel bis auf wenige Ausnahmen beheben können. Die Beseitigung der verbliebenen Schwachstellen wird vom ENSI im Rahmen der kontinuierlichen Aufsichtsverfahren verfolgt. Das ENSI erwartet, dass das KKM zukünftig die Einhaltung seines Zonenkonzepts periodisch kontrolliert und festgestellte Schwachstellen behebt.

Abschirmung

Gemäss den Beobachtungen und der Kontrolle der Berichterstattung durch das ENSI werden die maximal zulässigen Dosisleistungen je nach Gebietstyp eingehalten. Die Auslegung der Abschirmung hat sich als ausreichend erwiesen. Im Sinne einer ständigen Weiterentwicklung hat das KKM zum Schutz des Personals die Abschirmungen konsequent weiter optimiert.

Absperrung (Schliesskonzept)

Bereiche mit einem hohen Strahlenpegel sind seit vielen Jahren im KKM abgesperrt. Aufgrund des Vorkommnisses mit Dosisgrenzwertüberschreitungen im Kernkraftwerk Beznau im Jahr 2009 wurde die Vergabe der Schlüssel noch stärker eingeschränkt.¹³³ Einer Überexposition von Personen wird auch vorgebeugt durch die Ortsdosisleistungs-Überwachung mit stationären Sonden, die akustisch und optisch alarmieren, die Personendosisleistungs-Überwachung durch elektronische Personendosimeter (EPD) mit akustischen Alarmen und den seit vielen Jahren bewährten Einsatz von Funkdosimetern. Im KKM werden die Dosisleistungsalarmlen für die jeweilige Tätigkeit angepasst. Wenn Alarme ertönen, verlassen die Mitarbeitenden konsequent die Strahlenfelder. Das ENSI ist mit diesen Massnahmen einverstanden und beurteilt den Personenschutz vor hohen Dosisleistungen als gewährleistet.

Zutrittsbedingungen

Die vom KKM allgemein angegebenen Bedingungen für den Zutritt der jeweiligen Personengruppe zur kontrollierten Zone wurden vom ENSI akzeptiert.

Austrittsbedingungen: Personen- und Materialfreimessung

Durch die Freimessung von Personen und Material wird die Verschleppung von Kontamination aus der kontrollierten Zone nach aussen wirksam unterbunden.

Gestaffelte Unterdruckhaltung, gerichtete Luftströmungen, Wechsel und Filterung der Luft in der kontrollierten Zone

Die Lüftungsanlagen entsprechen hinsichtlich einer gestaffelten Unterdruckhaltung, der gerichteten Luftströmungen und der Luftwechselraten den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07. Da keine Änderungen an den Lüftungsanlagen in der kontrollierten Zone durchgeführt wurden, wird im Rahmen dieser Stellungnahme keine Beurteilung dieses Systems durchgeführt. Aufgrund der positiven Betriebserfahrung mit den Lüftungsanlagen im Überprüfungszeitraum (keine Befunde bei periodischen Prüfungen, keine Vorkommnisse) geht das ENSI davon aus, dass deren Zuverlässigkeit auch zukünftig sichergestellt ist.

Die Abluft aus den potenziell oder real kontaminierten Räumlichkeiten in der kontrollierten Zone wird in geeigneter Weise vor deren Abgabe in den Kamin gefiltert.

Rückhalteeinrichtungen für radioaktives Abwasser

Durch Ionenaustauscher-Filter werden die im KKM anfallenden Abwässer gereinigt und möglichst als Prozesswasser rezykliert. Wässer mit höheren Verunreinigungen werden nach erfolgter Probenahme und Analyse über das Hilfskühlwasser an die Aare abgegeben, wenn die Aktivitätskonzentrationen genügend tief sind. Die Reinigung von Abwässern wurde in den vergangenen Jahren in anderen Schweizer Kernanlagen durch den Einsatz von Ultra- und Nanofiltrationsanlagen sowie den Einsatz spezieller Molekularsiebe verbessert. Die Einrichtungen des KKM entsprechen hier nicht mehr dem aktuellen Stand der in anderen Anlagen erfolgreich eingesetzten Technik (vgl. hierzu auch die HSK-Forderung PSÜ-5.7-1 in der Stellungnahme 2007²⁵ zur Senkung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser).

Fazit

Bezüglich der Integrität der Zonengrenzen, der Barrieren zwischen Systemen sowie weiteren Anforderungen an die Kontaminationszonen ist das KKM mit Ausnahme der Rückhalteeinrichtungen für radioaktives Abwasser auf dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Zur Senkung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser sind weitere Massnahmen erforderlich. Das ENSI hat hierzu im Kapitel 4.6.7 die Forderung 4.6-1 gestellt.

4.6.3 Massnahmen zur Dosisreduktion

Zusätzlich zu den Anforderungen an die kontrollierte Zone (Kapitel 4.6.2) sind weitere Schutzmassnahmen erforderlich, um die Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition des Personals und der Bevölke-

zung zu gewährleisten. In diesem Kapitel werden die technischen und organisatorischen Schutzmassnahmen beurteilt, die während des Leistungsbetriebs und während der Revisionen innerhalb des Überprüfungszeitraums vom KKM durchgeführt wurden.

Angaben des KKM¹¹⁶

Begrenzung und Optimierung der Strahlenexpositionen (ALARA)

In Zusammenarbeit mit dem operationellen Strahlenschutz werden von der Dosimetriestelle die Dosislimiten und Dosisleistungswarnschwellen für den Normalbetrieb, die Revision und spezielle Arbeiten festgelegt. Für Personal der Abteilung Betrieb gilt eine Tagesdosislimite von 2 mSv. Wird ein Wert von 80 % der Tagesdosislimite erreicht oder die Dosisleistungswarnschwelle überschritten, wird der Mitarbeiter durch ein akustisches Signal gewarnt. Bei Überschreitung der Tagesdosislimite wird der Mitarbeiter automatisch durch das elektronische Dosimetriesystem für weitere Begehungen in der kontrollierten Zone gesperrt. Dadurch werden die Individual- und Kollektivdosen positiv beeinflusst.

Täglich werden die Dosislisten des Vortags auf Auffälligkeiten hin analysiert. Erscheinen erhöhte Dosen zu hoch, wird der entsprechende Mitarbeiter über seine Tätigkeiten und Aufenthaltsbereiche befragt. Bei Bedarf werden Schutzmassnahmen veranlasst. Bei dosisintensiven Arbeiten wird durch die Mitarbeiter des operationellen Strahlenschutzes zuerst die Tagesdosislimite ausgeschöpft, auch wenn dabei eine Überschreitung der Tagesdosislimite nicht ausgeschlossen werden kann. Wird die Tagesdosislimite überschritten, wird dies durch den zuständigen Mitarbeiter des operationellen Strahlenschutzes dem zuständigen Mitarbeiter der Dosimetrie mitgeteilt. Bei Bedarf beantragt der zuständige Mitarbeiter des operationellen Strahlenschutzes eine Erhöhung der Tagesdosislimite, im Rahmen der Dosiskompetenzen sowie unter Berücksichtigung der Vordosen und des Dosisgrenzwertes.

Rohrleitungen in Durchgangs- und Aufenthaltsbereichen mit erhöhten Dosisleistungswerten, die nicht abgeschirmt werden können, sind mittels Spülstutzen dekontaminierbar gemacht worden. Die Leitungen des Brennelementbecken-Kühl- und Reinigungssystems sowie des Abfahrkühlsystems und des Apparateentwässerungssystems werden nach der Revision gespült. Gleichfalls werden die Sümpfe im Reaktorgebäude auf -11 m dekontaminiert.

Im Jahre 2000 wurde zum ersten Mal eine Noble Metal Chemical Addition (NMCA) durchgeführt. Im Anschluss wurden eine signifikante Abnahme der Dosisleistung an den Umwälzschleifen und eine Verlagerung der Aktivität innerhalb der Primärsysteme registriert. Dies spiegelt sich in der Dosis wieder, welche für den Aufbau der Abschirmungen aufgenommen wurden. In den folgenden Jahren führte die Rekontamination der Umwälzschleifen zu einer Erhöhung der Abschirmdosen auf den Stand des Jahres 2000.

In den Monaten Juni und Juli 2005 wurde zum ersten Mal eine Applikation von Online Noble Chem (OLNC) durchgeführt, welche danach jährlich wiederholt wurde. In den darauffolgenden Jahresrevisionen wurde wiederum eine Tendenz zu sinkenden Dosisleistungen an den Umwälzschleifen festgestellt, jedoch nicht im selben Umfang wie im Jahre 2000.

Die seit 1990 durch eine hierauf spezialisierte Firma durchgeführten Abschirmarbeiten haben sich bewährt und halfen, die Kollektivdosis weiterhin niedrig zu halten oder weiter zu senken. Aufgrund der im Laufe der Zeit gesammelten Erfahrungen konnten die Strahlenquellen immer effizienter abgeschirmt werden. Daneben führte die Installation von Permanentabschirmungen zur Verringerung der Dosisleistung in Arbeitsbereichen und auf Verkehrswegen. Auch dies ist ein wichtiger Faktor zur Reduktion der Kollektivdosen.

Ab 2008 erarbeitete die mit Abschirmarbeiten beauftragte Firma ein Abschirmkonzept für die gesamte Anlage. Mit dessen Umsetzung wurde begonnen. Das Konzept wird innerhalb der nächsten Jahre sukzessive weiter umgesetzt.

Die Räume der ehemaligen Inaktivwäscherei wurden nach dem Umbau im Jahre 2004 zur kontrollierten Zone und dienten der Aktivwäscherei bis 2009 als Maskenwerkstatt und Lagerplatz. In Hinblick auf einen zukünftigen sicheren und effizienten Betrieb der Aktivwäscherei des KKM sowie zur Umsetzung des Zonenkonzeptes und der Wasserwegtrennung wurde Ende 2009 mit einem umfassenden Umbau der gesamten

Wäscherei begonnen. Dazu gehörte neben der Neuanschaffung von 4 Waschmaschinen und 4 Wäschetrocknern auch die bautechnische Veränderung von Bereichen.

Die Kapazität der Aktivwäscherei lag bis 2009 bei 90 kg Wäsche/h. Während der Jahresrevisionen wird die Aktivwäscherei jeweils im 2-Schicht-Betrieb geführt, im Normalbetrieb von 2 bis 3 Personen während der Normalarbeitszeiten. Mit diesem Aufwand kann die anfallende Wäsche aus der kontrollierten Zone zweckmässig gewaschen und wieder bereitgestellt werden.

Strahlenschutzplanung, Vorbereitung und Kontrolle der Planungsziele

Das seit Mitte der 1990-er Jahre eingeführte Standardverfahren für die Bearbeitung von Anlageänderungsanträgen hat sich bewährt. Im Rahmen dieses Verfahrens wird das Ressort Strahlenschutz bei Anlageänderungen, die strahlenschutzrelevante Aspekte betreffen, automatisch eingebunden.

Bei der Strahlenschutzplanung werden zwei Wege unterschieden: Eine routinemässige Durchführung von Strahlenschutzmassnahmen im täglichen Ablauf, bei denen Kollektivdosen weit unter 20 Pers.-mSv, meistens unter 1 Pers.-mSv bleiben. Die andere Vorgehensweise wird angewandt, wenn aufgrund einer geplanten Arbeit eine Kollektivdosis von mehr als 20 Pers.-mSv erwartet wird. Es wird ein entsprechender Arbeitsablaufplan in Abstimmung mit der Fachabteilung erstellt, in den die Strahlenschutzbelange frühzeitig eingearbeitet werden. Übersteigt die für die Arbeiten abgeschätzte Kollektivdosis 50 Pers.-mSv, so ist der Arbeitsplan dem ENSI gemäss Richtlinie ENSI-B03 rechtzeitig vor Beginn der Arbeiten einzureichen.

Bei der Optimierung der Strahlenschutzmassnahmen für geplante Arbeiten werden Aspekte wie Vorplanung, Optimierung und Begleitung von Arbeiten sowie die Dokumentation einbezogen. Die Aspekte sind detailliert in Anweisungen^{136,137} beschrieben. Das Vorgehen ist im KKM etabliert und hat sich bewährt, so dass der Strahlenschutz in der Planungsphase das Optimierungspotenzial zur Reduktion der Personendosis erkennen und ausschöpfen kann. Die Qualität der Dosisplanung steht in direktem Zusammenhang mit der Arbeitszeitabschätzung. Die Arbeitszeit wird von den technischen Fachabteilungen oder den Lieferfirmen abgeschätzt und beeinflusst die Dosisplanung.

Das KKM vergleicht routinemässig die geplanten Dosen mit den tatsächlich erreichten Werten. Die Zusammenstellungen werden für einzelne Jobs, die Kollektivdosis in der Revision und im Normalbetrieb durchgeführt. Im Überprüfungszeitraum wurde die geschätzte Kollektivdosis während vier Revisionen geringfügig überschritten. Es ist ein Trend zu genaueren Dosisabschätzungen erkennbar. Mit dem Abschluss der grossen Nachrüstarbeiten werden während den Revisionen nur noch Routinearbeiten durchgeführt. Die radiologische Situation bei der Durchführung dieser Routinearbeiten ist dem Strahlenschutz bekannt und somit sind die Dosen besser abschätzbar. Ein Beispiel ist die Prognose zum Öffnen und Schliessen des Reaktordruckgefässes.

Die Optimierung im Strahlenschutz findet im KKM auch während der Arbeitsdurchführung statt. An kritischen Punkten werden zusätzliche Abschirmungen angebracht. Das Personal wird durch den operationellen Strahlenschutz auf das richtige Verhalten in Strahlenfeldern hingewiesen. Bei Bedarf wird dessen Verhalten korrigiert. Dadurch verringert sich auch die Aufenthaltszeit in erhöhten Strahlenfeldern. Durch die kürzere Aufenthaltszeit in erhöhten Strahlenfeldern werden grosse Dosisersparungen erzielt.

Ein weiterer wesentlicher Faktor zur Reduktion von Dosen in den verschiedenen Arbeitsbereichen ist der Einsatz von erfahrenem Fremd- und Eigenpersonal im Strahlenschutz. Fremdpersonal mit Strahlenschutzaufgaben betreut in Revisionen überwiegend immer dieselben Arbeitsbereiche und kennt daher sein Arbeitsgebiet sehr gut.

Massnahmen im Normalbetrieb

Während des Normalbetriebs werden in den täglichen Betriebssitzungen alle aktuellen Arbeitsvorhaben vorgestellt und über den Stand der laufenden Jobs berichtet. Strahlenschutzrelevante Aspekte werden vorgebracht und eingeplant.

Bei der täglichen Strahlenschutz-Routinebesprechung werden die in den Betriebssitzungen beschlossenen Vorgehensweisen strahlenschutztechnisch abgestimmt und die Vor-Ort-Mitarbeiter instruiert. Auch die Art und der Umfang der für die aktuell geplanten oder laufenden Arbeiten vorgesehenen Abschirmungen werden hier besprochen und die Abschirmarbeiten unter Berücksichtigung einer Dosis-Nutzen-Analyse abgestimmt. Im Bedarfsfall wird das Eigenpersonal durch geeignetes Fremdpersonal unterstützt. Im Rahmen dieser Besprechungen werden auch umfangreichere Dekontaminationsmassnahmen, z. B. von Rohrleitungen, Behältern oder Sumpfen, falls die Dosisleistungsmesswerte zu hoch sind, angeregt, eingeplant und abgestimmt. Innerhalb der letzten Jahre ist hieraus ein Routinedekontaminations-Programm entstanden. Resultat ist eine radiologisch sehr saubere Anlage, die wiederum zur weiteren Reduktion der Kollektivdosis beiträgt.

Massnahmen während Revisionen

In den Revisionen finden, analog zu den Betriebssitzungen im Normalbetrieb, Revisionssitzungen statt. Der Teilnehmerkreis ist bei den Sitzungen um das einsatzlenkende Fremdpersonal erweitert. Alle aktuellen Arbeitsvorhaben werden hier vorgestellt und es wird über den Stand der laufenden Arbeiten berichtet. Strahlenschutzrelevante Aspekte werden vorgetragen und eingeplant. Nach den Revisionssitzungen werden in der Strahlenschutz-Informationsrunde die in der Revisionssitzung beschlossenen Vorgehensweisen strahlenschutztechnisch abgestimmt und die Vor-Ort-Mitarbeiter instruiert. Bei Bedarf nimmt auch das Fremdpersonal mit Strahlenschutzaufgaben, welches das Eigenpersonal unterstützt, an den Informationsrunden teil.

Neben dem Abarbeiten von Spülprogrammen werden in den Revisionen auch in umfangreicher Masse zu revidierende, ausgebaute Kraftwerkskomponenten, Werkzeuge u. a. vor Ort und in der Dekontaminations-Box dekontaminiert. Dazu notwendige Transporte werden, soweit sinnvoll, mit Abschirmwagen vorgenommen. Der Vorteil dieser Massnahmen liegt darin, dass diese Teile und Geräte nach der Dekontamination ohne zusätzliche oder mit wesentlich geringeren Strahlenschutzmassnahmen gehandhabt werden können und dabei in den meisten Fällen die Dosisleistung reduziert wird. Dadurch resultiert ein Zeitgewinn bei der Handhabung von Geräten und Komponenten nach der Dekontamination. Die Verschleppung von Kontaminationen wird vermindert und Dosen werden verringert.

Die Dosisersparung durch die Dekontamination von Geräten und Komponenten ist nur schwer zu quantifizieren, da zum einen die Eckdaten über Arbeitszeit und Dosisleistung ohne Dekontamination fehlen, zum anderen diverse Ressorts bei den Dekontaminationsarbeiten mithelfen (z. B. Betrieb der Nassstrahlanlage, Reinigung von Anlageteilen in der Dekontaminations-Box, maschinelle Reinigung der Reaktorgrube durch das Ressort mechanischer Unterhalt). Ausserdem kann sich die radiologische Situation mit dem Arbeitsfortschritt ändern, wie z. B. beim Schliessen des Reaktordruckbehälters, nachdem der Deckel aufgesetzt ist.

Zur Strahlenschutzroutine kann inzwischen das immer weiter verbesserte umfangreiche Abschirmprogramm gezählt werden. In jeder der letzten Revisionen kamen hierfür rund 80 Mg Blei zum Einsatz. Zurzeit wird für die zukünftigen Revisionen an der Optimierung der Transportwege in den Strahlenfeldern gearbeitet. Diese Massnahmen trugen in den letzten Jahren zur kontinuierlichen Senkung der Kollektivdosis bei.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 9 und 10 StSG

Art. 6, 34 bis 37 StSV

Art. 7, 59 und 71 StSV

Richtlinie HSK-R-11¹⁴⁶, neu ENSI-G15¹²⁰

IAEA Safety Standard GSR Part 3 (Interim)¹³⁸

NEA-Report 6399¹³⁹

Beurteilung des ENSI

Begrenzung und Optimierung der Strahlenexpositionen (ALARA)

Die Massnahmen des KKM zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte, insbesondere die Festlegung der Tagesdosislimite mit der akustischen Alarmierung beim Erreichen von 80 % des Wertes gewährleisten eine zuverlässige Begrenzung der Individualdosis des Personals.

Die umfangreichen Dekontaminations- und Abschirmarbeiten haben erfolgreich zur Optimierung beigetragen. Zur Dekontamination kann im KKM auch die Noble Metal Chemical Addition (NMCA) gezählt werden, die zu einer deutlichen Verringerung der Dosisleistung an den Umwälzschleifen geführt hat. Die Infrastruktur der Wäscherei wurde verbessert.

Strahlenschutzplanung, Vorbereitung und Kontrolle der Planungsziele

Der Strahlenschutz ist bei Anlagenänderungen automatisch eingebunden. Die Vorgehensweise für Planungen ist einschliesslich der Optimierung geregelt und hat sich in der Praxis bewährt. Die Übereinstimmung der tatsächlichen Dosen mit den geplanten Werten wird systematisch überprüft. Beim Einsatz von Eigen- und Fremdpersonal legt das KKM grossen Wert auf die Erfahrung des Strahlenschutzpersonals.

Massnahmen im Normalbetrieb und während Revisionen

Das KKM fördert die Kommunikation innerhalb des Strahlenschutzes. In der täglichen Strahlenschutz-Routinebesprechung werden die in den Betriebs- und Revisionssitzungen beschlossenen Vorgehensweisen strahlenschutztechnisch abgestimmt und die Vor-Ort-Mitarbeiter instruiert.

Fazit

Das ENSI kommt aufgrund von Inspektionen und der Kontrolle der Berichterstattung zum Schluss, dass im KKM der radiologische Zustand der Anlage und die Exposition des Personals im Vorbereitungsstadium und bei der Durchführung von Tätigkeiten optimiert werden, womit die geltenden Anforderungen erfüllt sind.

4.6.4 Radiologische Überwachung inkl. Personendosimetrie

In diesem Unterkapitel werden die im Überprüfungszeitraum gewonnenen Betriebserfahrungen und durchgeführten Änderungen am Überwachungskonzept des operationellen Strahlenschutzes und die hierfür notwendigen Messverfahren beurteilt. Die Betriebserfahrung und die Änderungen bezüglich der Messtechnik der stationären Messgeräten sowie der Einrichtungen der anerkannten Personendosimetrie sind in Kapitel 5.11 behandelt.

Angaben des KKM

Handhabung und Schutzmassnahmen beim Umgang mit offenen radioaktiven Strahlenquellen

Hauptsächlich in Revisionen, aber auch während des Leistungsbetriebs, müssen für Inspektionen oder Reparaturen Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes geöffnet werden.¹¹⁶ Hierbei wird die Kontamination (überwiegend Aktivierungsprodukte) freigelegt, die an den Komponenten-Innenflächen anhaftet. Die davon ausgehenden Gefahren bestehen in der Verschleppung der Kontamination und in der Aerosolbildung. Dies sicher zu verhindern ist eine der wesentlichen Aufgaben des Strahlenschutzes.

In einer Zonen- und Tenuenvorschrift¹⁴⁰ werden Regelungen und Massnahmen beschrieben, die Verschleppungen von Kontamination und Inkorporation verhindern sollen. Dazu wird das Zonenkonzept gemäss Richtlinie HSK-R-07 verwendet. Beim Übergang in die nächsthöhere Zone ist entsprechende Schutzkleidung anzulegen und beim Verlassen wieder abzulegen.

Ein weiteres bewährtes Schutzinstrument zur Vermeidung von Kontaminationsverschleppungen und Aerosolausbreitungen ist bei höheren Kontaminationswerten der Aufbau eines Arbeitszeltes, in dem mittels gefilterter Absaugung ein Unterdruck für die Dauer der Arbeiten aufrecht erhalten wird. Zur Verhinderung von Inkorporationen tragen die Mitarbeiter persönliche Schutzkleidung und Atemschutz.

Kommt es in wenigen Fällen doch einmal zu geringen Kontaminationsverschleppungen, z. B. auf Verkehrswegen, wird dies spätestens im Rahmen der Routinekontrollen hinreichend kurzfristig detektiert und es werden unverzüglich Gegenmassnahmen eingeleitet. Die Messwerte der Routinekontrollen werden elektronisch im Programm QuaSi erfasst. Oberflächenkontaminationen, welche in den Jahresrevisionen festgestellt werden, sowie die eingeleiteten Massnahmen werden in den Revisionsberichten erwähnt.

Die betrieblichen Erfahrungen zeigen, dass die im KKM für die sichere Verhinderung von Inkorporationen zur Verfügung stehenden und benutzten Hilfsmittel gut ausgewählt und in gutem Zustand sind. Dies ist daran messbar, dass in den letzten zehn Jahren keine nennenswerten Inkorporationen (mit einer Folgedosis über 1 mSv) aufgetreten sind.

Abluftkonzept

Die Abluftströme des Reaktorgebäudes, des Aufbereitungsgebäudes, des Maschinenhaus-Anbaus Süd und des Chemielabors werden gefiltert abgegeben. Sowohl die Abluftströme als auch die Filtereinheiten des Reaktorgebäudes, des Maschinenhaus-Anbaus Süd und des Aufbereitungsgebäudes werden radiologisch überwacht. Die Messergebnisse werden im Kommandoraum beziehungsweise im Lüftungskommandoraum angezeigt und registriert. Bei Überschreitung interner Warnwerte wird ein Alarmsignal ausgelöst.

Im Rahmen der Routinerundgänge werden die aktuellen Messwerte erfasst und mit denen der Vortage verglichen. Auf diese Weise ist frühzeitig eine radioaktive Filterbelegung durch einen Anstieg der Dosisleistung feststellbar. Bei Bedarf kann ein Filteraustausch veranlasst werden.

Steigt im Falle einer Leckage im Reaktorgebäude die Aktivität im überwachten Abluftstrom, so erfolgt automatisch nach Erreichen eines intern vorgegebenen Interventionswertes die Umschaltung von der normalen betrieblichen Zu- und Abluft auf die Notabluft. Die Notabluft dient der Unterdruckhaltung im Reaktorgebäude. Die Notabluftfilter bestehen aus Aktivkohlekolonnen. Die Aktivität in der Abluft aus dem Notabluftsystem wird mit der Kamininstrumentierung überwacht und bilanziert.

Die im KKM installierten Abluftsysteme einschliesslich Filterung und Instrumentierung sind gut für die ihnen übertragenen Aufgaben gerüstet. Durch wiederkehrende Prüfungen wird sichergestellt, dass die Instrumentierung jederzeit die erforderlichen Messaufgaben verrichten kann. Wichtige Instrumente sind redundant vorhanden.

Erfahrungen aus dem laufenden Betrieb zeigen, dass die vorhandenen Messgeräte eine hohe Betriebs- und Ausfallsicherheit aufweisen.

Fest installierte Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz

Der aktuelle Stand der fest installierten Strahlenschutzinstrumentierung zur Radioaktivitätsüberwachung wird in der Technischen Spezifikation ausführlich beschrieben. Gewartet und betrieben werden die Instrumente vom Ressort Mess- und Regeltechnik. Daher sind die hier vorgenommenen Aussagen nur aus der Sicht des Strahlenschutzes als Systembenutzer zu sehen. Die Darstellung der Details der fest installierten Strahlenschutzinstrumentierung erfolgt im Bericht Strahlenschutzmesstechnik.¹⁴¹

Zur Überwachung der Ortsdosisleistung in den Räumen der kontrollierten Zone sind an geeigneten Stellen Gammamesssonden installiert. In der Regel werden die Messwerte auf Instrumenten vor den Raumzugängen angezeigt. Übersteigt die gemessene Ortsdosisleistung einen voreingestellten Warnwert, löst die nachgeschaltete Elektronik Alarm aus. Dieser Alarm wird zum Teil akustisch oder optisch vor Ort angezeigt. Personen, welche die betreffenden Räume betreten wollen, werden so auf die erhöhte Ortsdosisleistung hingewiesen. Parallel erfolgt auch eine Alarmierung im Kommandoraum, wo die Messwerte angezeigt und registriert werden.

Ausserhalb der kontrollierten Zone sind weitere Messsonden installiert, deren Messwerte im Kommandoraum angezeigt und registriert werden.

Mit Luftüberwachungsinstrumenten wird die Konzentration von radioaktiven Partikeln in der Ventilationsabluft verschiedener Gebäude gemessen. Die Messergebnisse werden im Kommandoraum angezeigt und registriert. Für Revisionen oder einen Störfall werden ausreichend Reservegeräte vorgehalten.

Verlassen die Mitarbeiter die kontrollierte Zone, erfolgt eine Personenkontaminationsmessung mit Grossflächenzählern moderner Bauart. Für Inkorporationsmessungen stehen ein Quickcounter und ein Ganzkörperzähler zur Verfügung.

Sowohl die Fahrzeugschleuse als auch die Personenschleuse im Bereich des Postens 1 sind mit hochempfindlichen Dosisleistungsmesssonden ausgerüstet, die kontinuierlich die Ein- und Ausgangsbereiche überwachen.

Auch die Freimessanlagen mit Festkörperdetektoren sind der fest installierten Instrumentierung zugeordnet. Insbesondere das Gerät RTM 615, welches am Materialausgang des Posten 2 installiert ist, hat sich in der Praxis als zuverlässige Hilfe für Entscheidungsmessungen mit hoher Sicherheit und gutem Durchsatz bewährt.

Mobile Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz

Für die vielfältigen Strahlenschutzmessaufgaben steht ein detailliert dokumentierter Messgerätepark zur Verfügung.¹⁴¹ Aus der Dokumentation sind die Messverfahren, die messbaren Strahlenarten, die Messbereiche und die vorhandene Anzahl der Geräte ersichtlich. Die für die Wahrnehmung der vielfältigen Strahlenschutzaufgaben vorhandenen und eingesetzten Geräte erfüllen die durch Gesetz, Verordnungen und Richtlinien vorgegebenen Anforderungen vollumfänglich.

Der Messgerätepark wird kontinuierlich erweitert und modernisiert. Sofern Geräte den rechtlichen Bestimmungen nicht länger genügen oder die wiederkehrenden Prüfungen nicht vollständig bestehen, werden diese durch neue, dem Stand der Technik entsprechende Geräte ersetzt.

Der Teilprozess Messverfahren regelt die Überwachung und Durchführung von Wartung, Reparatur, Kalibrierung und Organisation der Eichung. Mittels wiederkehrender Prüfungen wird gemäss der Richtlinie ENSI-G13¹⁴² die Funktionssicherheit gewährleistet. Im Falle auftretender Nichtübereinstimmungen wird gemäss der Verfahrensanweisung für Nichtübereinstimmungen¹⁴³ vorgegangen.

Die mobile Strahlenschutzinstrumentierung wird in der Dokumentation¹⁴¹ bezüglich einzuhaltender Gesetze und Normen, chronologische Erweiterung und Trend der Ausfälle beschrieben.

Erfahrung und neuere Entwicklung von Strahlenschutz-Instrumentierungen

Alle eingesetzten Messinstrumente für die Raumdosisleistungs-, Luft- und Abwasserüberwachung sind aus Strahlenschutzsicht gut geeignet, die gestellten Aufgaben zu erfüllen, da die Geräte sukzessive und bei konkretem Bedarf dem Stand der Technik angepasst, erweitert oder vollständig gegen neue und aktuelle Systeme ausgetauscht werden.

Für alle mobilen Strahlenschutzmessinstrumente gilt zusätzlich, dass mit ihnen nur Messungen durchgeführt werden dürfen, für die sie bestimmungsgemäss geeignet sind und entsprechende Hinweise auf den mobilen Geräten deutlich sichtbar angebracht sind. In der Praxis hat sich dieses Verfahren bewährt, so dass eine falsche Handhabung weitestgehend ausgeschlossen werden kann.

Erfahrungen mit Dosisleistungs-Messgeräten

Innerhalb der letzten 10 Jahre wurden mehrere analoge gegen digitale Geräte ausgetauscht. Für den Low-Level-Bereich kommen Messgeräte mit Festkörperdetektoren zum Einsatz. Hier sind die moderneren Messgeräte beim Personal beliebter, vor allem weil sie leichter sind.

Die Erfahrung zeigt, dass genügend geeignete Messgeräte für die verschiedenen Messaufgaben zur Verfügung stehen, unterschiedliche Messgerätetypen vorhanden sind, um den individuellen Anforderungen genügen zu können und die Geräte sich in einem guten Zustand befinden.

Erfahrungen mit Iod- und Aerosolmessgeräten

Alle vorhandenen Monitore sind leicht handhabbar und bedienbar. Für die Inbetriebsetzung und Interpretation der Messergebnisse sind nur wenige Kenntnisse notwendig. Die neueren Aerosolmonitore bieten den Vorteil, dass sie gegenüber Untergrundstrahlung weniger empfindlich sind. Aufgrund der Grösse des Iodmonitors ist der Transport etwas umständlich. Die bestehenden Iodmonitore wurden durch neue handlichere Geräte ersetzt. Zusätzlich wurde ein Edelgasmonitor beschafft.

Erfahrungen mit Kontaminationsmessgeräten

Das KKM verwendet diverse Kontaminationsmessgeräte für verschiedene Messaufgaben. So werden beispielsweise Mini-Monitore vom Typ ALMO 1 nur für Kontaminationsübersichtsmessungen in der kontrollierten Zone (Ausmessen von Screening-Wischtests) benutzt. Nicht für Freigabemessungen geeignete Messgeräte sind entsprechend gekennzeichnet. Darüber hinaus wird mit der Arbeitsanweisung Freimessungen¹⁴⁴ festgelegt, dass Freimessungen nur mit einem Grossflächenzähler vorgenommen werden dürfen.

Zusammenfassung der Erfahrungen mit mobilen Geräten

Aus der Liste der mobilen Strahlenschutzinstrumentierung¹⁴¹ ist der vorhandene Geräteumfang ersichtlich. Für jede Art Messaufgabe gibt es diverse und in ausreichender Anzahl vorhandene Instrumente. Alle Geräte werden regelmässig gewartet und geprüft. Geprüfte Geräte sind mit einem Aufkleber versehen, von dem das Datum der nächsten Prüfung ablesbar ist. Für jeden Einsatz stehen somit immer genügend geprüfte Geräte zur Verfügung. Die Betriebserfahrungen sowie Entwicklung und Ersatz von neuen Strahlenschutzinstrumentierungen, die chronologischen Abläufe und Bewertungen werden erläutert.

Personendosimetrie

Das KKM betreibt eine offizielle Dosimetriestelle im Sinne der Strahlenschutzverordnung.³ Von der Dosimetriestelle werden diejenigen Personen (Eigen- und Fremdpersonal) erfasst, die eine Tätigkeit in der kontrollierten Zone des KKM aufnehmen. Bei Arbeiten in der kontrollierten Zone trägt jeder Mitarbeiter mindestens zwei Dosimeter. Je nach Art der durchzuführenden Arbeit werden zusätzliche Dosimeter getragen. Für Besucher gelten Sonderregelungen.

Als weiteres Gerät steht ein Quick-Counter zur schnellen Ja-/Nein-Aussage über eine Inkorporation sowie ein Ganzkörperzähler zur Verfügung. Es werden Thermolumineszenz-Dosimeter, die periodisch ausgewertet werden, und direktanzeigende elektronische Dosimeter verwendet.

Alle beruflich strahlenexponierten Personen werden durch einen Arzt, der die nötigen Fachkenntnisse besitzt, regelmässig medizinisch überwacht. Das medizinische Untersuchungsprogramm entspricht, sowohl was die zeitliche Durchführung als auch dessen Umfang betrifft, den Forderungen der Schweizerischen Unfallversicherungsanstalt.

Für das beruflich strahlenexponierte KKM- und BKW-Personal wird von der Dosimetriestelle des KKM das erforderliche Dosisdokument geführt.

Transporte

Der Ressortleiter Strahlenschutz ist bei allen radioaktiven Gefahrguttransporten für den Strahlenschutz verantwortlich.¹⁴⁵ Er macht die Strahlenschutzvorgaben für die Checklisten, überprüft die darin vorgegebenen strahlenschutztechnischen Massnahmen und ist generell verantwortlich für die Strahlenschutzmessungen durch qualifiziertes Personal.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7 Bst. a KEV

Art. 42 bis 45, 48 bis 50 sowie 52, Art. 57 Abs. 3, Art. 63, 64, 67 und 72, Art. 82 Abs. 2 Bst. c sowie Art. 103 StSV

Dosimetrieverordnung (SR 814.501.43)

Richtlinien HSK-R-07²⁹, HSK-R-11¹⁴⁶, HSK-R-12, ENSI-B04, ENSI-G04 und ENSI-G13¹⁴²

Beurteilung des ENSI

Handhabung und Schutzmassnahmen bei Umgang mit offenen radioaktiven Strahlenquellen

Durch Inspektionen und die Kontrolle der Berichterstattung hat sich das ENSI davon überzeugt, dass im KKM ein wirksamer Strahlenschutz vor Ort durchgeführt wird. Die Verschleppung von Kontaminationen wird durch die konsequente Anwendung des Zonenkonzepts und den korrekten Einsatz von Schutzmitteln unterbunden. Die elektronische Erfassung der Ergebnisse der Routinekontrollen mit dem Programm QuaSi ermöglicht einen raschen Überblick der radiologischen Situation in der Anlage.

Abluftkonzept

Die radiologische Überwachung der Abluftströme und der Filtereinheiten des Reaktorgebäudes, des Maschinenhaus-Anbaus Süd und des Aufbereitungsgebäudes ist zur Erkennung von Aktivitätsanstiegen in der Abluft geeignet. Sie ermöglicht eine rasche Zuordnung der Quelle eines erhöhten Wertes. Die Abluft aus dem Chemielabor wird gefiltert abgegeben und die radioaktiven Aerosole quartalsweise bilanziert. Ein permanentes Monitoring der Abluft ist angesichts des im Chemielabor gehandhabten, genau bekannten und geringen Aktivitätsinventars nicht notwendig.

Fest installierte Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz

Die Messung der Ortsdosisleistung in den Räumen der kontrollierten Zone mit den dazu vor Ort installierten Warneinheiten hilft bei der Optimierung der Strahlendosen des Personals. Eine Erhöhung der Ortsdosisleistung kann damit rasch erkannt werden. Bei der Anordnung der Warneinheiten vor den Zugängen von Räumen mit dem Potenzial für hohe Strahlenfelder kann das Betreten vermieden werden. Die Personenkontaminationsmessungen beim Verlassen der kontrollierten Zone und die Freimessanlagen für Materialien mit Festkörperdetektoren haben sich bewährt. Die Messverfahren sowie die Messgeräte zum Nachweis der Inaktivitätskriterien erfüllen die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B04 und ENSI-G13. Die hochempfindlichen Dosisleistungsmesssonden im Bereich des Postens 1 und der Fahrzeugschleuse erschweren das Verschleppen radioaktiven Materials vom Areal der Anlage.

Mobile Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz

Das KKM hat genügend Messgeräte für die Bewältigung der vielfältigen Aufgaben im operationellen Strahlenschutz. Die Geräte werden regelmässig überprüft und bei Bedarf repariert oder erneuert.

Erfahrung und neuere Entwicklung von Strahlenschutz-Instrumentierungen

Die Betriebserfahrungen sowie Entwicklung und Ersatz von Strahlenschutz-Instrumentierungen im KKM sind gut. Der Gerätepark des KKM ist ausreichend bestückt und erfüllt die Messanforderungen gemäss Strahlenschutzverordnung und der einschlägigen Richtlinien.

Personendosimetrie

Die Dosimetriestelle des KKM ist vom ENSI anerkannt. Das KKM verwendet zur Erfassung und Kontrolle der Personendosen mindestens zwei einander ergänzende Dosimetriesysteme, ein passives TLD-System und ein elektronisches Dosimetriesystem und erfüllt damit die Anforderungen der StSV und der ENSI-Richtlinien. Bei Bedarf werden Funkdosimeter und Teilkörperdosimeter eingesetzt. Die Anforderungen an die Triage-messung werden durch den Quick-Counter zur schnellen Ja-/Nein-Aussage über eine Inkorporation erfüllt. Ausserdem steht ein Ganzkörperzähler für genauere Messungen zur Verfügung. Die ärztlichen Untersuchungen und die Führung der Dosisdokumente sind geregelt, die diesbezüglichen Anforderungen aus der StSV werden damit vom KKM erfüllt.

Transporte

Mit den im KKM zur Verfügung stehenden Messverfahren können die geforderten Nachweisgrenzen bei der Überwachung radioaktiver Transporte erreicht werden.

Fazit

Das ENSI stellt fest, dass die Überwachung der radiologischen Situation im KKM gut etabliert ist und Veränderungen des radiologischen Zustands mit den Messprogrammen sicher erkannt werden. Die vom KKM genannten Verbesserungen bilden durchwegs eine Optimierung im Strahlenschutz.

Im Normalbetrieb konnten mit den vom KKM gewählten Interventions- und Alarmschwellen, Messorten, Periodizitäten und zu erfassenden Messgrößen der Routinemessungen nachweislich die Schutzziele des operationellen Strahlenschutzes überwacht werden. Insbesondere konnten im Überprüfungszeitraum Dosisgrenzwertüberschreitungen und schwer beherrschbare Kontaminationsverschleppungen vermieden werden.

4.6.5 Radiologischer Zustand der Anlage und Strahlenexposition des Personals

Der Einfluss der in den vorhergehenden Unterkapiteln behandelten Strahlenschutz- und Überwachungsmaßnahmen lässt sich anhand der Entwicklung des radiologischen Zustands der Anlage, der Expositionen des Personals sowie der radiologisch relevanten Vorkommnisse bewerten.

Angaben des KKM^{116,147}

Aktivitätskonzentration und Dosisleistung in der Anlage

Mit Ausnahme eines kleinen Fretting-Schadens im Zyklus 29 (2001/2002) sind keine Brennstoffschäden aufgetreten, woraus eine sehr niedrige Spaltproduktkonzentration im Reaktorwasser resultiert. Infolge dieses Sachverhaltes sind weder im Reaktorwasser noch in den Komponenten des Kreislaufs erhöhte Kontaminationen durch Spaltprodukte vorhanden.

Mit $4.5E6 \text{ Bq/m}^3$ wurde im Zyklus 2008/2009 die niedrigste mittlere Co-60-Aktivitätskonzentration seit Betrieb der Anlage im Reaktorwasser erreicht. Die anderen Aktivierungsprodukte sind gegenüber Co-60 aus Sicht des Strahlenschutzes unbedeutend.

Umwälzschleifen

Die mittlere Kontamination sank von 1993 bis 1999 von $9.3E5 \text{ Bq/cm}^2$ auf $6.6E5 \text{ Bq/cm}^2$. Die letzte Messung während der Revision 2009 ergab einen Mittelwert von $5.4E5 \text{ Bq/cm}^2$. Co-60 war in der Revision 2009 an der Kontamination zu 45 % beteiligt, trägt jedoch zu 94 % der äusseren Dosisleistung bei. Der Hauptanteil der Kontamination wird durch Cr-51 (48 %) verursacht. Wegen der geringen Photonenenergie beträgt der Anteil der äusseren Dosisleistung nur rund 1 %. Weitere beteiligte Nuklide sind Mn-54, Co-58 und Zn-65.

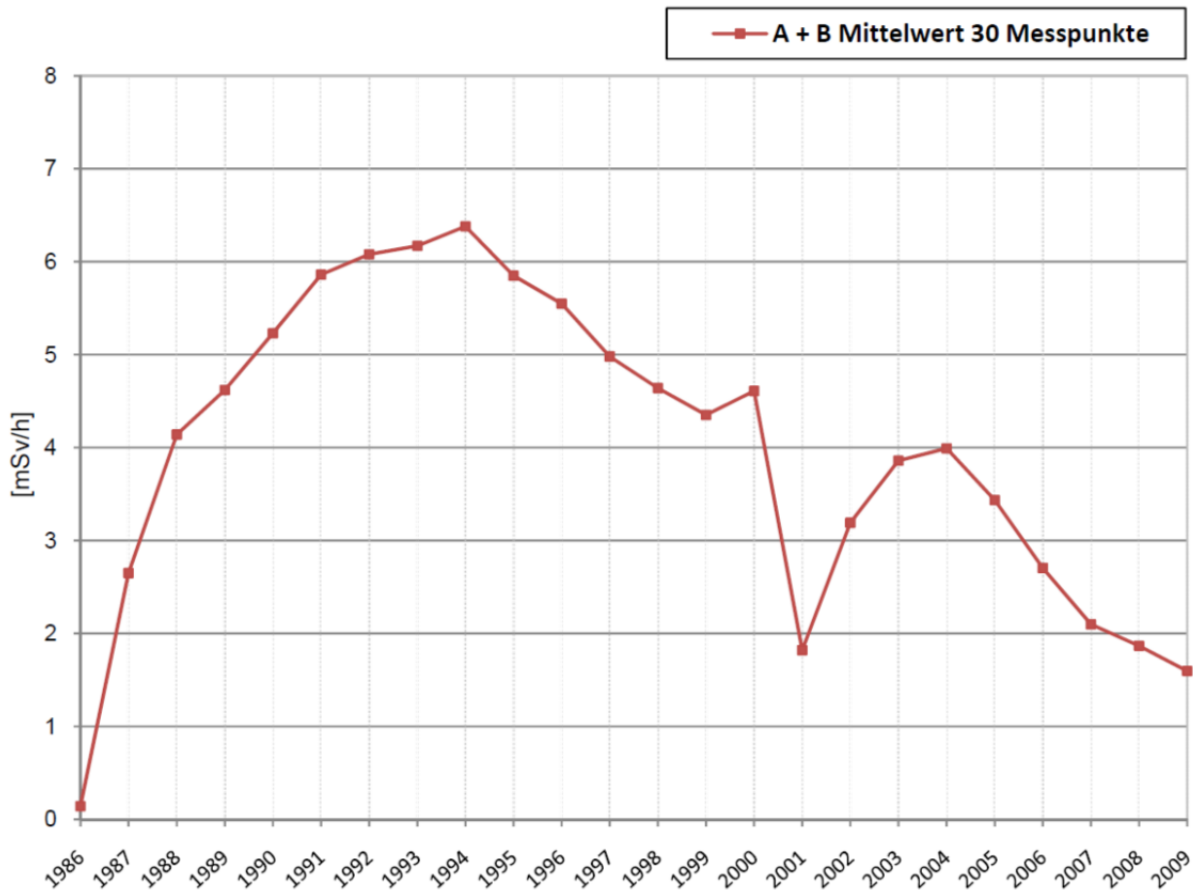


Abbildung 4.6-1: Verlauf der Dosisleistung an den Umwälzschleifen

Die Messungen der äusseren Gammadosisleistung entlang der Umwälzschleifen ersetzen die nur unter aussergewöhnlichen Umständen zugängliche direkte Kontaminationsmessung. Die Messergebnisse erlauben eine Aussage über den Betrag und die Zusammensetzung der Kontamination der Rohrleitungen und eine Aussage über den zeitlichen Verlauf. Damit kann auch der Einfluss von Änderungen in der Reaktorwasserchemie beurteilt werden. Seit 1994 ergaben die durchgeführten Dosisleistungsmessungen stets einen abnehmenden Verlauf, der bis 1999 andauerte. Die Änderungen in der Speise- und Reaktorwasserchemie mit der Revision 2000 ergaben zunächst für einen Zyklus eine ausgeprägte Verringerung der Gammadosisleistung, die in den weiteren Zyklen ohne Edelmetalldosierung nahezu auf das Niveau von 1999 anstieg. Mit der OLNC-Einführung vor der Revision 2005 erfolgte eine ständige Abnahme der Gammadosisleistung, die erst während der letzten 3 Revisionen etwas geringer wurde.

Ein grosser Teil der während der Revision akkumulierten Kollektivdosis stammt von den Arbeiten im Drywell. Die Hauptstrahlungsquellen in diesem Bereich sind die Umwälzschleifen. Bei einem Vergleich von 46 Siedewasseranlagen weltweit liegt die Dosisleistung der externen Umwälzschleifen des KKM mittlerweile im Bereich des Medians dieser Anlagen. Dabei ist zu berücksichtigen, dass bei den US-Anlagen eine regelmässige Dekontamination der Umwälzschleife üblich ist.

Reaktordruckbehälterdeckel (RDB-Deckel)

Im Gegensatz zu den Umwälzschleifen ist der RDB-Deckel eine Komponente, die mit Sattedampf beaufschlagt wird. Als Referenzpunkt ist das Zentrum der Flansch-Ebene definiert. Hier wurde bis 2005 eine Zunahme um 1,6 mSv/h auf 2,9 mSv/h beobachtet. Danach ist das Niveau auf rund 3 mSv/h verblieben. Die Kontamination und die Dosisleistung werden hier von Co-60 bestimmt.

Reaktorgrube

Um einen Aktivitätsaufbau in der Reaktorgrube zu vermeiden, wird die Grube nach dem Entleeren in jeder Revision mit einem im KKM entwickelten Gerät dekontaminiert. Die Effizienz dieser Dekontamination wird ebenfalls jährlich durch Kontaminationsmessungen geprüft. Diese Massnahme führt dazu, dass die Kontamination der Grubenwände nach den Revisionen im Mittel nur noch im Bereich zwischen 10 Bq/cm² und 300 Bq/cm² beträgt. Vor der Dekontamination wurden dagegen Kontaminationen von 100 Bq/cm² bis 36 000 Bq/cm² ermittelt.

Dosisleistung und Kontamination im Maschinenhaus

Analog zum Reaktorgebäude ist auch im Maschinenhaus der radiologische Zustand der meisten Komponenten und Systeme besser als in den ersten Betriebsjahren. Dieser Zustand ist vor allem durch den Betrieb ohne Brennstoffschäden möglich. Im Maschinenhaus ist die Kontamination beim überwiegenden Teil der Komponenten sehr gering. Es ist dadurch möglich während der Revision die meisten Tätigkeiten durchzuführen ohne nennenswerte Dosen zu akkumulieren.

Frischdampfleitungen

Der radiologische Zustand der Frischdampfleitungen und Hochdruck-Turbinen wird inzwischen hauptsächlich durch das Aktivierungsprodukt Co-60 bestimmt. Bis 1999 ist durch Zerfall und Austrag der Spaltprodukte die mittlere Dosisleistung reduziert worden. Nach den Änderungen der chemischen Fahrweise erfolgte eine Mobilisierung von Korrosions- und Aktivierungsprodukten, die einen Anstieg der Dosisleistung der Frischdampf führenden Komponenten verursachte. Das Niveau bewegt sich jetzt zwischen 0,1 mSv/h und 0,15 mSv/h.

Kollektiv- und Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals

Dem Teilprozess Dosimetrie obliegt neben der Erfassung der Individualdosen, der Überwachung des Eigen- und Fremdpersonals gemäss Strahlenschutzverordnung und ENSI-Richtlinien auch die Erfassung der Kollektivdosen.

Kontrolle interner Dosen

Alle Personen, die in kontrollierten Zonen tätig sind, werden regelmässig auf mögliche Inkorporation kontrolliert. Ergibt die Triagemessung eine Anzeige oberhalb der nuklidspezifischen Messschwelle gemäss Dosimetrieverordnung, wird eine Inkorporationsmessung mit dem Ganzkörperzähler vorgenommen und die Folgedosis berechnet.

Mit der Einführung der Triagemessung mittels Quickcounter im Jahre 1991 ist die Notwendigkeit für die aufwändige jährliche Messung mit dem Ganzkörperzähler nicht mehr gegeben. Jeder Mitarbeiter kann zu jeder Zeit ohne fremde Hilfe die Triagemessung mit ausreichender Erkennungsgrenze durchführen.

Seit September 1994 werden die Luftfilter der Aerosolmonitore einmal pro Woche auf Anweisung des Strahlenschutzes durch das Radiochemielabor γ -spektrometrisch ausgewertet. Aus diesen Luftaktivitätsmessungen wird monatlich das Leitnuclid ermittelt und das Intervall zwischen den Triagemessungen festgelegt. Somit ist mit minimalem Aufwand eine optimale Überwachung möglicher Inkorporationen durchführbar. Das Leitnuclid wird im jeweiligen Monatsbericht genannt. Seit der Einführung dieser Technik wurde Co-60 zu über 90 % als Leitnuclid festgestellt. Ein kleiner Anteil ist Cs-137 in der Abluft des Aufbereitungsgebäudes. Dieses Vorgehen entspricht sowohl der Dosimetrieverordnung als auch dem Stand der Technik.

Tabelle 4.6-1: Anzahl der Inkorporationsmessungen

Anzahl der Quickcounter und Ganzkörpermessungen 2000 - 2009						
Jahr	Quickcounter			Ganzkörperzähler		Dosis E ₅₀
	Anz. Personen	Anz. Messungen	Befunde	Anz. Messungen	Befunde	[mSv]
2000	894	2225	0	0	0	0
2001	924	2313	0	0	0	0
2002	956	2412	0	0	0	0
2003	1019	2752	0	0	0	0
2004	1009	2479	1	3	1	0.1
2005	1174	2917	0	0	0	0
2006	1098	2733	0	0	0	0
2007	1268	3339	0	0	0	0
2008	1338	3552	0	0	0	0
2009	1382	3535	0	0	0	0

Die im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Auffälligkeit im Jahr 2004 bei den Triagemessungen führten zu Nachmessungen mit dem Ganzkörperzähler. Bei drei Messungen mit dem Ganzkörperzähler wurde ein Befund mit einer Folgeäquivalentdosis E₅₀ von 0,1 mSv festgestellt. Alle Fälle lagen damit deutlich unter dem signifikanten Dosisbeitrag von 1 mSv. Im KKM ist eine gute und effiziente Inkorporationsüberwachung sichergestellt. Die Anzahl der Messungen und die Befunde werden in den Jahresberichten dokumentiert.

Kontrolle externer Dosen

Für die Überwachung der persönlichen Strahlendosis des Eigen- und Fremdpersonals stellt das KKM eine ausreichende Anzahl Personendosimeter bereit. Neben Thermolumineszenz-Dosimetern (TLD) werden zusätzlich direkt ablesbare, elektronische Dosimeter verwendet, die jeder Mitarbeiter am Eingang zur kontrollierten Zone erhält. Je nach Art der durchzuführenden Arbeit werden zusätzliche Dosimeter an besonders exponierten Stellen getragen (z. B. Fingerdosimeter). Für Besucher gelten Sonderregelungen. Diese sind in entsprechenden Weisungen detailliert beschrieben.

Gemäss Strahlenschutzordnung des KKM ist jeder Mitarbeiter verpflichtet, während des Aufenthalts in der kontrollierten Zone seine persönliche Strahlendosis zu kontrollieren. Die TLD werden regelmässig ausgewertet. Mittels elektronischer Dosimeter ermittelte Dosiswerte werden nach jedem Verlassen der kontrollierten Zone aus dem Dosimeter ausgelesen und elektronisch in einer Datenbank abgelegt. Hierbei erfolgt die Verknüpfung mit den persönlichen Daten des Mitarbeiters.

Liegt eine erhöhte Exposition vor oder wird diese vermutet, erfolgt eine sofortige Auswertung des TLDs. Dies war in der zu betrachtenden Periode nicht erforderlich. In Zusammenarbeit mit dem operationellen Strahlenschutz werden die Dosislimiten und Dosisleistungswarnschwellen für den Normalbetrieb, die Revision und spezielle Arbeiten festgelegt.

Vergleich der KKM-Dosisentwicklung mit jener in den anderen schweizerischen Kernkraftwerken

Aus Abbildung 4.6-2 ist der Trend der Jahreskollektivdosen hin zu einem im Mittel gleichbleibenden Wert innerhalb des Überprüfungszeitraums erkennbar. In den Fällen höherer Kollektivdosen ist dies durch besonders umfangreiche Revisionstätigkeiten und -massnahmen begründet.

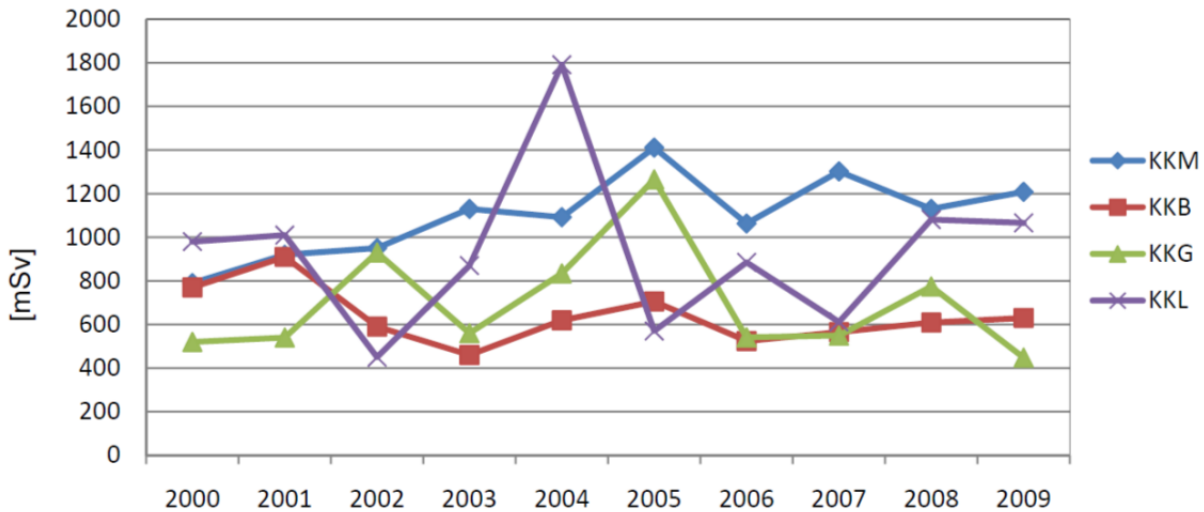


Abbildung 4.6-2: Kollektivdosen in Schweizer Kernkraftwerken

Aus Abbildung 4.6-2 wird deutlich, dass die Jahreskollektivdosen im KKM seit dem Jahr 2000 aufgrund von umfangreichen Revisionsarbeiten zunächst angestiegen sind und seit 2007 auf annähernd dem gleichen Niveau verharren. Dies ist abhängig von den jeweiligen Arbeiten, der Anzahl Personen, welche sich in der kontrollierten Zone aufhalten und der Menge an geleisteten Arbeitsstunden, welche mit der Kollektivdosis stark angestiegen sind.

Das Konzept der fortgesetzten Berücksichtigung des Erfahrungsrückflusses soll auch in Zukunft weiter angewandt und, wo möglich, optimiert werden.

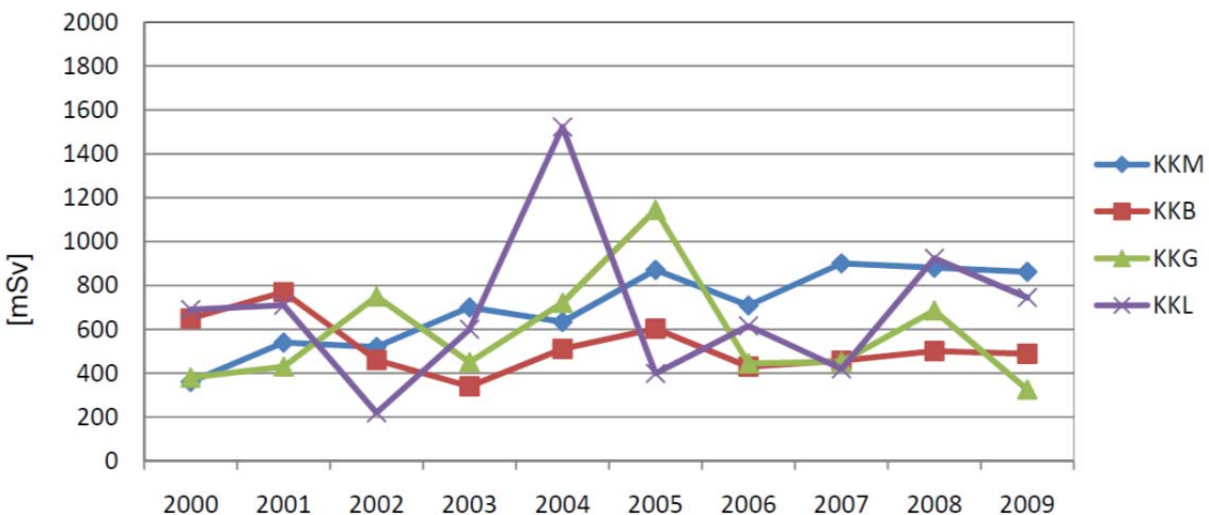


Abbildung 4.6-3: Revisionsdosen in Schweizer Kernkraftwerken

Die in Abbildung 4.6-3 dargestellten Revisionsdosen Schweizer Kernkraftwerke zeigen einen ähnlichen Verlauf wie die Jahreskollektivdosen. Auch weiterhin werden Anstrengungen unternommen, um Optimierungspotenziale zu erkennen und auszuschöpfen. Im Abschlussbericht der OSART-Mission wird erwähnt, dass die technischen Limiten des Verbesserungspotenzials nahezu ausgeschöpft sind. Weitere Massnahmen in Bezug auf die Dosisreduktion sind nur administrativ oder mit einem nur schwer zu rechtfertigendem hohen Aufwand möglich.

Strahlenschutzplanung

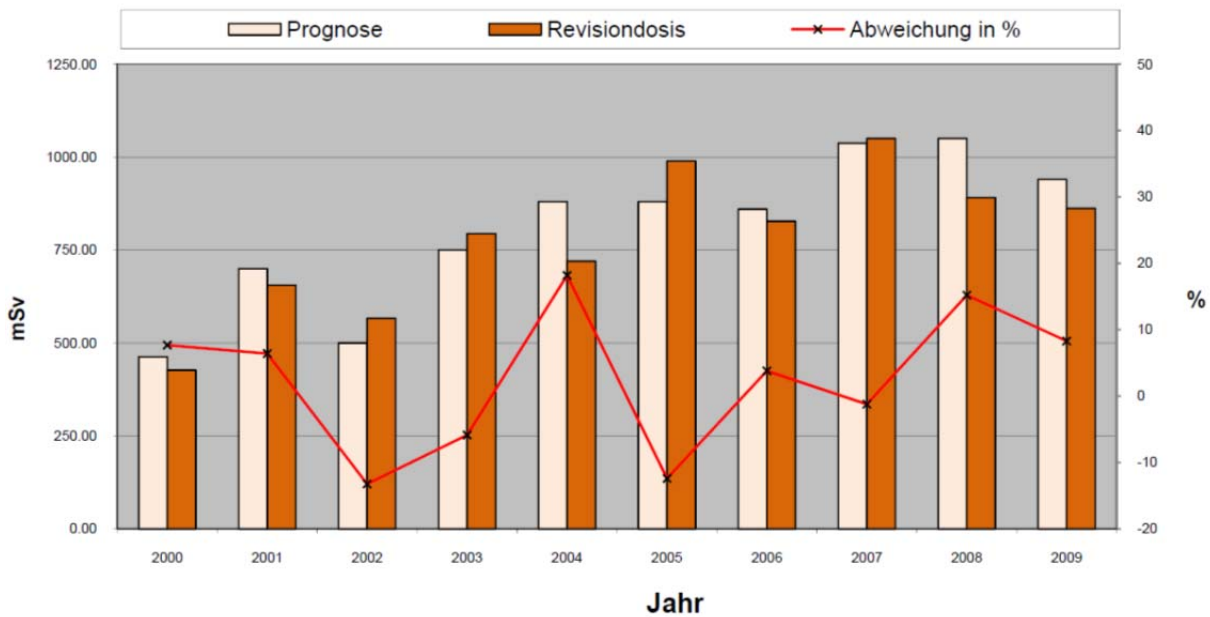


Abbildung 4.6-4: Vergleich der geplanten Revisionsdosis mit der akkumulierten Dosis

Wie Abbildung 4.6-4 zeigt, wurde im Überprüfungszeitraum die geschätzte Kollektivdosis während vier Revisionen geringfügig überschritten. Mit dem Abschluss der grossen Nachrüstarbeiten werden während der Revisionen nur noch Routinearbeiten durchgeführt. Die radiologische Situation bei der Durchführung dieser Routinearbeiten ist dem Strahlenschutz bekannt und somit sind die Dosen besser abschätzbar.

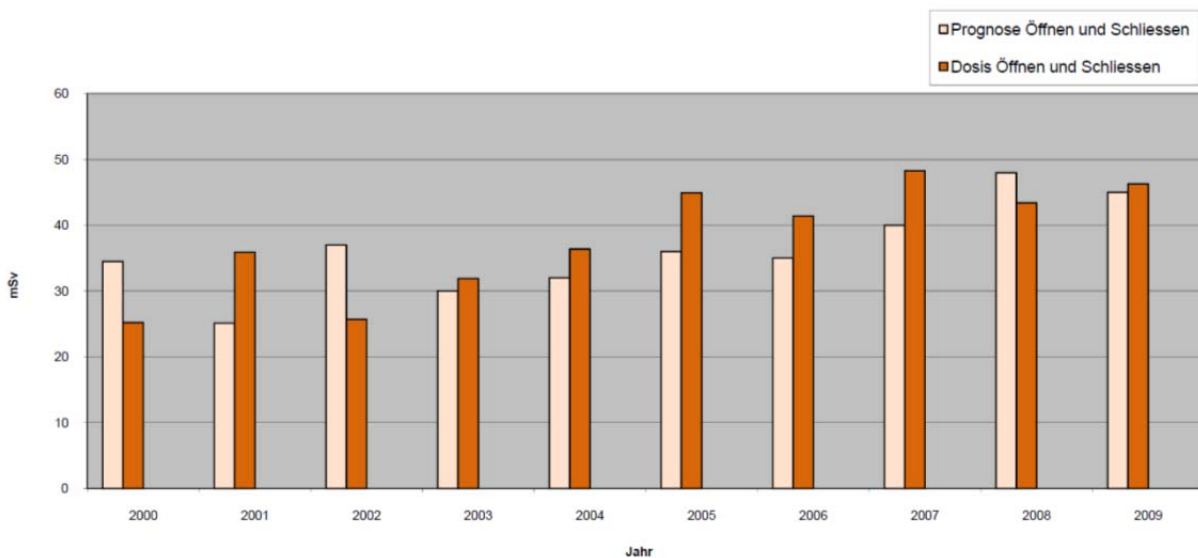


Abbildung 4.6-5: Vergleich geplanter und akkumulierter Dosis beim Öffnen und Schliessen des Reaktordruckgefässes

Als Beispiel wird in Abbildung 4.6-5 die Prognose zum Öffnen und Schliessen des Reaktordruckgefässes mit den erhaltenen Dosen verglichen. Treten bei den Arbeiten Probleme auf, d. h. der Zeitaufwand vergrössert sich, oder die radiologische Situation verändert sich, wirkt sich dies auch auf die Kollektivdosis der betreffenden Arbeit aus und die Dosisprognose ist hinfällig.

Vorkommnisse mit Bezug zum Strahlenschutz

Im aktuellen Überprüfungszeitraum sind im KKM vier radiologisch relevante Vorkommnisse zu verzeichnen. Das KKM hat zu jedem Vorkommnis eine Zusammenfassung, die Vorkommnisursachen, die Folgemaßnahmen und die sicherheitstechnische Relevanz beschrieben. Die Massnahmen wurden vom KKM als verhältnismässig und zielgerichtet bewertet, d. h. eine Wiederholung der Vorkommnisse wird soweit möglich vermieden oder auf deren Auswirkungen ist man besser vorbereitet. Der Strahlenschutz des KKM hat alle Vorkommnisse betrachtet und deren Beurteilung sowie die daraus abgeleiteten Folgemaßnahmen dargestellt.¹⁴⁸ Kein Vorkommnis führte zu einer gravierenden Personendosis. Die Umgebung des Kraftwerks wurde nicht gefährdet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-07

Beurteilung des ENSI

Aktivitätskonzentration und Dosisleistung in der Anlage

Der vom ENSI freigegebene betriebsinterne Grenzwert von $1,9 \cdot 10^9$ Bq Iod-131/Mg im Reaktorwasser wurde dank den bis auf eine Ausnahme (Frettingschaden im Zyklus 29) intakten Brennstoffhüllrohren deutlich unterschritten.

Die im Überprüfungszeitraum sinkende Tendenz bei den Dosisleistungen an den Umwälzschleifen ist eine positive Entwicklung. Das ENSI kommt zum Schluss, dass das KKM geeignete Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätseintrags ins Primärsystem eingeleitet und umgesetzt hat.

Das ENSI beurteilt den radiologischen Zustand in der kontrollierten Zone aufgrund eigener Inspektionen und der Kontrolle der periodischen Berichterstattung des KKM im Überprüfungszeitraum. Die Kontaminationen und Dosisleistungen liegen in der Regel deutlich niedriger als die jeweiligen Interventionsschwellen. In wenigen Fällen hatte das KKM Gegenmassnahmen treffen müssen, die durchwegs rasch und erfolgreich verliefen, sodass der Zustand der Anlage ohne Verzögerungen wieder mit den Vorgaben übereinstimmte. Aus den Resultaten der Aktivitätsüberwachung der im Normalbetrieb inaktiven Kreisläufen folgert das ENSI, dass es keine Leckagen aus dem Primärkühlmittel in die inaktiven Systeme gab und daher die Integrität der überwachten Barrieren gewährleistet war.

Kollektiv- und Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals

Das ENSI stellt fest, dass die Dosisgrenzwerte für das Personal klar eingehalten wurden. Dass in zehn Jahren nur ein einziger Fall einer Inkorporation mit einer unbedeutenden Folgedosis E_{50} von 0,1 mSv aufgetreten ist, zeigt einen effizienten und erfolgreichen operationellen Strahlenschutz, der die erforderlichen Schutzmassnahmen veranlasst und diese konsequent durchsetzt.

Der Trend für die Kollektivdosen im KKM während des Überprüfungszeitraums ist für den Betrieb der Anlage sinkend (vgl. Tabelle A.16 im ENSI-Strahlenschutzbericht 2010¹⁴⁹). Bei den Kollektivdosen für die Revisionen ist eine steigende Tendenz feststellbar. Die Dosen sind vor allem abhängig von den durchzuführenden Arbeiten, auf deren Umfang der Strahlenschutz nur wenig Einflussmöglichkeit hat. Es ist deshalb wichtig, dass das KKM auch weiterhin nach möglichen Massnahmen sucht, um die Dosis für das Personal zu optimieren.

Gegen Ende des Überprüfungszeitraums zeichnet sich bei den maximalen Individualdosen der Trend ab, unter 10 mSv pro Jahr zu bleiben, nachdem im Jahr 2005 der höchste Wert beim Eigenpersonal 16,9 mSv und beim Fremdpersonal 16,8 mSv betrug (vgl. ENSI-Strahlenschutzberichte 2004 bis 2010). Diese Entwicklung ist aus Sicht des ENSI erfreulich.

Den Dosisgrenzwerten werden innerbetriebliche Interventionsschwellen wie z. B. Tagesdosislimiten, Dosiskontingente und Dosisplanungsziele vorgelagert. Das ENSI hat sich aufgrund von Inspektionen, Fachgesprächen und der Berichterstattung vergewissert, dass sich der Strahlenschutz im KKM im Hinblick auf die

Anwendung innerbetrieblicher Schwellen und Einhaltung von Zielen für die Individual-, Job- und Kollektivdosen und damit die Umsetzung des Optimierungsprinzips gut entwickelt hat.

Vorkommnisse mit Bezug zum Strahlenschutz

Bei keinem Vorkommnis resultierte für das Personal eine gravierende Dosis. Die Dosislimiten für das Areal des Kraftwerks wurden eingehalten.

Fazit

Das ENSI stellt aufgrund der Inspektionen, der Meldungen und der Berichterstattung fest, dass der radiologische Zustand der Anlage sowie die Strahlenexposition des Personals unter Berücksichtigung KKM-spezifischer Eigenschaften im internationalen Vergleich auf einem niedrigem Niveau liegt und stabil gehalten werden konnte.

4.6.6 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone

Angaben des KKM

Die Belange der Werkssanität im Hinblick auf ihre Organisation, die Alarmierung, die Besammlungsorte sowie die Zusammenarbeit mit internen und externen Stellen sind in einer Weisung¹⁵⁰ geregelt. Diese und eine Notfallanweisung¹⁵¹ regeln den Ablauf der Alarmierung externer Unterstützung. Wie darin festgelegt, verfügte die Equipe während des Erfassungszeitraums über einen Bestand von mindestens 8 Personen.

Verunfallte mit konventionellen Verletzungen in Kombination mit Kontamination oder externer Strahleneinwirkung werden vom verfügbaren Strahlenschutzpersonal begleitet, um eine Kontamination von Rettungs- oder Spitalpersonal so weit als möglich zu verhindern. Personen mit Verletzungen und kombinierter Strahleneinwirkung werden per Helikopter ins Universitätsspital Zürich gebracht. Die Abwicklung solcher Fälle ist durch einen Vertrag geregelt, der die Aufnahme von Verletzten jederzeit sicherstellt. Eine Checkliste¹⁵² regelt die Alarmierung der REGA und des Universitätsspitals und umfasst die Information des Personals im Spital. Der markierte Helikopterlandeplatz befindet sich in der Nähe der Schaltanlagen.

Die Alarmierung erfolgt während der normalen Arbeitszeit mittels eines speziellen Rufkonsols über die Telefonanlage. Ausserhalb der Arbeitszeit übernimmt das Schichtpersonal die Erstversorgung.

Die Abgabe von Iodtabletten ist geregelt. In der kontrollierten Zone steht ausreichend Sanitätsmaterial zur Verfügung. Auch das Führen einer Materialliste und die Pflege des Materials sind geregelt. Im Sanitätszimmer kann eine Erstversorgung durch die Sanitäter oder einen Arzt vorgenommen werden. Die Einrichtung des Raums wird in Absprache mit dem Werksarzt vorgenommen.

Die Ausbildung der Sanitäter ist geregelt, Basis dazu sind die Ausbildungsunterlagen des Schweizerischen Samariterbundes. Durch regelmässige Schulungen, das Mitwirken bei Feuerwehrrübungen und durch die Teilnahme an Notfallübungen wird die Einsatzbereitschaft gewährleistet. Einmal pro Jahr erfolgt eine Überprüfung durch das ENSI.

Alle Mitarbeiter, welche an elektrischen Anlagen arbeiten, werden für erste Sofortmassnahmen und Herzmassage ausgebildet. Für alle eingesetzten Sanitätsmitarbeiter sowie für das Wach-, Schicht- und Elektropersonal werden in regelmässigen Abständen Wiederholungskurse durchgeführt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Grundlagen der ersten Hilfe gemäss Schweizerischem Samariterbund

Beurteilung des ENSI

Die Werkssanität muss bei einem Unfall oder bei einer akuten Erkrankung in der Lage sein, erste Hilfe oder lebensrettende Sofortmassnahmen durchzuführen. Zudem muss sie besorgt sein, dass die Patienten bei Bedarf möglichst schnell adäquate medizinische Unterstützung erhalten. Diese Unterstützung umfasst auch das Aufbieten externer Stellen wie der Sanitätspolizei oder REGA. Da Unfälle oder akute Erkrankungen

auch in der kontrollierten Zone vorkommen können, müssen die erforderlichen Massnahmen auch unter erschwerten radiologischen Bedingungen durchgeführt werden können. Um dies zu gewährleisten, muss die Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutz geregelt sein und die Sanitäter müssen auch bei der praktischen Versorgung von Patienten die Vorgaben des Strahlenschutzes erfüllen.

Die Organisation der Werksanität des KKM ist geregelt, auch in Hinsicht auf Ereignisse, welche externe Strahlenexposition oder Kontamination beinhalten. Die Einrichtungen, die Ausrüstung, sowie die Ausbildung beruhen auf den aktuellen Grundlagen der Sanitäterausbildung. Das ENSI hat bei seinen jährlichen Überprüfungen keine zu beanstandenden Belange gefunden. Der Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone des KKM erfüllt die Anforderungen.

4.6.7 Abgabe radioaktiver Stoffe

Die heute gültigen zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und in die Aare sind für das KKM in der Auflage 4.3 der bundesrätlichen Verfügung vom 14. Dezember 1992 (Verlängerung der Betriebsbewilligung) festgelegt. Im Jahr 1994 wurden die Zahlenwerte an die damals erneuerte Strahlenschutzverordnung (StSV) angepasst. Ein entsprechend revidiertes Abgabereglement trat am 1. Januar 1996 in Kraft.

Angaben des KKM¹⁵³

Die mittleren Abgaben des KKM mit der Abluft lagen im Überprüfungszeitraum bezogen auf die jährlichen Abgabelimite bei 0,12 % für Edelgase (Maximalwert im Jahr 2001 0,35 %), bei 0,21 % für Iod (2003: 0,65 %) und bei 0,04 % für Aerosole (2005: 0,17 %). Beim Abwasser wurden pro Jahr im Mittel 0,26 % (2005: 0,83 %) für ein Gemisch ohne Tritium und 1 % (2007: 1,85 %) für Tritium bezogen auf die Abgabelimite ausgeschöpft.

In den Jahren 2001 bis 2004 waren die Edelgas- und Iodabgaben als Folge der Umstellung auf die Wasserstofffahrweise leicht erhöht. Anschliessend stabilisierten sich diese Abgaben wieder auf tieferem Niveau, da die Effekte als Folge der Umstellung der Wasserchemie abgeschlossen waren.

Bei den Aerosolabgaben war der leicht erhöhte Wert im Jahr 2005 durch ein radioaktives Teilchen bedingt, welches auf einem Filter gefunden wurde. Konservativ wurde dieses Partikel so bilanziert, als ob während des ganzen Expositionszeitraums des Filters eine kontinuierliche Aerosolfreisetzung stattgefunden hätte. Seit dem zweiten Quartal 1998 werden die Abgaben mit der Kaminluft alphaspektroskopisch ausgewertet und seit 2002 im Monatsbericht des KKM angegeben. Die spezifische Abluftaktivität lag für Alphastrahler immer deutlich unter $4 \cdot 10^{-3} \text{ Bq/m}^3$.

Beim Abwasser beruhten die erhöhten Abgaben im Jahr 2005 auf Arbeiten im Zusammenhang mit der Dekontamination von Filterkerzen aus der Reaktorwasserreinigung. Im Rahmen der letzten periodischen Sicherheitsüberprüfung 2005 forderte die HSK, die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser, unter Wahrung der Verhältnismässigkeit, zu reduzieren. Im Jahr 2009 betrug die flüssigen radioaktiven Abgaben (ohne Tritium) 1,3 GBq. Damit wurde der Zielwert lediglich noch um 30 % überschritten.

Die bei flüssigen Abgaben ebenfalls limitierte Konzentration in Abgabetanks hat sich sowohl im Jahresmittel wie im Jahresmaximum (mit Ausnahme von 2005) stetig verringert. Im Jahr 2009 lag die mittlere Aktivitätskonzentration bei 0,2 LE, die höchste Konzentration bei 1,9 LE entsprechend 1 % der Abgabelimite.

Die Abgaben von Alphastrahlern mit dem Abwasser zeigten seit Aufnahme der Messungen im Jahr 2002 wie für die übrigen Nuklide eine abnehmende Tendenz.

Bei der Abschätzung der aus den Abgaben für die Umgebungsbevölkerung resultierenden Dosen stützt sich das KKM auf die Berechnungen in den Jahresberichten des ENSI. Über den gesamten Überprüfungszeitraum liegt die Dosis für die meistbetroffene Person unter 0,01 mSv pro Jahr. Eine solche Jahresdosis gilt gemäss Art. 5 und 6 StSV in jedem Fall ohne weitere Abklärungen als gerechtfertigt und optimiert. Trotzdem sucht im KKM eine interdisziplinär zusammengesetzte Arbeitsgruppe seit 2001 nach Verbesserungsmög-

lichkeiten bei den radioaktiven Abgaben an die Aare. Zusätzlich dazu wurde 2007 ein Projekt mit dem Ziel gestartet, die Forderung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK zur PSÜ 2005 bezüglich flüssiger Abgaben umzusetzen. Mit den getätigten Verbesserungsmaßnahmen konnten die flüssigen Abgaben am Ende des Überprüfungszeitraums bezogen auf das Jahr 2000 um rund 88 % gesenkt werden.

Eine Reduktion der mit der Abluft abgegebenen radioaktiven Stoffe erachtet das KKM im Hinblick auf die derzeitigen tiefen Emissionswerte nicht als notwendig.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7, 79, 80 und 81 StSV

Betriebsbewilligung für das KKM

Abgabereglement für das KKM¹⁵⁴

Richtlinien ENSI-G14³⁴ und ENSI-G15¹²⁰

Beurteilung des ENSI

Das ENSI nimmt die periodischen Sicherheitsüberprüfungen der Werke jeweils zum Anlass zu überprüfen, ob der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 StSV mit den in der Betriebsbewilligung und dem Abgabereglement festgeschriebenen Abgabegrenzwerten für luftgetragene und flüssige Emissionen auch im Licht der neusten Anpassungen der Strahlenschutzgesetzgebung und des Standes von Wissenschaft und Technik eingehalten ist. Diese Überprüfung mit der Wetterstatistik der Jahre 2000 bis 2008 ergibt bei vollständiger Ausschöpfung der Jahresabgabegrenzen für die meistbetroffene Person der Bevölkerung eine Dosis von 0,053 mSv, bei Ausschöpfung der Kurzzeitalabgabegrenzen 0,16 mSv. Somit sind die aktuellen Abgabegrenzen weiterhin geeignet, um den quellenbezogenen Dosisrichtwert einhalten zu können.

Die Abgaben luftgetragener und flüssiger radioaktiver Stoffe an die Umwelt werden im Einklang mit Art. 79 bis 81 StSV und den daraus abgeleiteten Festlegungen in der Betriebsbewilligung und im Abgabereglement vom Betreiber gemessen und dokumentiert und dem ENSI monatlich gemeldet.

Die Bilanzierungsmessungen des KKM werden durch das ENSI viermal jährlich stichprobenweise durch eigene Messungen überprüft. Die Buchführung der bilanzierten Abgaben wird bei jährlichen Inspektionen kontrolliert. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der zu erwartenden Messgenauigkeit zumeist gute Übereinstimmung festgestellt. Vereinzelt grössere Unterschiede konnten geklärt werden und hatten keinen signifikanten Einfluss auf das Ergebnis der Bilanzierung. Bei den Inspektionen konnte sich das ENSI jeweils von der ordnungsgemässen Durchführung der Abgabebilanzierung und Buchführung überzeugen.

In der Stellungnahme 2007²⁵ hat die HSK, gestützt auf das Oslo-Paris Abkommen bezüglich einer Reduktion der flüssigen Abgaben an die Aare die folgende Forderung gestellt:

„Das KKM hat Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ab Ende 2010, unter Wahrung der Verhältnismässigkeit, auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Der HSK ist dazu jährlich ein Fortschrittsbericht einzureichen (PSÜ-5.7-1)“.

Das KKM zeigt, dass die flüssigen Abgaben als Folge einer Reduktion der Abwassermenge durch Betriebsoptimierungen bei der Aktivwäscherei, Optimierung der Materialbehandlung (Dekontamination) und konsequente Trennung der Abwasserwege bis im Jahr 2009 auf 1,3 GBq gesenkt werden konnten. Der im Jahr 2010 in Abbildung 4.6-6 zu erkennende Anstieg auf 5,9 GBq ist auf die Entleerung des Torus mit einem Wasserinhalt von 2 400 m³ zurückzuführen. Nach dem bisherigen Instandhaltungskonzept wird der Torus in einem durchschnittlichen Intervall von vier Jahren vollständig entleert und im trockenen Zustand inspiziert. Dies bedeutet, dass das gesamte Toruswasser innert kurzer Zeit gereinigt und bilanziert in die Aare abgeleitet wird. Gemäss der jährlichen Berichterstattung arbeitet das KKM an weiteren Massnahmen, um den Zielwert zu unterschreiten oder – in den Jahren, in denen eine Inspektion des Torus nötig ist – näherungsweise zu erreichen. Das ENSI erneuert seine Forderung aus der PSÜ 2005.

Forderung 4.6-1

Das KKM hat unter Wahrung der Verhältnismässigkeit weitere Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Dem ENSI ist dazu jährlich bis zum 31. März ein Fortschrittsbericht einzureichen.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass mit dem Unterschreiten des berechneten Dosiswertes von 0,01 mSv pro Jahr für die meistbetroffene Bevölkerungsgruppe in der Umgebung des KKM der Betrieb gemäss Art 5 und 6 StSV als gerechtfertigt und optimiert gilt.

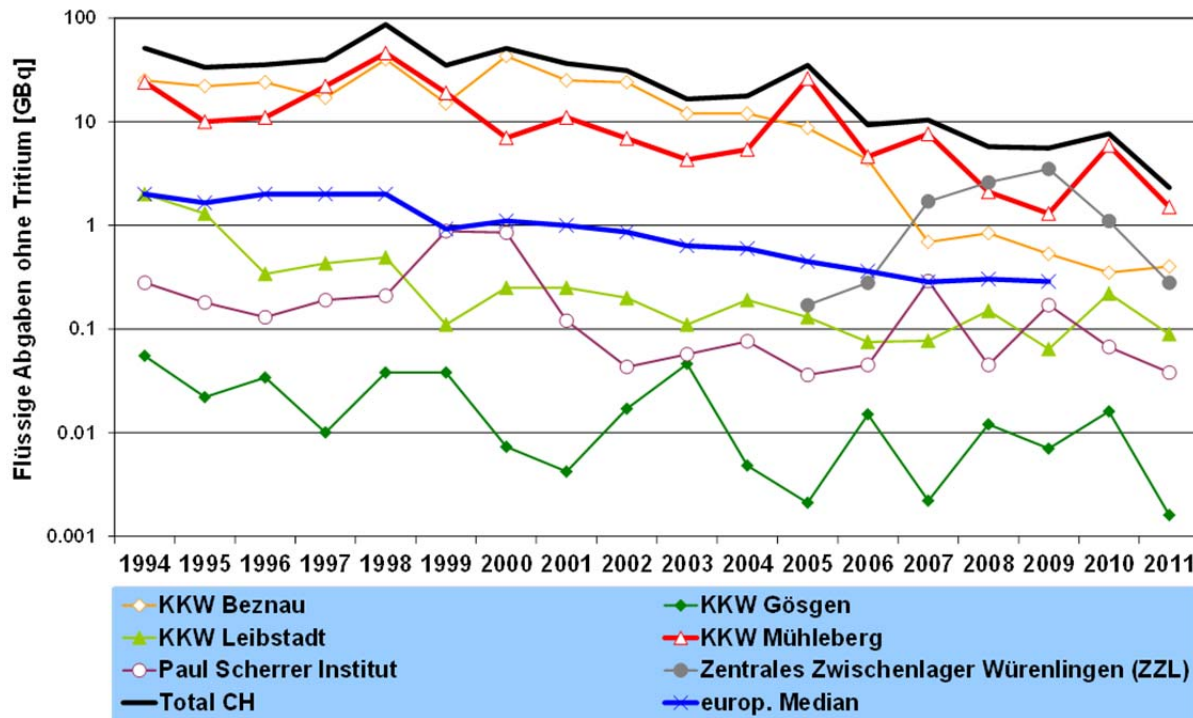


Abbildung 4.6-6: Flüssige Abgaben der Schweizer Kernanlagen in den Jahren 1994 bis 2011

4.6.8 Umgebungsüberwachung und Auswirkungen auf die Umgebung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung eines Kernkraftwerkes ist – in Ergänzung zur Abgabelimittierung und Berechnung der Dosis aus den erfolgten Emissionen – eine weitere wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm im bereits erwähnten Abgabereglement, welches auf Januar 1996 letztmals vollständig überarbeitet und an die StSV angepasst wurde. Beteiligt sind neben dem KKM selbst das Bundesamt für Gesundheit (BAG), das Institut Universitaire de Radiophysique (IRA), das Kantonale Labor Bern, die Universität Bern, die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG) und das ENSI.

Angaben des KKM¹⁵³

Die Überwachung der Radioaktivität in der Umgebung erfolgt nach dem Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM). Das darin definierte Messprogramm umfasst die Überwachung des Luftpfades und der Ernährungskette inklusive Oberflächengewässer, Grundwasser und Niederschläge.

Zur Erfassung der Ortsdosis werden durch das KKM an 11 Messpunkten am Perimeterzaun und an 22 Messpunkten in der Umgebung Al_2O_3 -Thermolumineszenz-Dosimeter (TLD) ausgelegt und quartalsweise

ausgewertet. Im Überprüfungszeitraum wurden dabei bei keinem Dosimeter Messwerte gefunden, welche signifikant vom langjährigen Mittelwert abweichen und auf den Betrieb des KKM zurückzuführen sind.

Zusätzlich ist am Standort „Uf em Horn“ ein kontinuierlich messendes Dosisleistungs-Messgerät des KKM installiert.

Die Aerosol-Aktivität in der Luft wird durch das KKM mittels Vaseline-Staubfangplatten an 11 ausgewählten Standorten ermittelt, welche monatlich ausgewechselt und ausgewertet werden. Auch diese Aerosolüberwachung hat sich nach Aussage des KKM bewährt. Es wurden keine Aktivitäten gefunden, welche mit Abgaben des KKM korrelierten.

Für die weiteren Umgebungsüberwachungsaufgaben gemäss Abgabereglement verweist das KKM auf die im Probenahmeplan genannten Messlabors.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 102 bis 106 StSV

Abgabereglement für das KKM¹⁵⁴

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bewertet das Umgebungsüberwachungsprogramm, das in Absprache zwischen ENSI und BAG festgelegt worden ist, als geeignet, um den gesetzlichen Auftrag gemäss Art. 104 und 105 StSV zu erfüllen. Das Messprogramm berücksichtigt hinsichtlich der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren der Probenerhebung und der zu erreichenden Messempfindlichkeiten den aktuellen Stand der Technik. Insbesondere werden dabei die folgenden Aspekte berücksichtigt:

- Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der aus dem KKM freigesetzten radioaktiven Stoffe
- zu erwartende Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie der Übergang der radioaktiven Stoffe in Pflanzen, Milch und Fleisch sowie Fische im aquatischen Milieu
- Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung

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. 106 StSV erfüllt. Ein Beispiel für eine Auswertung von Messdaten ist in Abbildung 4.6-7 gegeben, in der die Monatsmittelwerte der MADUK-Sonde M09 „Uf em Horn“ über den Überprüfungszeitraum dargestellt ist. Die leicht tieferen Dosiswerte jeweils zu Beginn des Jahres sind durch die Abschirmung durch die Schneedecke bedingt.

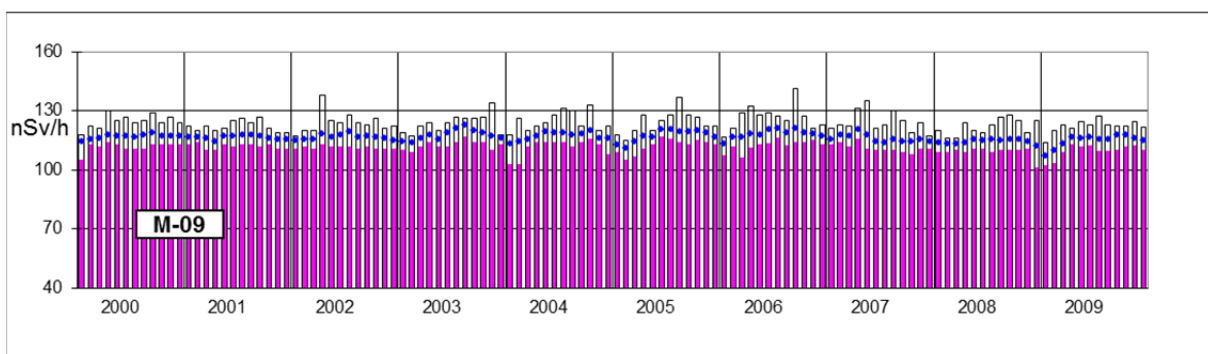


Abbildung 4.6-7: Langzeitverlauf der Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde M-09 „Uf em Horn“ im Messring Mühleberg

Die Messergebnisse des Umgebungsüberwachungsprogrammes zeigen, dass die Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102 StSV sowie der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 StSV durch den Betrieb des KKM im Überprüfungszeitraum immer eingehalten waren.

4.7 Entsorgung

4.7.1 Konditionierung

Angaben des KKM

Beim Betrieb des KKM fallen unterschiedliche radioaktive Abfälle an, welche je nach ihrer radiologischen und physikalischen Beschaffenheit zu handhaben und zu konditionieren sind. Für die bisher angefallenen und die voraussichtlich noch anfallenden Abfälle wurden Methoden für die Konditionierung entwickelt und eingeführt, entweder im KKM selbst oder in externen Behandlungsstätten.

Die gesamte Wasseraufbereitung erfolgt im KKM, wie in Siedewasserreaktor-Anlagen üblich, über Ionenaustauscherharze, was auch der Grund für die relativ grosse Menge dieser Abfälle ist. In den letzten Jahren erfolgten verschiedene Versuche zur Verringerung des Harzverbrauches. Bei der Trennung der Wasserwege zur besseren Ausnutzung der verschiedenen Filter und bei der Optimierung der Filter in der Kondensatreinigung konnten erste Erfolge verbucht werden. Weitere systemtechnische Änderungen sind in Abklärung.

Zur Konditionierung von Harzen und Schlämmen wurde im Aufbereitungsgebäude die Verfestigungsanlage (Cement Volume Reduction Solidification, CVRS) installiert und in Betrieb genommen. Das Verfestigungsverfahren umfasst die Aufbereitung der Rohabfälle, eine thermische Behandlung der Harze sowie eine volumenoptimierte Einbindung in Zement. Im März 2003 wurde die seit November 1995 andauernde Kampagne zur Konditionierung von Altharzen und Schlämmen mittels CVRS abgeschlossen. Die vor der Inbetriebnahme der Verfestigungsanlage vorhandenen 2 950 Fässer mit Altharzen und Schlämmen wurden während dieser Kampagne aus dem Zwischenlager ins Aufbereitungsgebäude zurückgebracht, entleert und nach aktuellen Abfallgebindespezifikationen endkonditioniert.

Mit ca. 5 % der jährlichen Abfallmenge sind die Reaktorabfälle mengenmässig von eher untergeordneter Bedeutung. Im Überprüfungszeitraum wurde lediglich eine Kampagne zur Konditionierung von Reaktorabfällen durchgeführt. Die Abfälle wurden unter Wasser mittels einer Zerlegeeinrichtung (Unterwasserschere) zerkleinert, in Körbe verpackt und in 200-l-Fässer einzementiert. Aus den insgesamt rund 10 500 kg radioaktivem Rohabfall entstanden insgesamt 68 Gebinde mit einem Gesamtvolumen von rund 14,6 m³. Die bei den Arbeiten insgesamt akkumulierte Kollektivdosis lag bei rund 126 Pers.-mSv und lag damit doppelt so hoch wie ursprünglich abgeschätzt. Diese Überschreitung ist auf einen deutlich höheren Zeitaufwand für die Demontage und Dekontamination der Unterwasserschere zurückzuführen. Steuerstäbe und andere stark aktivierte Teile wurden noch nicht konditioniert. Die prinzipielle technische Machbarkeit der Konditionierung dieser Abfälle wurde in Studien nachgewiesen. Die Möglichkeit einer Wiederverwendung der stark Co-60-haltigen Stelit-Kugeln als radioaktive Quellen in industriellen Bestrahlungseinrichtungen ist momentan mit einer Firma in Deutschland in Abklärung.

Aufgrund von Revisions-, Unterhalts- und Umbauarbeiten in der kontrollierten Zone sowie durch die Abfallbehandlung selbst fallen im KKM überwiegend feste Materialien, aber auch flüssige Stoffe an, deren Klassierung und Weiterbehandlung von unterschiedlichen Kriterien und Fragestellungen abhängt. Sie werden in einer ersten Etappe zwecks Triage auf Aktivität gemessen. Die inaktiven Abfälle werden freigemessen. Die aktiven Abfälle werden, sofern sinnvoll, dekontaminiert und anschliessend freigemessen (bei Bedarf erst nach einer Abklinglagerung). Die Dekontaminationsmöglichkeiten im KKM sind aufgrund der Anstrengungen zur Verringerung der Aktivitätsabgaben mit dem Abwasser in den letzten Jahren deutlich eingeschränkt worden. Daher greift das KKM verstärkt auf externe Einrichtungen beim Zentralen Zwischenlager in Würenlingen zurück.

Bis zum Jahr 2002 wurden die brennbaren Mischabfälle zwecks Veraschung in dessen Ofen zum Paul-Scherrer-Institut geführt. Die resultierende Asche wurde im Paul-Scherrer-Institut zementiert und anschliessend zum KKM zurückgeführt. Diese Fässer sind inzwischen zum Zentralen Zwischenlager abtransportiert worden. Metalle, Keramik oder PVC wurden dem nicht brennbaren, pressbaren Mischabfall zugewiesen und kampagnenweise mittels einer mobilen Hochdruckpresse verpresst und zementiert. Die Inbetriebnahme der Plasma-Anlage hat die Sortierung der Mischabfälle wesentlich erleichtert. Auf Hochdruckverpressung und anschliessende Zementierung kann das KKM zukünftig voraussichtlich verzichten. Seit 2002 werden Abfälle in 200-l-Fässer entsprechend den Annahmebedingungen des Zentralen Zwischenlagers für die Plasma-Anlage vorverpresst. Im Mittel werden je Betriebsjahr etwa 150 Fässer mit Mischabfall gefüllt. Die maximalen Individualdosen bei der Behandlung von Mischabfällen aus der kontrollierten Zone sind auf weniger als 10 mSv pro Jahr gesunken. Aufgrund von verbesserten Verfahren, optimierten Abläufen oder Nachrüstungen ist ebenfalls bezogen auf die Kollektivdosis insgesamt ein Abwärtstrend zu verzeichnen.

Im Berichtszeitraum wurden diverse metallische Turbinenkomponenten für die Verarbeitung zu einer schwedischen Schmelzanlage transportiert und dort eingeschmolzen. Bei diesem Verfahren reichern sich die Radionuklide mit Ausnahme der Fe-, Co-, und Ni-Isotope in der Schlacke an, die anschliessend zum KKM zurückgeführt und als radioaktiver Abfall entsorgt wird. Das verbleibende Metall wird freigemessen. Insgesamt konnten von rund 300 t Schrott 266 t beziehungsweise rund 88 % in Schweden direkt freigemessen werden. Weitere 19 t oder 6 % können nach einer Abklinglagerung in Schweden zu einem späteren Zeitpunkt freigegeben werden. Etwa 18 t Schlacken und Bearbeitungsabfälle wurden als radioaktiver Abfall ins KKM zurücktransportiert. Dies entspricht einem Anteil von 6 % der Gesamtmasse.

Bei einigen radioaktiven Abfallarten sind optimierte Entsorgungswege in Abklärung. So wird als Alternative zur Zementierung für die Entsorgung von Schmelzschlacken aus der Rezyklierung von Metallen sowie für Schlämme die Behandlung in einer Pelletiermaschine im Zentralen Zwischenlager mit anschliessender Konditionierung in der Plasma-Anlage evaluiert. Für die Konditionierung von asbesthaltigen radioaktiven Abfällen wird im Zentralen Zwischenlager für alle Schweizer Werke ein Konzept erprobt und bei Erfolg als Ergänzung des Leistungsspektrums implementiert. Darüber hinaus werden auch andere Abfälle, für welche eine Konditionierung im KKM nicht zweckmässig ist, in den Einrichtungen des Zentralen Zwischenlagers verarbeitet.

Die Zusammenarbeit mit anderen Kernkraftwerken, der NAGRA, dem Paul-Scherrer-Institut und dem Zentralen Zwischenlager ist erfolgreich und an der Lösung von Problemen ausgerichtet. Beispielsweise sind die Einrichtungen zur Konditionierung von Kerneinbauten zum grossen Teil gemeinsam mit dem KKL beschafft worden und werden auch weiterhin gemeinsam betrieben. Daneben hat sich in den letzten Jahren die Zusammenarbeit mit dem Zentralen Zwischenlager über die Kampagnen der Plasma-Anlage hinaus stark intensiviert, insbesondere im Bereich Dekontamination und Freimessung.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 30 KEG

Art. 54 KEV

Art. 6 StSV

Richtlinien ENSI-B05 und HSK-R-14

Beurteilung des ENSI

Die Abfallbewirtschaftung des KKM hat einen guten Stand. Sämtliche Abfallströme werden einem Abfallgebindetyp zugewiesen. Für alle Abfallgebindetypen, die heute hergestellt werden, hat das KKM Spezifikationen gemäss den Richtlinien HSK-R-14 und ENSI-B05 erstellt, die vom ENSI geprüft und freigegeben oder genehmigt wurden. Das KKM hat auch die früher produzierten Abfallgebände den neuen Anforderungen entsprechend nachdokumentiert.

Mit der Verfestigungsanlage CVRS werden die Harze und Schlämme spezifikationskonform konditioniert. Mehrere Anpassungen an der Rezeptur sowie an der Anlage waren nötig, um eine Qualität des Abfallpro-

dukts zu erreichen, welche den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14 oder ENSI-B05 entspricht. Das ENSI stellt fest, dass die Anstrengungen des KKM zur Abfallminimierung erfolgreich sind.

Bei der Behandlung von Mischabfällen wurde hinsichtlich des Strahlenschutzes eine Optimierung vorgenommen. Gestützt auf die Angaben des KKM und auf die anlässlich von Inspektionen gemachten Feststellungen konnte das ENSI im Jahr 2004 die Pendenz P11/2002 aus der PSÜ 2000 schliessen.

Vor der Verarbeitung diverser metallischer Turbinenkomponenten im Ausland hatte das ENSI überprüft, dass die für die Freimessung angewendeten Kriterien mindestens gleich streng sind wie diejenigen der Richtlinie ENSI-B04. Bei einem Fachbesuch in der schwedischen Schmelzanlage konnte das ENSI ferner eine Übereinstimmung mit den Vorgaben feststellen.

Die im KKM und bei externen Behandlungsstellen für Abfälle des KKM angewendeten Konditionierungsverfahren sind vom ENSI genehmigt, entsprechen dem Stand der Konditionierungstechnik und werden im Sinne des Prinzips der kontinuierlichen Verbesserung auch fallweise weiter optimiert. Das KKM pflegt einen regelmässigen Austausch mit anderen Entsorgungsverantwortlichen und der NAGRA und nimmt damit seine Aufgaben im Rahmen des nationalen Entsorgungskonzeptes verantwortlich wahr.

4.7.2 Zwischenlagerung

Angaben des KKM

Für die Lagerung von radioaktiven Abfällen sind auf dem Areal des KKM im Wesentlichen drei Bereiche vorhanden: das Zwischenlager (ZL), das Lager für schwachaktive Abfälle (LLS) sowie das Lager im Kamin fuss. Kurzfristig können auch Abfälle im Maschinenhaus-Anbau Süd und im Bereich der Abfallsortierung aufbewahrt werden.

Im Zwischenlager werden prinzipiell endkonditionierte Abfallgebände zwischengelagert. Es werden aber auch einige Halbfabrikate aufbewahrt, die noch einer weiteren Konditionierung bedürfen. Das Zwischenlager ist für die Aufnahme von maximal 7 804 Fässern zu 200 l in 17 Kammern ausgelegt. Zurzeit sind in 15 Kammern Lagergestelle für die Einlagerung von insgesamt 6 670 Fässer eingebaut, in einer Lagerkammer befinden sich Grosskomponenten der ausgebauten Umwälzschleifen aus dem Jahre 1986. Eine Lagerkammer ist für die Einlagerung von gefüllten Presstrommeln auf Paletten ausgerüstet. Auch unter der Annahme von 135 endlagerfähig konditionierten Gebinden pro Jahr sind laut KKM ausreichend Stellplätze im Zwischenlager für einen Langzeitbetrieb des KKM über 2012 hinaus vorhanden.

Im Zentralen Zwischenlager besteht auch die Möglichkeit, verfestigte radioaktive Abfälle ausserhalb des KKM bis zur Verbringung in ein geologisches Tiefenlager zu lagern. Eine Transportkampagne von rund 1 000 entsprechenden Gebinden hat im Jahr 2006 stattgefunden. Bei der Auslagerung wurden insgesamt 16 Fässer entdeckt, welche geringfügige Korrosionsschäden aufwiesen, die aber weder die mechanische Stabilität noch die strukturelle Integrität beeinträchtigten. Diese Fässer wurden ebenfalls zum Zentralen Zwischenlager transportiert und dort saniert.

Im Rahmen der Begutachtung der PSÜ 2000 forderte die HSK den Nachweis, dass die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz auf das Zwischenlager mit Folgebrand das Schutzziel von 100 mSv einhalten (Pendenz P12/2002). Das KKM hat zu dieser Thematik verschiedene Aktennotizen erstellt, in welchen die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz mit Folgebrand ermittelt wurden. Alle eingereichten Nachweise zeigten, dass der Grenzwert auch unter konservativen Randbedingungen bei der Berechnung eingehalten wird.

Das LLS wurde ursprünglich als Lager für die ehemals zur Meerversenkung vorgesehenen Abfälle in Betoncontainern betrieben. Im Laufe der Zeit zeigte es sich, dass das LLS sowohl zur Bereitstellung von Abfällen zum Abtransport vom Anlagengelände als auch zur Annahme und kurzzeitigen Pufferung bei der Anlieferung von externen Konditionierungskampagnen sehr gut geeignet ist.

Im Kaminfuss befinden sich im Wesentlichen die Abfälle, welche innerhalb nützlicher Frist zur weiteren Bearbeitung von oder in andere Bereiche auf der Anlage transportiert werden. Zum einen sind dies die verpackten radioaktiven Mischabfälle, welche für die Verarbeitung in der Plasma-Anlage des Zentralen Zwischenlagers vorgesehen sind. Zum anderen werden hier auch Abfälle gepuffert, die im Rahmen des Rücktransportes radioaktiver Abfälle von externen Konditionierungskampagnen angeliefert werden. Im Kaminfuss werden allerdings auch Gebinde aufbewahrt, die nach einer Abklinglagerung für die spätere Freimessung vorgesehen sind.

Die Abfallbuchhaltung erfolgt seit 1990 mit dem Informationssystem für radioaktive Materialien (ISRAM). Im ISRAM werden alle zu den Abfallgebindetypen spezifischen Daten sowie alle relevanten Daten der Einzelgebäude erfasst und verwaltet. Das ISRAM ist geeignet zur Verwaltung aller abfallrelevanten Daten und zur Erfüllung der ENSI-Vorgaben zur Berichterstattung.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 12, Art. 37 Abs. 1 sowie Art. 54 KEV

Art. 84 StSV

Richtlinie HSK-R-15 bzw. ENSI-B02

Richtlinie HSK-R-29 bzw. ENSI-G04

Beurteilung des ENSI

Mit dem werkseigenen Zwischenlager verfügt das KKM über genügend Kapazität zur Lagerung von Betriebsabfällen für einen Langzeitbetrieb über 2012 hinaus. Da dem KKM weitere Lagerkapazitäten im Zentralen Zwischenlager zur Verfügung stehen, sind auch langfristig keine Kapazitätsprobleme zu erwarten.

Das ENSI hat die vom KKM eingereichte Sicherheitsanalyse zum Flugzeugabsturz auf das Zwischenlager (Pendenz P12/2002 aus der PSÜ 2000) positiv bewertet. Die Nachweisführung für die Einhaltung des Schutzziels von 100 mSv gemäss Richtlinie HSK-R-29 und ENSI-G04 gilt als erbracht. Das ENSI erwartet bis zur nächsten PSÜ die Zusammenführung aller für die Störfallanalyse relevanten Informationen in einem eigenständigen Bericht.

Im Jahr 2007 hat das ENSI seine Zustimmung für die Nutzung des LLS für die Bereitstellung von Rohabfällen zum Abtransport für maximal drei Jahre sowie für die Bereitstellung von endkonditioniertem Abfall für ein Jahr erteilt.

Die Aufbewahrung nicht endkonditionierter Abfälle im Kaminfuss entspricht dem ALARA-Prinzip. Diese Abfälle müssen ohnehin zu einer weiteren Behandlung abtransportiert werden. Eine Aufbewahrung im Zwischenlager wäre wegen der anspruchsvollen Einlagerungsprozeduren nicht sinnvoll.

Das ENSI hält fest, dass das KKM, wie auch alle anderen Schweizer Kernkraftwerke, mit dem ISRAM über ein geeignetes Werkzeug für die Dokumentation der produzierten Abfallgebäude und der gelagerten Rohabfälle verfügt. Im Rahmen seiner routinemässigen Jahresinspektionen überprüft und bewertet das ENSI die Abfallbuchhaltung im KKM. Die Inspektionsergebnisse bestätigen, dass das KKM seiner Abfallbuchhaltungspflicht in angemessener Art und Weise nachkommt.

4.7.3 Brennelemententsorgung

Angaben des KKM

Das KKM hat bereits kurz nach der Betriebsaufnahme Wiederaufarbeitungsverträge mit den Firmen AREVA (ehemalige COGEMA) und NDA (ehemalige BNFL) abgeschlossen. Unter diesen Verträgen sind insgesamt 1 085 Brennelemente (rund 201 t Uran) nach La Hague und 168 Brennelemente (ca. 30 t Uran) nach Sellafield zur Wiederaufarbeitung geliefert worden. Die Wiederaufarbeitung aller gelieferten Brennelemente ist inzwischen abgeschlossen. Seit Juli 2006 unterliegen Transporte von bestrahltem Brennstoff zur Wiederaufarbeitung einem vorerst auf 10 Jahre befristeten Moratorium, welches im KEG verankert ist. Gemäss den

abgeschlossenen Verträgen müssen die bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle in die Schweiz zurückgenommen werden. Die Wiederaufarbeitungsabfälle werden im Zentralen Zwischenlager in Würenlingen zwischengelagert.

Die ausgedienten Brennelemente, die nicht der Wiederaufarbeitung zugeführt werden, werden im Zentralen Zwischenlager eingelagert. Hierfür verwendet das KKM T/L-Behälter des Typs TN24BH, die ein Fassungsvermögen von 69 Brennelementen aufweisen. Da diese 120 t schweren Behälter nicht im KKM gehandhabt und daher nicht vor Ort beladen werden können, erfolgt der Transport vom KKM zum Zentralen Zwischenlager mittels zweier kleinerer rund 40 t schwerer Transportbehälter vom Typ TN9/4, die jeweils maximal 7 Brennelemente aufnehmen können. Im Überprüfungszeitraum wurden in 50 derartigen Transporten insgesamt 345 ausgediente Brennelemente mit rund 60 t Uran zum Zentralen Zwischenlager gebracht. Dort wurden sie in der heissen Zelle in insgesamt fünf T/L-Behälter TN24BH umgeladen und anschliessend in die Halle H zur Zwischenlagerung eingestellt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 106 Abs. 4 KEG

Richtlinien HSK-R-52 und ENSI-G05

Beurteilung des ENSI

Sämtliches vom KKM zur Wiederaufarbeitung ausgeführte Schwermetall ist verarbeitet worden. Die Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle in die Schweiz hat bereits begonnen und verläuft planmässig.

Das KKM verfügt im Zentralen Zwischenlager in Würenlingen über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. Die für die trockene Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente vom KKM verwendeten T/L-Behälter erfüllen die Anforderungen der Richtlinien HSK-R-52 und ENSI-G05.

Hinsichtlich der Behälterverfügbarkeit verfolgte das KKM im Überprüfungszeitraum eine vorausschauende Strategie, die auch über den Berichtszeitraum hinaus eine ausreichende Planungssicherheit gewährleistet, selbst unter Berücksichtigung der seit kurzem aufgetretenen Verzögerungen bei der Behälterfertigung. Das Konzept für den Abtransport ausgedienter Brennelemente zum Zentralen Zwischenlager basierend auf dem Transportbehältertyp TN9/4 und der Umladung in der heissen Zelle hat sich in den fünf Kampagnen im Überprüfungszeitraum bewährt. Die beiden Transportbehälter TN9/4-01 und TN9/4-02 werden hierzu in regelmässigen Abständen gemäss den Zulassungsvorgaben gewartet und befinden sich gemäss der letzten Inspektion des ENSI in einem sicherheitstechnisch einwandfreien Zustand. Die bereits begonnene Diversifikation der Wartungsarbeiten unter Einbeziehung von Schweizer Wartungswerkstätten wirkt sich positiv auf die Verfügbarkeit der Transportbehälter aus.

Die Behälterbauarten TN24BH und TN9/4 basieren auf aktuellen französischen Transportzulassungen mit fünfjähriger Gültigkeit. Die Pflege der Zulassungen wird vom Behälterhersteller TN International im Auftrag des KKM vorgenommen und ist auch zukünftig erforderlich. Damit sind alle Anforderungen an die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente im Überprüfungszeitraum erfüllt. Auch die Voraussetzungen für die zukünftige Entsorgung der abgebrannten Brennelemente sind damit gegeben.

4.7.4 Transporte

Angaben des KKM¹⁵⁵

Im 10-jährigen Überprüfungszeitraum hat sich das Qualitätsmanagementsystem des KKM laufend entwickelt und wurde prozessorientiert aufgebaut. Das Qualitätssicherungsprogramm für Transporte radioaktiver Stoffe ist darin eingeschlossen. Die Transporte radioaktiver Stoffe sind in einem eigens dafür erstellten Qualitätssicherungshandbuch Transporte (QSH-T) in das Managementsystem integriert. Das Prozesshandbuch T bestimmt die Transport- und Prozessverantwortlichen in diesem Bereich und die minimalen Anforderungen an einen Qualitätsplan, der für alle Transporte der Klasse 7 zwingend vorgeschrieben ist. Es regelt das Vorge-

hen beim Auftreten von Abweichungen. Auftretende Ereignisse und Vorkommnisse werden gemäss der betrieblichen Weisung WEI-B-005 behandelt. Im Dokumentationsprogramm RaTrans werden sämtliche Transporte der Klasse 7 erfasst und die Transportdokumentation erstellt. Die beteiligten Mitarbeiter erfüllen alle Anforderungen an die Fachkunde und die Zuverlässigkeit für die korrekte und vorschriftsmässige Abwicklung von Transporten der Klasse 7.

Im Zusammenhang mit dem Betrieb des KKM werden folgende Transporte von radioaktiven Stoffen als Versand oder Empfang abgewickelt:

- a. Brennstofftransporte
- b. Transporte zur Konditionierung und Zwischenlagerung von radioaktiven Betriebsabfällen
- c. Transporte von kontaminierten Werkzeugen, Materialproben und Strahlenquellen
- d. Transporte zur Rezyklierung von radioaktiven Materialien

Für die Transporte ausgedienter Brennelemente zur Aufarbeitung (bis 2006) und zur Zwischenlagerung stehen zwei Behälter zur Verfügung, welche zwischen dem KKM und AREVA beziehungsweise dem Zentralen Zwischenlager einmal mit je 7 beziehungsweise 6 ausgedienten Brennelementen und einmal leer transportiert werden. Um Kontaminationen entgegenzuwirken ist dieser Transportbehältertyp (TN9/4) mit einem verbesserten Dichtungssystem ausgerüstet. Die Aussenoberfläche ist glatt aus rostfreiem Edelstahl ohne Anstrich und Rippen. Dadurch sind diese Behälter wesentlich einfacher zu dekontaminieren.

Seit Inbetriebnahme der Plasmaanlage des Zentralen Zwischenlagers werden seit etwa 2003 die brenn- und schmelzbaren Mischabfälle dorthin transportiert und konditioniert. Die entstehenden Abfallgebilde (Glaskokillen) verbleiben beim Zentralen Zwischenlager, so dass dafür keine Rücktransporte erforderlich sind.

Kontaminierte Werkzeuge, radioaktive Materialien zur Rezyklierung und Materialproben wurden innerhalb und ausserhalb der Schweiz transportiert und wieder zurückgenommen.

Die Transporte radioaktiver Stoffe erfolgen nach den im KKM vorliegenden Qualitätsplänen und Checklisten. Die Dokumentation und Abwicklung von Transporten mit Brennelementen werden aufgrund von speziellen Vorgaben und Bedingungen nicht nach diesen Checklisten abgewickelt, sondern fallspezifisch nach detaillierten Verfahrensanweisungen und Checklisten für Kernbrennstoffe. Aufgrund der komplexen Vorgaben durch das ADR, Regelungen für Schwerlasttransporte und Wechselwirkungen bei multimodalen Transporten können kleinere formale Fehler bei der Transportabwicklung und Dokumentation vorkommen. Durch Schulung der an der Abwicklung von Transporten beteiligten Mitarbeiter sowie der im Prozess Gefahrgut bestimmten beauftragten Personen werden Abweichungen nach Möglichkeit vermieden.

Durch Verbesserungen beim Behälterdesign, Verstärkung der Kontaminationskontrolle vor dem Abtransport beladener Behälter und Anpassungen bei der Transportdokumentation und den Qualitätssicherungssystemen der Beteiligten (KKM, Transportorganisator, Beförderer und Empfänger) wurden die ab 2001 durchgeführten Transporte mit ausgedienten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung und zum Zentralen Zwischenlager befundfrei durchgeführt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

KEG, KEV

StSG, StSV

SDR (Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse)

RSD (Verordnung des UVEK über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn und mit Seilbahnen)

LTrV (Verordnung über den Lufttransport)

ADR (Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse)

Übereinkommen über den internationalen Eisenbahnverkehr, Anhang C

Annex 18 to the Convention on International Civil Aviation

Technical Instructions for the Safe Transport of Dangerous Goods by Air (ICAO-TI)

Beurteilung des ENSI

Qualitätsmanagementsystem

Das KKM bildet alle Beförderungsvorgänge radioaktiver Stoffe in seinem Qualitätssicherungssystem ab, dessen Anwendung das ENSI mehrmals jährlich im Rahmen von Transport-Inspektionen sowie über den Überprüfungszeitraum verteilt auch in Schwerpunkteinspektionen überprüft. Dabei wurde generell Übereinstimmung mit den Vorgaben festgestellt, in seltenen Fällen auch Verbesserungsbedarf bei den administrativen Aspekten der Transportdurchführung, welcher jeweils kurzfristig umgesetzt wurde.

Transporte bestrahlter Brennelemente, Wiederaufarbeitungsabfälle und sonstiger radioaktiver Stoffe

Sämtliche Transporte von Kernbrennstoff vom und zum KKM, sowie alle Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe wurden unter Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen und in Übereinstimmung mit den gültigen Transportvorschriften abgewickelt.

Erfahrungen des KKM mit dem Transportbehälter TN 9/4

Die Betriebserfahrung mit dem Behältertyp TN 9/4 und die Erkenntnisse aus den Kontaminationsereignissen im Jahr 1998 wurden geeignet umgesetzt. Die Oberflächenrauigkeit von 2,5 µm an den Kühlflächen des Behälters wurde so gewählt, dass einerseits eine ausreichende Wärmeabfuhr über die Behälteroberfläche gewährleistet ist und sich andererseits die Behälteroberfläche nach dem Herausheben aus dem BE-Becken gut dekontaminieren lässt. Da die Bauart TN9/4 keine Kühlrippen hat, ist auch kein Schutzhemd mehr für die Handhabung im BE-Becken erforderlich. Beim Einsatz im BE-Becken ist am Behälterkopf ein Schutzring aufgeschraubt und mit einer aufblasbaren Dichtung ausgerüstet.

Von 2003 bis 2010 wurden mit dem TN9/4 fünf Kampagnen zum Zentralen Zwischenlager in Würenlingen mit je 10 Hin- und Rücktransporten (leer) und ausserdem im Jahr 2005 ein Transport von abgebrannten BE zusammen mit einem defekten BE nach La Hague durchgeführt. Die ausgedienten BE werden im TN9/4 zum Zentralen Zwischenlager transportiert, dort in der heissen Zelle in den Transport- und Lagerbehälter TN24BH umgeladen und anschliessend in der Halle H zur Zwischenlagerung eingestellt. Insgesamt wurden $(5 \cdot 10 + 1) \cdot 2 = 102$ -mal die Transportbehälter vom jeweiligen Absender auf Kontamination ausgemessen und vom Empfänger im Rahmen der Eingangskontrolle überprüft. Bisher wurden keine Kontaminationen im unzulässigen Bereich festgestellt.

Die Zusammenarbeit mit TNI und dem Zentralen Zwischenlager für Transporte mit den Transportbehältern des Typs TN9/4 ist in der Zwischenzeit Routine. Die Vorgaben im TDF (Transport Documentation File) werden unter der Leitung von TNI an Hand der Erfahrungen und Änderungen der Vorgaben laufend verbessert und angepasst.

Vorkommnisse

2005 wurde beim Transport einer Abschirmglocke vom KKM zum KKL eine Nichtkonformität festgestellt. An der geschlossenen, an den inneren Oberflächen leicht kontaminierten Abschirmung wurde bei der Eingangskontrolle im KKL an der Unterseite eine Überschreitung des Grenzwertes für die Dosisleistung festgestellt. Die Ursache der erhöhten Dosisleistung dürfte auf die Mobilisierung eines kontaminierten Partikels innerhalb des verschlossenen Transportgutes zurückzuführen sein. Das Ereignis wurde als Vorkommnis B eingestuft. Es kam zu keinem Zeitpunkt zu einer Gefährdung des Fahrers, weiterer Personen oder der Umwelt. Dies rechtfertigte die Einstufung 0 auf der internationalen Ereignisskala INES. Als Folgemaassnahme beschloss das KKM, bei der Klassifizierung eines Versandstücks nach Möglichkeit nicht mehr die Kategorie „freigestellte Versandstücke“ zu verwenden, sondern die Kategorien LSA (radioaktiver Stoffe mit geringer spezifischer Aktivität), SCO (oberflächenkontaminierte Gegenstände) und Typ A.

Das ENSI stellt zusammenfassend fest, dass das Personal des KKM alle Anforderungen an die Fachkunde und die Zuverlässigkeit für die korrekte Abwicklung von Transporten der Klasse 7 nach dem Gefahrgutrecht erfüllt. Aus erkannten Mängeln werden die nötigen Konsequenzen gezogen und gemäss Managementsystem durch kontinuierliche Verbesserung umgesetzt.

5 Sicherheitsrelevante Anlageteile

5.1 Übersicht

5.1.1 Inhalt

In diesem Kapitel werden gemäss Richtlinie HSK-R-48 alle sicherheitsrelevanten Anlageteile des Kernkraftwerks hinsichtlich ihres Zustandes, ihrer Wirksamkeit, ihrer Zuverlässigkeit und ihrer Auslegung inklusive einer Bewertung dieser Anlageteile aus der Sicht des Betreibers dargestellt. Das heisst, die gesammelten Betriebserfahrungen im Überprüfungszeitraum sowie der aktuelle Ist-Zustand der Sicherheitseinrichtungen werden mit den gesetzlichen, behördlichen und normativen Vorgaben sowie sonstigen Dokumenten verglichen, die den Stand von Wissenschaft und Technik darstellen. Hierzu gehören auch die Überprüfung der sicherheitstechnischen Einstufung (Klassierung) sowie die Analyse zeitabhängiger Veränderungen (Alterungseffekte), welche die Sicherheit und Verfügbarkeit beeinträchtigen können. Dieser Beurteilung kommt hinsichtlich eines auch zukünftig sicheren Betriebs des Kernkraftwerks eine hohe Bedeutung zu. Bei Bedarf wird anhand der Resultate dieser Vergleiche die Notwendigkeit von Nachrüstmassnahmen überprüft.

Als sicherheitsrelevante Anlageteile werden hier die sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke, Systeme und Komponenten betrachtet. Zudem werden sicherheitsbezogene Ausrüstungen und Versorgungssysteme beurteilt, die im Rahmen von Störfallanalysen und Schutzkonzepten in dieser Stellungnahme behandelt werden. Manche Anlageteile sind schon im vorhergehenden Kapitel 4 beurteilt worden, da zwischen Betriebsverhalten (Kapitel 4) und technischem Zustand (Kapitel 5) eine Differenzierung nicht angebracht ist.

Die Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme zur Erfassung und Bewertung von Zustand und Funktionalität sind systemübergreifend in Kapitel 4.3 beschrieben.

5.1.2 Struktur des Hauptkapitels

Die sicherheitsrelevanten Anlageteile können den Bauwerken, dem nuklearen Dampferzeugungssystem, den verfahrenstechnischen Sicherheitssystemen (SK1 bis SK3), der Reaktorüberwachung, der Reaktorsteuerung und -regelung (inkl. der hierfür notwendigen Leittechnik), der Stromversorgung oder den sicherheitsbezogenen und betrieblichen Systemen und Ausrüstungen zugeordnet werden.

5.1.3 Struktur der Unterkapitel

In Anlehnung an das beispielhafte Inhaltsverzeichnis für eine Systembewertung im Anhang 4 der Richtlinie HSK-R-48 sind die zu den einzelnen Anlageteilen erstellten Unterkapitel wie folgt strukturiert:

Als Einführung wird zunächst basierend auf den Angaben aus dem Sicherheitsbericht, den Systembeschreibungen oder anderen dem ENSI vorliegenden Dokumenten des Betreibers die Systemfunktion oder Aufgabe, der Aufbau, die Anordnung, die Betriebsweise und teilweise auch die Auslegung kurz erläutert.

Anschliessend werden die Angaben des Betreibers bezüglich

- Erfahrungen aus dem Betrieb, z. B. Verfügbarkeit, Ausfallverhalten und Vorkommnisse
- Prüfungen, d. h. Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen oder Funktionsprüfungen
- Instandhaltung, Reparatur und Wartung
- Alterungsüberwachung
- Anlagenänderungen und Änderungen der Technischen Spezifikation
- Überprüfung der Auslegung

- Gesamtbewertung

aufgeführt, sofern innerhalb des Überprüfungszeitraums sicherheitsrelevante Änderungen durchgeführt wurden, Befunde am System festgestellt wurden oder sicherheitsrelevante Ereignisse auftraten. Diese Angaben bildeten die Grundlagen für die Beurteilung des ENSI.

Die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen wird bewertet, wenn Änderungen an der Sicherheitseinrichtung durchgeführt wurden, welche die technische Ausführung und die Einsatzbedingungen betreffen. Zudem erfolgt eine Bewertung, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen innerhalb des Überprüfungszeitraums geändert haben oder neu erhoben wurden.

5.2 Bauwerke

5.2.1 Funktionen, Klassierung und Anordnung

Angaben des KKM⁶⁶

Funktion

Die Tabelle 5.2-1 zeigt die Funktion der sicherheitstechnisch relevanten Bauwerke gemäss Angaben des KKM.

Tabelle 5.2-1: Sicherheitstechnisch relevante Bauwerke

Nr.	Name	Bez.	Funktion
1	Reaktorgebäude	RG	Im RG sind das nukleare Dampferzeugungssystem mit allen zugehörigen Hilfs- und Kühlkreisläufen, das Druckabbausystem sowie alle Vorrichtungen für den Transport und die Lagerung ausgedienter und neuer Brennelemente untergebracht.
2	Aufbereitungsgebäude inkl. Brücke zum RG	AG	Im Aufbereitungsgebäude sind die Anlagen zur Aufbereitung und Verfestigung der im Kraftwerk anfallenden, schwach- und mittelaktiven Abfälle untergebracht. In den oberen Geschossen sind die Be- und Entlüftungsanlagen für das Reaktorgebäude, das Maschinenhaus und das Aufbereitungsgebäude installiert. Auf +12 m und +16 m ist je eine Division des Notabluftsystems (System 73) eingebaut. Es gehört zur Sicherheitsklasse 3 und damit zur Erdbebenklasse I. Auf +8,00 m stellt eine Brücke die Verbindung zum Reaktorgebäude her. Sie enthält die Materialschleuse und die Zu- und Abluftkanäle des Reaktorgebäudes.
3	Maschinenhaus	MH	Im Maschinenhaus sind alle Einrichtungen zur Umformung von Wärme in elektrische Energie untergebracht, insbesondere die beiden Turbinensätze mit den erforderlichen Hilfssystemen. Im Weiteren sind in den Zwischengeschossen die Notstromdiesel- und die Kompressorenanlage für die Steuer- und Werkluftversorgung angeordnet.
4	Maschinenhaus-Anbau Süd	MS	Im Maschinenhaus-Anbau Süd sind Tätigkeiten zusammengefasst, die früher an verschiedenen Bearbeitungsstellen in der ganzen Anlage ausgeführt wurden. Es handelt sich dabei um diverse Werkstätten und Lagerräume.
5	Betriebsgebäude, inkl. Brücke BG-RG	BG	gemischte Nutzung mit Hauptkommandoraum und Elektroräumen auf +8.00 m

6	SUSAN-Gebäude	SG	Das SUSAN-Gebäude enthält zwei redundante unabhängige Notstandssysteme mit je einem Notstromdiesel, den zugehörigen elektrischen Schaltanlagen, der Lüftung und einem gemeinsamen Kommandoraum. Die Anlagen gehören zu den wichtigsten Sicherheitssystemen im KKM.
7	SUSAN-Kühlwasserleitungen	SK	Das Kühlwasser für das SUSAN wird beim Hauptkühlwasser- auslaufbauwerk der Aare entnommen und von dort durch die Vorlaufleitung unter das SUSAN-Gebäude geführt. Die Rücklauf- leitung führt das Wasser vom Kraftschluss-Schacht neben dem SUSAN-Gebäude zurück zur Aare. Die Vorlaufleitung ist ein wichtiger Teil des Sicherheitssystems SUSAN.
8	Pumpenhaus, inkl. Einlauf- bauwerk	PH	Im Pumpenhaus befinden sich die drei Haupt- und die zwei Hilfskühlwasserpumpen. In den drei aareseitigen Zuläufen sind die Siebbandmaschinen angeordnet. Anlageseitig sind in einer unterirdischen Gebäudeerweiterung die Absperrorgane der Hauptkühlwasser-Druckleitungen untergebracht. Auf der Aare- seite ist an das Pumpenhaus das Einlaufbauwerk angegliedert.
9	Abluftkamin	KA	Die Abluft aus der kontrollierten Zone des Kraftwerks gelangt über die Brücke AG-Kamin auf +20,00 m in den Kamin. Im Ka- min wird sie radiologisch überwacht und auf +125,00 m in die Atmosphäre abgegeben. Der restliche Innenraum von +0,00 m bis +20,00 m wird als Lager für schwachaktive feste Abfälle ge- nutzt.
10	Zwischenlager für radioak- tive Abfälle	ZL	Das ZL dient der temporären Lagerung von schwach- und mit- telaktiven Abfällen in 17 von oben zugänglichen Betonkammern, die mit Abschirmsteinen abgedeckt sind. Die meisten Kammern sind mit Fassführungskonstruktionen zur geordneten Aufnahme von 200 l-Stahlfässern ausgerüstet.
11	Fundament Kaltkondensat- behälter	KB	Der Betonunterbau bildet das Fundament des Kaltkondensatbe- hälters (KAKO), eines stehenden Stahltanks mit 1 100 m ³ Inhalt. Der Unterbau ist als Auffangwanne und Installationsraum aus- gebildet.

Klassierung

Die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude gehören zu den Erdbebenklassen I und II (Tabelle 5.2-2). Zur Erdbebenklasse I gehören jene Gebäude, welche nötig sind, um nach einem Erdbeben die Abschaltung des Reaktors, die Kernkühlung und den Einschluss radioaktiver Stoffe sicherzustellen. Gebäude der Erdbeben- klasse I müssen während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) sowie während und nach einem Be- triebserdbeben (OBE) die entsprechenden Funktionen erfüllen, die Gebäude der Erdbebenklasse II nur wäh- rend und nach einem Betriebserdbeben (OBE). Zudem wird verlangt, dass Gebäude der Erdbebenklasse I nicht durch Versagen eines Gebäudes der Erdbebenklasse II oder eines unklassierten Gebäudes beschädigt werden.

Die Bezeichnung II* bezeichnet Gebäude, die mehr als dem OBE standhalten. Der Maschinenhaus-Anbau Süd gehört eigentlich zu den Bauwerken der Klasse II. Weil ein Verlust der Tragfähigkeit oder der Stabilität des Anbaus das Maschinenhaus gefährden könnte, wurde der Anbau sowohl auf das Sicherheitserdbeben wie auf das Betriebserdbeben ausgelegt.

Tabelle 5.2-2: Erdbebenklassen sicherheitstechnisch relevanter Bauwerke

Nr.	Gebäude	Erdbebenklasse
1	Reaktorgebäude	I
2	Drywell mit Einbauten und Torus	I
3	SUSAN-Gebäude	I
4	Abluftkamin	I
5	Zwischenlager für Radioaktive Abfälle	I
6	Betriebsgebäude	II*
7	Aufbereitungsgebäude	II
8	a) Maschinenhaus einschl. Turbinenfundamente	II*
	b) Turbinentische	II*
9	Maschinenhausstahlbau	II*
10	Notstromdieselraum	II*
11	Verbindungsbrücke vom Betriebs- zum Reaktorgebäude	II*
12	Fundament des Kaltkondensatbehälters	II
13	Pumpenhaus	II
14	SUSAN-Kühlwasser-Vorlauf und -Rücklauf	I
15	Maschinenhaus-Anbau Süd	I

Quelle: KKM-Sicherheitsbericht³

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Anhang 4 KEV

Richtlinie ENSI-G01

Art. 1 Bst. f der „Gefährdungsannahmenverordnung“²²

Beurteilung des ENSI

Klassierung

Die Klassierung der relevanten Bauwerke hat sich im Überprüfungszeitraum 2000 bis 2010 nicht geändert. Somit bleibt die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002²⁴ weiterhin gültig. Insbesondere gilt das für die Klassierung des Aufbereitungsgebäudes, das nach Ansicht des ENSI der Erdbebenklasse EK II zugeordnet werden kann, da sich infolge der Nachrüstung des Notstandsystems SUSAN die ursprünglichen Anforderungen an das Notabluftsystem reduziert haben.

Das ENSI ist somit mit der Klassierung der Bauwerke gemäss Tabelle 5.2-2 im Betrachtungsraum 2000 bis 2010 einverstanden.

5.2.2 Allgemeine Auslegung

Angaben des KKM

Normen und Lastfälle

Die baulichen Tragstrukturen wurden nach den jeweils gültigen SIA-Normen ausgelegt und bemessen und ausgeführt.

Im Überprüfungszeitraum wurde auf den 1. Januar 2003 eine neue Generation der SIA-Tragwerksnormen in Kraft gesetzt:

- SIA-Norm 260/2003: Grundlagen der Projektierung von Tragwerken
- SIA-Norm 261/2003: Einwirkungen auf Tragwerke

- SIA-Norm 262/2003: Betonbau
- SIA-Norm 263/2003: Stahlbau
- SIA-Norm 264/2003: Stahl-Beton-Verbundbau
- SIA-Norm 265/2003: Holzbau
- SIA-Norm 266/2003: Mauerwerk
- SIA-Norm 267/2003: Geotechnik

Die Übergangsfrist zur Anwendung betrug 18 Monate. Die Normen sind also seit dem 1. Juli 2004 für neu zu erstellende Bauwerke oder Bauteile anzuwenden.

Beim Bau des Kraftwerks wurden die Nutzlasten für die Baustatik gemäss den Belastungsplänen des Baukonsortiums General Electric (GE) / Brown Boveri (BBC) festgelegt. Die Eigenlasten der Baukonstruktion und die übrigen Einwirkungen wurden anhand der damals gültigen SIA-Norm festgelegt. Es wurden dabei Lasten, die ständig vorhanden sind oder in normalen Nutzungszuständen auftreten können (normale Lasten), von Lasten unterschieden, die in seltenen ausserordentlichen Situationen auftreten können (Sonderlasten).

Grundlagen der Erdbebenauslegung

Als Ergänzung zur bisherigen Dokumentation hat das KKM die Schutzziele und die Bemessungsparameter für die Erdbebenauslegung der Gesamtanlage zusammengestellt.¹⁵⁶ Seit 1985 verwendet das KKM aufgrund der für die schweizerischen Kernkraftwerke 1977 und 1984 erarbeiteten Grundlagenstudien höhere Werte als beim Bau des Werks (Tabelle 5.2-3). Dies trifft sowohl für die Auslegung der neueren Bauwerke und Systeme als auch für die dynamischen Nachrechnungen zu.

Neuere Bauwerke und Systeme:

- SUSAN-Gebäude
- SUSAN-Leitungen und -Systeme
- Erweiterungen Ost und West des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle
- Maschinenhaus-Anbau Süd

Bauwerke mit dynamischen Nachrechnungen:

- Reaktorgebäude
- Aufbereitungsgebäude
- West- und Mittelteil des Betriebsgebäudes
- Abluftkamin
- Maschinenhaus

Tabelle 5.2.3: Vergleich der Bodenbeschleunigungen und der Bemessungsspektren

	maximale horizontale Bodenbeschleunigung (Fels)	maximale vertikale Bodenbeschleunigung (Fels)	Bemessungsspektren (Frequenzinhalt)
Werte beim Bau	0,12 g	0,08 g	diverse (von GETSCO und BBC gewählt)
aktuelle Werte	0,15 g (Sicherheitserdbeben SSE) 0,06 g (Betriebserdbeben OBE)	0,10 g (SSE) 0,04 g (OBE)	HSK-Spektren für Fels

Das KKM gibt eine Übersicht über alle bisher durchgeführten seismischen Nachrechnungen und Ertüchtigungsmassnahmen für die Bauwerke und für die zum Erreichen der Schutzziele massgebenden Ausrüstungen. Zusätzlich zu den bereits in vom ENSI beurteilten Nachrechnungen und Ertüchtigungen erwähnt das KKM in den Jahren 2006 bis 2010 des Überprüfungszeitraums die folgenden Aktionen:

- 2008: Verstärkung der Verankerung für den liegenden Rundtank im Maschinenhaus
- 2008/2009: Seismische Ertüchtigung der Kabeltrassen in den Kabelräumen auf -3,00 m im Betriebsgebäude
- 2009/2010: Seismische Ertüchtigung von Mauerwerkswänden (Abbruch und Ersatz durch stabile Stahlkonstruktion) bei der USV-Anlage im Betriebsgebäude

Die Klassierung der Gebäude ist im Kapitel 5.2.1 dargestellt. Sie resultiert hauptsächlich aus der geforderten Erdbebensicherheit der in den Gebäuden installierten Systeme.

Das KKM kommt in der abschliessenden Bewertung zum Schluss, dass die bisherigen Auflagen des ENSI zur Erdbebensicherheit erfüllt sind. Die gemäss den Schutzzielen im Erdbebenfall erforderlichen Systeme sind auf SSE qualifiziert und falls erforderlich ertüchtigt. Sie werden weder durch nichtqualifizierte Systeme noch durch nichttragende Bauteile gefährdet.

Auslegung gegen Hochwasser

Die ursprüngliche Auslegung gegen Hochwasser beinhaltet zwei ausserordentliche Lasten.

- Wasserdruck Überflutung: Statischer Wasserspiegel 8 m über Kraftwerksareal beziehungsweise 474,00 m. ü. M. (vollständiger Bruch der Saane-Talsperren)
- Flutwelle: Flutwelle mit 2,30 m Höhe (teilweiser Bruch der Talsperre des Wasserkraftwerkes Mühleberg)

Die aktualisierten Untersuchungen der Hochwassergefährdung und Abflussberechnungen haben gezeigt, dass der Wasserspiegel im KKM beim hypothetischen Bruch der Saane-Talsperren nicht höher als 6 m über Kraftwerksareal beziehungsweise 472,00 m. ü. M. steigt. Das Wasser steigt im Gebiet des KKM durch einen Rückstau von der Saane-Mündung her langsam an, so dass keine Geschwindigkeitshöhe berücksichtigt werden muss. Beim ermittelten Teilbruch des Staudamms des Wasserkraftwerkes Mühleberg wird das Areal des KKM nicht überflutet.

Das erweiterte Zwischenlager für radioaktive Abfälle und das SUSAN-Gebäude wurden auf die aktualisierte Überflutungskote ausgelegt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien HSK-R-04, HSK-R-48⁶⁸ und HSK-R-102

Tragwerksnormen SIA 260 bis SIA 267

Beurteilung des ENSI

Normen und Lastfälle

Zu den Normen und Lastfällen hat sich die HSK in der Stellungnahme 2007²⁵ geäußert. Darin wird vermerkt, dass die neuen Tragwerksnormen SIA 260 bis SIA 267 im Jahre 2003 in Kraft gesetzt worden und somit für die zukünftige Neubauten, Umbauten und Nachrüstungen den verbindlichen Stand der Technik darstellen. Das ENSI präzisiert an dieser Stelle, dass die Erdbebeneinwirkungen in der Norm SIA 261 nicht für die Bauten gelten, die der Kernenergie- und der Strahlenschutzgesetzgebung unterstellt sind.

Das ENSI ist für den Überprüfungszeitraum 2000 bis 2010 mit den vom KKM zusammengestellten Normen und Lastfällen einverstanden.

Das ENSI weist darauf hin, dass in der ursprünglichen Auslegung kein Schutz gegen Flugzeugabsturz gefordert wurde. Mit dem Projekt SUSAN wurde der Schutz verbessert, indem das Dach und die Aussenwände des SUSAN-Gebäudes gemäss Richtlinie HSK-R-102 gegen die Trümmerwirkung bemessen wurden. Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden von allen schweizerischen Kernkraftwerken Grenzlastberechnungen für den gezielten Flugzeugabsturz verlangt. In Kapitel 6.2.3.11 wird diese Problematik ausführlicher erläutert.

Grundlagen der Erdbebenauslegung

Das Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage ist vom ENSI bereits in der Stellungnahme 2007²⁵ dargelegt und positiv beurteilt worden.

Im Überprüfungszeitraum der PSÜ 2010 ist die standortspezifische Erdbebengefährdung im Rahmen des PEGASOS Refinement Project (PRP) vertieft untersucht worden. Damit werden die neuesten Erkenntnisse aus der erdwissenschaftlichen Forschung berücksichtigt. Die Resultate werden künftig für die probabilistischen Risikoermittlungen verwendet und sind bei Neubauten und Umbauten zu berücksichtigen.

Nach dem Überprüfungszeitraum, in der Folge des Unfalls von Fukushima im März 2011, hat das ENSI weitere probabilistische und deterministische Untersuchungen zur Erdbebensicherheit der Anlage verfügt. Diese Untersuchungen wurden mit vorläufigen Gefährdungsergebnissen aus dem PRP durchgeführt.

Auslegung gegen Hochwasser

Das ENSI stellt fest, dass sich die aktualisierten Auslegungsgrundlagen im Überprüfungszeitraum 2000 bis 2010 nicht verändert haben. Zu beachten ist jedoch, dass aufgrund des Unfalls von Fukushima im Jahr 2011 eine Neubeurteilung der Hochwassergefährdung vorgenommen wurde, die zu verschiedenen Nachrüstungsmassnahmen geführt hat.

5.2.3 Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke

Angaben des KKM

Das KKM beurteilt die Sicherheit der Bauwerke im seinem PSÜ-Bericht zur Bautechnik.⁶⁶

Für die Beschreibung der Bauwerke und der an diese gestellten Anforderungen verweist das KKM auf Kapitel 12 des Sicherheitsberichts.³

In der Tabelle 5.2.4 werden die Requalifikationen im Überprüfungszeitraum, bauliche Veränderungen, wichtige Instandsetzungen und Zustandbeurteilung zusammengefasst.

Tabelle 5.2.4: Requalifikationen, Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandbeurteilungen von Bauwerken

Nr.	Bez.	Requalifikationen/Veränderungen /Instandsetzungen	Zustandbeurteilung
1	RG	<p>2003: Die Bodenabläufe wurden verschlossen und rund um die Bodenöffnungen Bordüren erstellt, damit keine Flüssigkeiten unkontrolliert auf die nächstunteren Ebenen gelangen können. Die Massnahmen leiteten sich aus den Untersuchungen zu den Folgen eines Flugzeugabsturzes ab.</p> <p>2000: Instandsetzung Kuppel</p> <p>2000: Instandsetzung Fassade Aussenzylinder</p> <p>2001 bis 2007: Boden- und Wandbeschichtungen</p>	<p>Die Tragsicherheit und die Gebrauchstauglichkeit des Reaktorgebäudes sind gemäss Zustandsbeurteilung in den Steckbriefen bis zur nächsten planmässigen Inspektion gegeben. Problemstellen wurden erkannt und instand gesetzt. Zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit für die vorgesehene Nutzungsdauer wurden auch präventive Instandsetzungsarbeiten ausgeführt. Eine Nutzungsdauer von 80 Jahren kann aus heutiger Sicht erreicht werden.</p>
2	AG	<p>2002-2008: Beschichtungen</p> <p>2000: Materialschleuse</p> <p>2003: Brandschutz</p> <p>2003: Verbindungsgang zum RG</p>	<p>Das Gebäude ist in einem guten Zustand. Bisher wurden keine Veränderungen festgestellt, die die Tragfähigkeit oder die Gebrauchstauglichkeit in Frage stellen.</p>
3	MH	<p>2002: Bestimmung der neuen Etagenantwortspektren</p> <p>2001: Einbau eines Brandschutz-Hebetores</p> <p>2002: Erhöhung der bestehenden Abschirmwand zum BG</p> <p>2005: Sanierung der Dachabläufe (Roof Ponding)</p> <p>2007 bis 2009: diverse Veränderungen (Bodensümpfe, Ausbau Ölzentrifugen, Zugänglichkeit Probenahmeraum)</p> <p>2008: Seismische Ertüchtigung Dieseltank</p> <p>2001: Dachsanierung (Isolation, Dachhaut, Anschlüsse)</p> <p>2003 bis 2006: Brandschutz</p> <p>2005: Sanierung Notauffangbecken</p> <p>2002 bis 2009: Bodenbeschichtungen</p> <p>2001 bis 2008: Wandbeschichtungen</p> <p>2005 bis 2006: Sanierung der Fassade</p>	<p>Gemäss der Befundliste aus der Basisinspektion 2000 wurden ein grosser Teil der Boden- und Wandbeschichtungen und diverse Fugenfüllungen bei Konstruktions- und Dilatationsfugen erneuert, sowie verschiedene lokale Instandsetzungen durchgeführt.</p> <p>Die Betonelemente der Fassade sind nach 40 Jahren in einem einwandfreien Zustand. Bei den Fugenfüllungen sind eine verminderte Elastizität und Anrisse festzustellen. Der Zustand ist jedoch gut und die Funktionstüchtigkeit ist fast überall nach wie vor gegeben, so dass sie nur örtlich ersetzt werden mussten.</p> <p>Es wurden bisher keine Veränderungen festgestellt, die die Tragfähigkeit oder die Gebrauchstauglichkeit in Frage stellen. Das Gebäude ist in einem guten Zustand.</p>
4	MS	<p>2001: Einbau Stahlbühne im Raum MH - 6.0.55 (Lager Decko-Gruppe)</p> <p>2003: Einbau einer demontierbaren Zwischendecke</p> <p>2001: Die Abdeckungen der Kontrollschächte der Prüfkanker wurden neu abgedichtet.</p>	<p>Das Gebäude ist neuwertig.</p>

5	BG	<p>2007: kleine Umbauten</p> <p>2002: Gasflaschenlager Nordfassade</p> <p>2003: Die Räume der ausgelagerten Inaktiv-Wäscherei wurden zur Maskenwerkstatt umgebaut und der kontrollierten Zone zugeordnet.</p> <p>2005: Dachhaut des Ostteils wurde vollständig erneuert.</p> <p>2001: Ertüchtigung Brandschutz. Das Gebäude entspricht dem Brandschutzkonzept KKM 1999 und den aktuellen Brandschutzvorschriften.</p> <p>2004 bis 2009: Erneuerung der Beschichtungen</p>	<p>Die Tragstruktur weist keine relevanten Alterungserscheinungen auf. Zur Gewährleistung der Gebrauchstauglichkeit werden die Dichtigkeit der Flachdächer und der Zustand der Fassadenplatten regelmässig kontrolliert.</p> <p>Der Ersatz der Dachhaut und die lokale Instandsetzung der Fassadenplatten ist problemlos möglich und wurde in einzelnen Bereichen bereits ausgeführt.</p>
6	SG	<p>2006: Sanierung der Aussenflächen. Instandsetzung der Bewehrung</p> <p>2007: Bodenbeschichtung in den Batterieräumen</p>	<p>Alle Aussenflächen wurden wegen lokal ungenügender Bewehrungsüberdeckung instand gesetzt. Ansonsten wurden bisher keine Veränderungen festgestellt, die die Tragfähigkeit oder die Gebrauchstauglichkeit in Frage stellen. Das Gebäude ist in einem guten Zustand.</p>
7	SK	keine	<p>Der Zustand der Anlagen ist gut. Der Rückgang der Festigkeitswerte der GFK-Rohre erfolgt im für dieses Material typischen Rahmen und wird weiter verfolgt. Die Abnahme hat sich in den letzten Jahren deutlich verlangsamt und die Werte liegen noch deutlich über dem erforderlichen Wert.</p> <p>Die Ursache des geringen Materialverlustes bei der Bentonitsuspension konnte mit der Kanalfernsehkamera beobachtet werden. Der Verlust erfolgt tropfenweise bei einigen Gelenkmuffen vor allem während der Entleerung und stellt keine Beeinträchtigung des Systems dar, da die Mengen verschwindend klein sind gegenüber dem natürlichen Feinstoffgehalt des Mediums Aarewasser.</p> <p>Die Tragfähigkeit und die Gebrauchstauglichkeit sind gegeben.</p>
8	PH	<p>2007: neue Auflagerrahmen in Decke 0,00 m für den Einbau neuer Elektromotoren für die Hauptkühlwasserpumpen A und B (Bemessung auf Erdbebenlasten)</p> <p>2001: Auflager der Hilfskühlwasserleitung</p> <p>2003 bis 2005: Sanierung der Fassade</p> <p>2005: Ersatz der Dachabdichtung</p> <p>2007: Ersatz der Abdeckungen der Montage- und Einstiegsöffnungen in der Decke 0,00 m</p> <p>2008: Erneuerung der Wandanstriche im Pumpenkeller</p>	<p>Der Zustand des Pumpenhauses ist gut. Entdeckte Mängel und kleinere schadhafte Stellen wurden behoben. Die Tragfähigkeit und die Gebrauchstauglichkeit sind vollumfänglich gegeben.</p>

9	KA	2001: Der Kamin wurde seismisch requalifiziert. 2003: Erneuerung der Beschichtung 2007: Erneuerung der Dachhaut des Messraum-Anbaus am Kamin Fuss	Nach den 1992 bis 1996 durchgeführten Instandsetzungsarbeiten kann der Zustand des Kamins als gut bezeichnet werden. Die Gebrauchstauglichkeit ist ohne besondere Massnahmen mindestens bis zur nächsten planmässigen Inspektion sichergestellt.
10	ZL	keine	Das ZL ist in einem guten Zustand. Die Tragfähigkeit und die Gebrauchstauglichkeit sind ohne besondere Massnahmen bis zur nächsten planmässigen Inspektion gewährleistet.
11	KB	keine	Das Bauwerk ist in einem guten Zustand. Mit der Instandsetzung 1999 wurden die Detailprobleme bei der Montageöffnung behoben. Die Tragfähigkeit und die Gebrauchstauglichkeit sind ohne besondere Massnahmen bis über die nächste planmässige Inspektion hinaus gewährleistet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

„Gefährdungsannahmenverordnung“²²

Richtlinien HSK-R-04, HSK-R08 und HSK-R-48⁶⁸

Tragwerksnormen des SIA, insbesondere die Normen 260 bis 267

Beurteilung des ENSI

Das ENSI betrachtet die HSK Beurteilung aus der Stellungnahme 2002²⁴ für den Überprüfungszeitraum 2000 bis 2010 grundsätzlich als weiterhin gültig.

Das ENSI bestätigt, dass sich die in der Tabelle 5.2.4 aufgelisteten Bauwerke in einem guten Zustand befinden. Die vom KKM im betrachteten Überprüfungszeitraum ausgeführten und in den Steckbriefen der Bautechnik dokumentierten Instandsetzungsarbeiten beurteilt das ENSI positiv.

Da es im Überprüfungszeitraum keine relevanten Veränderungen der Tragstruktur gegeben hat, gilt für das ENSI die Sicherheit der Bauwerke grundsätzlich als nachgewiesen. Im Zusammenhang mit der Revision der SIA-Normen im Jahr 2003 (vgl. Kap. 5.2.2) ist zu berücksichtigen, dass die neue Normengeneration gegenüber den zur Bauzeit gültigen Normen in einzelnen Punkten verschärft worden ist, beispielsweise bei Schubnachweisen von Stahlbetonträgern oder Durchstanznachweisen von Stahlbetondecken. Auch wenn davon auszugehen ist, dass die Tragsicherheit der Baustrukturen mit einer grossen Marge erfüllt ist, ist eine Beurteilung des Einflusses der Änderungen in den verwendeten Normenwerken erforderlich.

Das ENSI erhebt deshalb die folgende Forderung:

Forderung 5.2-1

Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen dem Stand der Technik entsprechenden Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKM hat den Einfluss der Änderungen in den Baunormen (SIA-Normen Revision 2013) auf die Nachweisführung bei der Überprüfung von bestehenden Bauten zu beurteilen, zu bewerten und die Resultate dem ENSI bis zum 30. November 2014 vorzulegen.

Das ENSI erwartet, dass eine solche Beurteilung bei jeder zukünftigen Überarbeitung der Normen automatisch erfolgt und dem ENSI vorgelegt wird.

Die Resultate der seismischen Requalifikation des Hochkamins im Jahr 2001 wurden vom ENSI mit einer unabhängigen Kontrollrechnung im Jahr 2004 bestätigt.

Im Jahr 2006 prüfte das ENSI zudem die neuen für das Maschinenhaus ermittelten Etagenbemessungsspektren und beurteilte diese positiv.

5.3 Nukleares Dampferzeugungssystem

Das nukleare Dampferzeugungssystem besteht aus dem Reaktorkühlkreislauf mit dem Reaktordruckbehälter (RDB) und seinen Einbauten, dem Umwälzsystem, den Sicherheits- und Abblaseventilen sowie den Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis und mit ihren äusseren Isolationsarmaturen.

Die sicherheitstechnischen Aufgaben des nuklearen Dampferzeugungssystems sind die Abfuhr der Reaktorleistung und der Nachwärme sowie der Einschluss des Reaktorkühlmittels im Reaktorkühlkreislauf während des Normalbetriebs und bei Störfällen.

5.3.1 Reaktordruckbehälter und Einbauten

Der RDB ist für einen Druck von 86,2 bar bei einer Temperatur von 302 °C ausgelegt.

5.3.1.1 Werkstoffzustand und Strukturintegrität

Für die Integrität des RDB spielen die Zähigkeitseigenschaften der verschiedenen Werkstoffe im Bereich der Kernzone eine massgebende Rolle. Unter Neutronenbestrahlung mit einer Energie grösser als 1 MeV treten in den Werkstoffen des RDB mikrostrukturelle Veränderungen auf, die sich mit der Neutronenfluenz korrelieren lassen. Die Veränderung der Mikrostruktur bewirkt bei den RDB-Stählen vor allem ein Ansteigen der Übergangstemperatur vom spröden zum zähen Werkstoffverhalten (Neutronenversprödung).

Eine zuverlässige Überwachung und Bewertung der Werkstoffveränderungen erreicht man durch Begleitproben aus Originalmaterial des RDB. Diese werden im RDB so angeordnet, dass sie einer höheren Neutronenfluenz als die RDB-Behälterwand ausgesetzt sind und damit einen so genannten Voreilfaktor aufweisen.

Die Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk und internationalen Standards geregelt.^{157,158,159,160} Die Veränderung der Sprödbrechreferenztemperatur der RDB-Werkstoffe wird im KKM durch Bestrahlungsproben aus dem Grundmaterial und dem Schweißmaterial der Rundnähte V2 und V3 überwacht. Die Versprödung wird regelkonform auf Basis des klassischen RT_{NDT} -Konzeptes beurteilt. Ergänzend wurde der Probensatz 2 im Jahre 2009 nach dem Masterkurvenkonzept gemäss ASTM E 1921¹⁶¹ in Verbindung mit den ASME Code Case N-629¹⁶² und N-631¹⁶³ ausgewertet. Das Masterkurven-Verfahren ist auch Bestandteil der inzwischen in Kraft gesetzten Richtlinie ENSI-B01.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, App. H¹⁵⁷

NRC Regulatory Guide 1.99¹⁶⁰

KTA-Regel 3203¹⁵⁸

ASTM E 185-02¹⁵⁹

ASTM E 1921-05¹⁶¹

ASME Code Case N-629¹⁶²

ASME Code Case N-631¹⁶³

Richtlinie ENSI-B01⁶¹

Angaben des KKM

Für die Bewertung der Versprödung des RDB sind vor allem die Schweißnähte sowie das Grundmaterial im Kernbereich von Relevanz. Für den RDB des Kernkraftwerks Mühleberg sind das die Automatschweiss-

naht V2, die manuell gefertigte Schweissnaht V3 und das Grundmaterial eines Schmiederinges. Die maximalen Neutronenfluenzen treten an den Stellen des Grundmaterials und der Schweissnaht V3 auf. Die Schweissnaht V2 erfährt etwa nur einen Drittel der maximalen Fluenz, unterscheidet sich jedoch vom Grundmaterial und der Schweissnaht V3 durch einen relativ hohen Kupfergehalt. Dadurch weist die Schweissnaht V2 eine signifikant höhere Empfindlichkeit gegenüber Neutronenversprödung auf.

Mit der Pendeuz P15/2002 aus der PSÜ 2000 hatte die HSK gefordert, dass ein langfristiges Programm zu Überwachung der Versprödung unter Einbeziehung des aktuellen internationalen Standes von Wissenschaft und Technik zu etablieren ist. Das KKM hat Ende 2003 ein Konzept zur Erfüllung dieser Forderung eingereicht, welches durch die HSK genehmigt wurde. Es beinhaltet die Möglichkeit einer direkten Bestimmung von bruchmechanischen Werten aus Kleinproben. Die HSK kam zum Ergebnis, dass die Pendeuz umfassend erfüllt wurde.

Bei den zur PSÜ 2010 eingereichten Dokumenten wird insbesondere im Bericht über den Langzeitbetrieb des KKM⁸ auf die Versprödung des RDB eingegangen. Die Auswertung der in den RDB eingehängten Bestrahlungsproben erfolgte sowohl auf der Basis des U.S. NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 als auch nach dem Masterkurven-Konzept nach ASTM E 1921.

Im Jahr 1998 wurde der dritte und letzte Satz der seit Inbetriebnahme bestrahlten Proben entnommen, untersucht und die Ergebnisse der HSK im Jahr 2000 eingereicht. Im Rahmen der Auswertung wurden die akkumulierten Fluenzen ($E > 1 \text{ MeV}$) der Proben und der entsprechenden RDB-Stellen bestimmt. Der Vergleich der Rechenergebnisse mit den Werten der installierten Fluenzdetektoren ergab Abweichungen von etwa 10 %, was aus Sicht des KKM eine gute Übereinstimmung bedeutet und die Berechnungsmethode validiert.

Dieselbe Methode wurde für die Berechnung der Fluenzen des ersten, zweiten und des im Jahr 2004 zur weiteren Bestrahlung installierten vierten Satzes angewendet. Die Ergebnisse wurden dem ENSI zusammen mit dem Konzept der künftigen RDB-Überwachung vorgelegt.

Durch die hohen Voreilfaktoren von etwa 3 der in der Versprödung führende Schweissnaht V2 konnten deren Materialeigenschaften ohne Extrapolation für den 60-jährigen Reaktorbetrieb bereits mit dem zweiten Probensatz untersucht werden. Für das Grundmaterial und das Material der Schweissnaht V3 sind Extrapolationen beziehungsweise weitere Entnahmen notwendig.

Die höchsten Fluenzen für 40 Betriebsjahre am Grundmaterial betragen $4.33 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$. Fast gleich hohe Fluenzen ($4.20 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$) sind an der Rundnaht V3 zu verzeichnen. Führend für die Versprödung ist jedoch die Rundnaht V2 wegen einer ungünstigen chemischen Zusammensetzung des Schweissmaterials (relativ hoher Kupfer-Gehalt). Die Fluenz nach 40 Betriebsjahren liegt bei $1.32 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$. Im Jahr 2010 betrug der Wert an der RDB-Oberfläche $1.21 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ und in $\frac{1}{4}$ Wandtiefe $0.96 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$.

Das KKM kommt zum Ergebnis, dass die Versprödung des RDB am Ende des Überprüfungszeitraums weit unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegt. Für das versprödungsbestimmende Material der Rundnaht V2 wird eine Spröbruchreferenztemperatur von 51 °C nach 40 Betriebsjahren ermittelt. Auch für 60 Betriebsjahre liegt die ermittelte Referenztemperatur von 61 °C noch weit unterhalb des Grenzwertes von 93 °C gemäss „Ausserbetriebnahmeverordnung“.¹⁸ Die Begleitproben decken für die Rundnaht V2 deutlich mehr als 60 Betriebsjahre ab, so dass nicht auf höhere Fluenzen extrapoliert werden muss. Das KKM sieht somit die ermittelten Referenztemperaturen als zuverlässig an.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stellt fest, dass für die rechnerische Bestimmung der Neutronenfluenz eine geeignete, validierte und dem Stand der Wissenschaft und Technik entsprechende Methode eingesetzt wird. Die Fluenzwerte können mit der bekannten Unsicherheit von etwa 10 % als zuverlässig angesehen werden. Auch der Vergleich dieser Methode mit einer auf Monte-Carlo-Berechnungsverfahren basierenden Methode zeigte eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse.

Für die Versprödungsüberwachung sind das Grundmaterial im Kernbereich des RDB sowie die Rundnähte V2 und V3 von Bedeutung. Gemäss U.S. NRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2 ergibt sich eine Erhöhung der Sprödbruchreferenztemperatur ΔRT_{NDT} von 73 K. Ausgehend von der Referenztemperatur des unbestrahlten Materials von -30 °C und der Berücksichtigung einer Sicherheitsmarge von 18,5 K resultiert daraus eine Referenztemperatur für den bestrahlten Zustand nach 60 Betriebsjahren von 62 °C . Der zulässige Grenzwert für die Referenztemperatur in einer Tiefe von $\frac{1}{4}$ Wandstärke der RDB-Wandung gemäss „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ beträgt 93 °C . Die Sicherheitsmargen sind demnach sehr gross.

Weiterhin wird in der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ für die Zähigkeitshochlage eine minimale Kerbschlagenergie von 68 J gefordert. Die ermittelten Werte für Probensatz 3, welcher deutlich mehr als 60 Betriebsjahren entspricht, beträgt 125 J. Somit sind auch hier erhebliche Sicherheitsreserven vorhanden.

Ergänzende Untersuchungen mittels Bruchmechanikproben vom Probensatz 2 bestätigen auf Basis des modernen Masterkurven-Konzept die bisherigen Ergebnisse. Aufgrund geringerer Konservativitäten fällt die Erhöhung der Sprödbruchreferenztemperatur mit 67 K geringer aus als bei der Berechnung nach der klassischen Methode (73 K).

Die Versprödung des Grundmaterials ist sehr gering. Mit einer Temperaturverschiebung von 38 K nach 60 Betriebsjahren wird eine Sprödbruch-Referenztemperatur von 17 °C extrapoliert. Die Versprödung der Rundnaht V3 ist nochmals deutlich geringer.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die Versprödung des RDB im KKM auch über 40 Betriebsjahre hinaus unter den zulässigen Grenzwerten bleibt und deshalb keinen limitierenden Faktor für den weiteren Betrieb der Anlage darstellt.

Der Integritätsnachweis des RDB wird für spezielle Thermoschock-Bedingungen und unter der Annahme von Rissen in ausgewiesenen Bereichen des RDB geführt. Die Untersuchungen für das Kernkraftwerk Mühleberg hierzu stammen aus dem Jahr 1991 und sind in einem Bericht dokumentiert. In der Stellungnahme des ENSI zum Langzeitbetrieb des KKM hat das ENSI gefordert, dass die bisher durchgeführten thermohydraulischen und bruchmechanischen Analysen zum Integritätsnachweis des Reaktordruckbehälters bei postulierten Rissen unter Thermoschock-Bedingungen gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren sind. Die Sicherheitsmargen gegen Versagen sind jedoch auch für diese speziellen Thermoschock-Bedingungen ausreichend gross, so dass die Sicherheit des RDB für einen Betrieb über 40 Betriebsjahre hinaus gewährleistet ist.

5.3.1.2 Wiederholungsprüfprogramm

Angaben des KKM

Das KKM gibt an, dass die Wiederholungsprüfungen gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt werden. Seit 2004 werden die RDB-Bolzen mittels eines neuen mechanisierten Wirbelstromprüfsystems geprüft. Seit 2005 werden die Safe-End-Schweissnähte der RDB-Stützen mit einem qualifizierten Ultraschallprüfsystem geprüft. Die durchgeführte Oberflächenrissprüfung mittels Farbeindringverfahren wurde zur Einsparung von Strahlendosis durch eine mechanisierte Wirbelstromprüfung ersetzt. Seit 2007 werden die RDB-Stützeinschweissnähte mit einem neuen qualifizierten Ultraschallprüfsystem geprüft. Erstmals wurden auch die Einschweissnähte der RDB-Stützen N2 (Umwälzdruckstutzen) untersucht. 2008 wurden die RDB-Sacklöcher erstmals mittels eines qualifizierten Wirbelstromprüfsystems geprüft. Bei visuellen Prüfungen der RDB-Flansch- und RDB-Deckeldichtfläche wurden kleine mechanische Beschädigungen festgestellt. 2008 wurden die RDB-Flanschdichtfläche sowie RDB-Deckeldichtfläche mittels Laserprofilometrie überprüft. Die Befunde haben keinen Einfluss auf die Dichtheit.

2009 wurden die RDB-Zylinder-Rundnähte mittels eines neuen qualifizierten Ultraschallprüfsystems vollmechanisiert von der Innenoberfläche aus geprüft. Die Schweissnaht V1 war aufgrund der neuen Manipulator-technik erstmals für eine Prüfung zugänglich. Die dabei detektierten Anzeigen wurden bewertet und ihre Zulässigkeit nachgewiesen.

Aufgrund der Revision 5 der SVTI-Festlegung NE-14 wurden die beiden Kernsprühstutzen N5 ins Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen. Die Basisprüfung N5A wurde 2001 und die des Stutzens N5B 2003 durchgeführt.

Während der Jahresrevision 2008 wurde die Druckprüfung des Reaktordruckbehälters bei 90 bar erfolgreich durchgeführt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

SVTI-Festlegung NE-14

Richtlinie ENSI-B07

Beurteilung des ENSI

Die Prüfungen am RDB wurden vom KKM systematisch und regelmässig gemäss dem Wiederholungsprüfprogramm durchgeführt. Es fanden Oberflächenrissprüfungen mittels Wirbelstromtechnik und Farbeindringprüfung, visuelle Prüfungen und volumetrische Prüfungen mit Ultraschall statt. Die Prüfergebnisse wurden fachgerecht bewertet und wo erforderlich durch zusätzliche Prüfungen ergänzt.

Im Überprüfungszeitraum ist es dem KKM gelungen, die früher nicht geprüften Einschweissnähte respektive die Stutzeninnenkanten der N2 Umwälzdruckstutzen und die RDB-Rundnaht V1 gemäss SVTI-Festlegung NE-14 zu prüfen. Dies wurde ermöglicht durch den Einsatz von Manipulatoren, die für diese Aufgaben angepasst respektive für diese geometrischen Gegebenheiten konstruiert worden sind. Bei der mechanisierten Wirbelstromprüfung gibt es aber noch Prüfbereichseinschränkungen, die möglicherweise durch weitere Verbesserungen der Ausrüstung reduziert werden können. Das ENSI stellt deshalb folgende Forderung:

Forderung 5.3-1

Das KKM hat zu untersuchen, wie mechanisierte zerstörungsfreie Wirbelstromprüfungen, die anstelle von manuellen Farbeindringprüfungen an der Aussenseite von RDB und Stutzenanschlussnähten durchgeführt werden, weiter verbessert werden können, so dass eventuelle Prüfbereichseinschränkungen reduziert werden. Ein Bericht ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 einzureichen.

In Abweichung zur SVTI-Festlegung NE-14 werden die Schweissnähte in der Bodenkalotte des RDB bisher nicht volumetrisch geprüft, da sie für die bisher verfügbaren in Frage kommenden Prüfsysteme weder von aussen noch von innen zugänglich sind. Ersatzweise wird die Plattierung in diesem Bereich durch eine stichprobenweise indirekte visuelle Prüfung mittels eines Tauchroboters untersucht. Da sich der Stand der Prüf- und Manipulator-technik ständig weiterentwickelt, fordert das ENSI das KKM auf zu untersuchen, ob es heute Möglichkeiten der volumetrischen Prüfung dieser Schweissnähte gibt.

Forderung 5.3-2

Das KKM hat zu untersuchen und bis zum 31. Dezember 2014 in einem Bericht zu dokumentieren, ob die bisher nicht volumetrisch geprüften Schweissnähte der RDB-Bodenkalotte mit neuer Prüf- und Manipulator-technik regelwerkskonform geprüft werden können oder ob mit anderen qualifizierten Prüfmethoden allfällige Ersatzprüfungen verbessert werden können.

Die „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ schreibt vor, dass die Wandstärken des Primärkreislaufs mit Ausnahme der Rohrleitungen kleiner oder gleich DN 25 periodisch auf Wandstärkenabnahme zu prüfen sind. Diese Forderung wird allein durch die Einhaltung der SVTI-Festlegung NE-14 nicht abgedeckt. Aus Sicht des ENSI sind hier insbesondere die Wandungen mit ferritischen Oberflächen in Kontakt mit dem Primärwasser wie zum Beispiel die Bodenablaufleitung des RDB oder andere mit dem RDB verbundene ferritische Leitungen zu betrachten. Periodische Wandstärkemessungen wurden vom KKM bisher hauptsächlich für Leitungen mit grossen DN wie die Frischdampf- und Speisewasserleitungen eingeführt. Das ENSI stellt deshalb folgende Forderung:

Forderung 5.3-3

Das KKM hat das Programm zur periodischen Wandstärkemessung für alle mit dem RDB verbundenen Rohrleitungen grösser DN 25 der Sicherheitsklasse 1 bis zum 30. Juni 2014 dem ENSI einzureichen.

5.3.1.3 Alterungsüberwachungsprogramm

Angaben des KKM

Die wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum sind in einem zusammenfassenden PSÜ-Bericht aufgeführt.⁸ Das KKM hat im Steckbrief Maschinenteknik für den Reaktordruckbehälter¹⁶⁴ folgende Mechanismen genannt:

- thermische Versprödung
- Neutronen-Versprödung
- Ermüdung als Folge von Betriebstransienten
- Schwingungsrissskorrosion
- Spannungsrissskorrosion
- Interkristalline Korrosion
- Schichtung in Rohrleitungen, Kriechströmungen

Für den RDB sind die Werkstoffe und Einbaupositionen dokumentiert, die von diesen Alterungsmechanismen betroffen sein können. Basierend auf den so definierten Positionen erfolgt eine Gegenüberstellung zum zugehörigen Wiederholungsprüfprogramm.

Gestützt auf den Erkenntnissen der Alterungsüberwachung hat das KKM im AÜP-Steckbrief ergänzende Massnahmen zur Erweiterung des Wiederholungsprüfprogramms (z. B. Wirbelstromprüfung an den Flansch-Gewindesacklöchern) definiert. Die bisherigen Alterungsüberwachungsmassnahmen werden vom KKM als ausreichend bewertet.

Im Gutachten zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2000 wurde von der HSK mit der Pendeuz P16/2002 die Forderung aufgestellt, dass für die ermüdungsrelevanten Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten auf den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu bringen ist und alle 5 Jahre der HSK Bericht zu erstatten ist. In der Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2005 hat die HSK festgestellt, dass die PSÜ-Pendeuz P16/2002 vollumfänglich erledigt wurde. Mit der Sanierung des RDB-Stutzens N9, an dem thermomechanische Ermüdung am Wärmeschutzrohr aufgetreten war, konnte die Sicherheit der Anlage gegenüber Ermüdung weiter verbessert werden.

Zum aktuellen Status der Ermüdung wurde im Rahmen der PSÜ ein Bericht über den Nachweis der Ermüdungsausnutzung des Dampferzeugungssystems dem ENSI eingereicht. Die grössten Ermüdungsausnutzungen mit Stand 2009 treten am RDB-Stutzen N10, an den nicht wanddurchdringenden Schweissnähten zwischen Neutronenfluss-Monitor-Gehäusen und RDB-Boden sowie an der CRD-Einschweissnaht mit 42 % auf.

Zusammenfassend kommt das KKM zum Ergebnis, dass die Ermüdungssicherheit im Überprüfungszeitraum stets gegeben war, da die Ermüdungsausnutzung in allen Komponenten weit unterhalb des zulässigen Wertes von 1,0 (100 %) geblieben ist.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien HSK-R-51⁶⁵ und ENSI-B01⁶¹

IAEA Safety Standard NS-G-2.12⁶³

Beurteilung des ENSI

Das Konzept zur Alterungsüberwachung für den Reaktordruckbehälter entspricht grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.

Das ENSI kann nicht alle Schlussfolgerungen nachvollziehen, mit denen im Steckbrief aus dem Jahr 2004 die Alterungsmechanismen für die verschiedenen Positionen am RDB bewertet und insbesondere als nicht relevant eingestuft werden. Dies liegt teilweise an der Bewertungsgrundlage aus dem Jahr 1995 (KATAM-Katalog der Schädigungsmechanismen), die für die Erstellung des Steckbriefs herangezogen wurde. Damit sind neuere Erkenntnisse zur Werkstoffalterung noch nicht berücksichtigt worden. Dies betrifft insbesondere die Einstufung der Anfälligkeit auf intergranulare Spannungsrisskorrosion (IGSCC). Diese Thematik wurde bereits in Kapitel 4.3 angesprochen. Das ENSI erwartet eine Aktualisierung des RDB-Steckbriefs entsprechend den Anforderungen der neuen Richtlinie ENSI-B01.

Das Verfahren zur Ermüdungsüberwachung des RDB entspricht dem Stand der Technik. Das KKM hat das ENSI regelmässig über den aktuellen Ausnutzungsgrad informiert. Die Sicherheitsmargen gegenüber Ermüdungsschädigung sind gross, so dass keine sicherheitstechnischen Bedenken bestehen.

5.3.2 RDB-Einbauten

5.3.2.1 Werkstoffzustand und Strukturintegrität des Kernmantels

Der Kernmantel ist ein geschweisster Stahlzylinder von 7,3 m Höhe und ca. 3 m Durchmesser. Er besteht aus mehreren Mantelringen mit 31 mm Wandstärke sowie Flansch- und Stützringen. Die Mantelringe enthalten je zwei vertikale Schweissnähte und sind mit sieben horizontalen Rundnähten zusammengeschweisst. Der Werkstoff ist ein austenitischer Chrom-Nickel-Stahl, Typ 304.

Im Jahr 1990 wurden mittels visueller Prüfung erstmals Anrisse in den Kernmantelschweissnähten entdeckt. Seitdem werden die Schweissnähte regelmässig mit Ultraschall- und Wirbelstromtechnik wiederkehrend geprüft. In den Rundnähten 4 und 11 sind Rissanzeigen vorhanden. Am stärksten betroffen ist die Rundnaht 11. Die grösste Einzelrisslänge an der Rundnaht 11 beträgt 932 mm (Messung 2011). Alle Risse sind Umfangsrisse und befinden sich in den Wärmeeinflusszonen der Schweissnähte. An den Längsnähten wurden bisher keine Rissanzeigen gefunden. Der Alterungsmechanismus ist interkristalline Spannungsrisskorrosion.

Im Jahr 1996 wurde der Kernmantel als vorsorgliche Massnahme mit einer Zugankerkonstruktion modifiziert. Die vier Stabilisatoren (Zuganker aus Nitronic 50 XM-19 und Federelemente aus Inconel X-750) sind so ausgelegt, dass sie Zug- und Biegebeanspruchung des Kernmantels auch bei voll durchgerissenen Rundnähten übernehmen können. Durch die Federelemente wurde zudem die horizontale Stabilität des Kernmantels verbessert. Die Stabilisatoren werden im Rahmen des Wiederholungsprüfprogramms mittels visueller Prüfung regelmässig auf mögliche Veränderungen hin untersucht.

Seit dem Jahr 2000 setzt das KKM gezielte kontinuierliche Massnahmen gegen Spannungsrisskorrosion ein. Diese bestehen insbesondere in der Einspeisung und Ablagerung von Edelmetall an den Kerneinbauten sowie der kontinuierlichen Zugabe geringer Mengen von Wasserstoff ins Reaktorspeisewasser. Dies soll einen katalytischen Schutz auf den Oberflächen bewirken. Diese Massnahmen haben zum Ziel, die Entstehung neuer Risse zu verhindern und das Wachstum bestehender zu verlangsamen.

Angaben des KKM

Zur bruchmechanischen Bewertung der Kernmantelrisse in Siedewasserreaktoranlagen hat der Hersteller des KKM 1994 ein standardisiertes Vorgehen entwickelt. Es basiert auf den Anforderungen des ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix C. Für die Kombination benachbarter Risse und für die Verteilung von Rissen am Umfang wurden einfache und sehr konservative Screening-Kriterien definiert. Die Sicherheitsfaktoren sind im Appendix C festgelegt. Diese Regeln wurden weitgehend in die EPRI-Richtlinie für den Kernmantel übernommen.¹⁶⁵

Die struktur- und bruchmechanischen Berechnungen zum Nachweis der geforderten Sicherheitsmargen des Kernmantels im KKM, die bis 2005 angestellt wurden, beruhten in Einklang mit der EPRI-Richtlinie auf einer analytischen Lösung des Spannungsintensitätsfaktors, die für einen langen Zylinder gilt. Im Hinblick auf den langfristigen Betrieb war es angezeigt, von dieser Vereinfachung abzusehen und ein verfeinertes Vorgehen zu wählen.

In den Berechnungen wird die Wirkung der Zuganker auf die Integrität des rissbehafteten Kernmantels nicht berücksichtigt. Das KKM konnte für die Messungen im Überprüfungszeitraum sowie auch für Risskonfigurationen, die sich gemäss der bisherigen Betriebserfahrung in den nächsten Betriebsjahren einstellen werden, nachweisen, dass sowohl unter Betriebsbedingungen wie auch bei Auslegungsstörfällen, insbesondere auch für die Kombination von kritischem Kühlmittelverluststörfall und schwerem Erdbeben, die Sicherheitsfunktionen des Kernmantels vollumfänglich gewährleistet sind und keine unzulässigen vertikalen oder horizontalen Verschiebungen der Kerneinbauten auftreten.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

ASME's Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix C

Beurteilung des ENSI

Die Sicherheitsnachweise für den Kernmantel im KKM werden durch regelmässige Ultraschallprüfung der Rund- und Längsnähte einschliesslich der Ausmessung der bekannten Risse in den Rundnähten 4 und 11 und der anschliessenden struktur- und bruchmechanischen Bewertung erbracht. Dabei hat das ENSI stets gefordert, dass sowohl die Messtechnik als auch die Modelle der struktur- und bruchmechanischen Bewertung dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen müssen. Das KKM ist dieser Aufforderung seit der Entdeckung der Risse im Kernmantel 1990 bis heute nachgekommen.

Für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels wurden vom KKM Risskonfigurationen für die nächsten Betriebsjahre generiert, die von einem linearen Risslängenwachstum der bekannten Risse unter Berücksichtigung der mittleren Risswachstumsrate von 1993 bis 2005 ausgeht. Diese Extrapolation der Risslängen wird vom ENSI weiterhin akzeptiert, da die letzten Messungen gezeigt haben, dass aufgrund der verbesserten Wasserchemie die Wachstumsraten der Risse eher zurückgehen. Aufgrund der berechneten grossen Sicherheitsmargen gegenüber den Anforderungen des ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix C sieht das ENSI die Strukturintegrität des rissbehafteten Kernmantels (ohne Berücksichtigung der Zuganker) für die nächsten fünf Betriebsjahre als gewährleistet an. Für den Betrieb der Anlage über 2017 hinaus sind vom KKM weitere Massnahmen zur verbesserten Stabilisierung des Kernmantels durchzuführen (vgl. Stellungnahme ENSI zum Langzeitbetrieb KKM).

Das ENSI hat seit längerem die Qualifizierung der visuellen Prüfungen gefordert. An der Qualifizierung der visuellen Prüfung der Kerneinbauten wurde intensiv gearbeitet. Diese konnte aber im Überprüfungszeitraum noch nicht vollständig abgeschlossen werden. Die Qualifizierung der visuellen Prüfung sollte auch auf die Prüfung der Abstützkonstruktion des Kernmantels erweitert werden.

Forderung 5.3-4

Das KKM hat zu untersuchen, wie die visuelle Prüfung der Abstützkonstruktion des Kernmantels qualitativ verbessert und qualifiziert werden kann. Das KKM hat dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 ein entsprechendes Konzept einzureichen.

5.3.2.2 Übrige RDB-Einbauten

Angaben des KKM

An den Kerneinbauten wurden im Überprüfungszeitraum systematisch visuelle Prüfungen durchgeführt. Diese basierten auf Empfehlungen des Herstellers sowie den entsprechenden EPRI-VIP-Guidelines. Die Prüfungen ergaben keine Befunde, welche die Sicherheit der Anlage beeinträchtigt haben. Falls in anderen GE-Anlagen Mängel festgestellt wurden, welche auf das KKM übertragbar sind, wurden zusätzliche Prüfungen in

der folgenden Jahresrevision angeordnet. Dies betrifft z. B. die erweiterte Prüfung am Dampftrockner während der Jahresrevision 2003 aufgrund eines Befunds in einer US-Anlage sowie die Überprüfung der Jetpumpen während der Jahresrevision 2009 aufgrund eines Befunds in einer BWR-5-Anlage.

Die wesentlichen Ergebnisse der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum sind in einem zusammenfassenden PSÜ-Bericht aufgeführt. Als relevante Alterungsmechanismen wurden insbesondere intergranulare Spannungsrisskorrosion (IGSCC) an austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen sowie Ermüdung identifiziert.¹⁶⁶ Strahlungsinduzierte Werkstoffeffekte werden dabei mit berücksichtigt, da diese z. B. die Anfälligkeit auf Spannungsrisskorrosion erhöhen können.

Das KKM legt für die Vielzahl an Einzelpositionen der Kerneinbauten eine Matrix der zu berücksichtigten Alterungsmechanismen vor. Das zugehörige Prüfprogramm für die Kerneinbauten wurde auf Basis einer risikobasierten Methodik erstellt. Dazu wurden in einer qualitativen Betrachtung sowohl die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten der jeweiligen relevanten Alterungsmechanismen wie auch die daraus resultierenden Konsequenzen bewertet. Die Komponenten der Kerneinbauten wurden damit jeweils in drei Klassen (hoch, mittel, gering) gruppiert. Eine hohe Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Spannungsrisskorrosion mit grossem Schadenspotenzial wurde für die Kernsprühleitung und für den Kernmantel identifiziert. Für die Ermüdungsthematik trifft dies für den Dampftrockner zu.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

SVTI-Festlegung NE-14

Richtlinien HSK-R-51⁶⁵ und ENSI-B07

IAEA Safety Standard NS-G-2.12⁶³

Beurteilung des ENSI

Für die Reaktor-Kerneinbauten des KKM gibt es ein umfassendes Wiederholungsprüfprogramm, welches neben dem Kernmantel auch alle übrigen Kerneinbauten einschliesslich der Steuerstäbe erfasst. Das Wiederholungsprüfprogramm berücksichtigt insbesondere die Erfahrungen der Hersteller von Siedewasser-Reactoren und sieht ein sehr umfangreiches Stichprobenprogramm für alle Bauteile der Kerneinbauten vor. Die Forderung der SVTI-Festlegung NE-14 nach einem repräsentativen Stichprobenprogramm ist damit erfüllt.

Hauptbestandteil des Wiederholungsprüfprogramms sind die jährlich ausgeführten visuellen Prüfungen mit Videokameras, die für bestimmte Bauteile (Kernmantel, Kernsprühleitungen) durch Ultraschallprüfungen ergänzt werden. Die Prüfintervalle der einzelnen Bauteile liegen abhängig von der sicherheitstechnischen Bedeutung und Schadensanfälligkeit zwischen 1 und 10 Jahren.

Im Jahr 2003 wurden bei visuellen Prüfungen Befunde an den Ausströmlöchern der Speisewasserverteiler festgestellt, welche als zulässig bewertet wurden. Diese Befunde werden seitdem mindestens in einem 2-Jahres-Intervall nachgeprüft. An zwei Jetpumpen wurden präventiv die Messleitungen mit Klemmen verstärkt. Bei den mit Ultraschallprüfungen 2006 festgestellten Anzeigen an den Kernsprühleitungen konnte mithilfe der qualifizierten Prüfung von 2010 gezeigt werden, dass es sich nicht um betriebsinduzierte Risse, sondern um Geometrieanzeigen wie z. B. Schlagzahlen an der Rohroberfläche handelt. Dieser Befund wurde visuell bestätigt. Materialien für Reparaturen an den Kernsprühleitungen wurden von KKM vorbereitet für den Fall, dass sich in Zukunft betriebsinduzierte Risse zeigen würden. Nach der bisherigen Erfahrung teilt das ENSI die Einschätzung, dass neue Schadensbefunde am Reaktordruckbehälter und seinen Einbauten rechtzeitig erkannt werden, bevor diese die Anlagensicherheit beeinträchtigen würden.

Das Konzept zur Alterungsüberwachung für die RDB-Einbauten entspricht grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.

Die Alterungsüberwachung der Kerneinbauten des KKM stützt sich massgeblich auf einen Herstellerbericht aus dem Jahr 2009 ab. Dieser Bericht berücksichtigt umfangreiche Analysen und Erfahrungsberichte der Betreiberorganisation BWR-VIP und spricht Empfehlungen für die weitere Instandhaltung (Prüfungen, Modi-

fikationen) aus. Ein Steckbrief, der die formalen Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 erfüllt, liegt für die Kerneinbauten nicht vor. Das ENSI begrüsst die umfangreiche Auswertung der Betriebserfahrung vergleichbarer Kernkraftwerke wie auch den risikobasierten Ansatz, der für die Planung des Prüfprogramms herangezogen wird. Das ENSI erwartet für die Kerneinbauten eine Erstellung eines Steckbriefs entsprechend den Anforderungen der neuen Richtlinie ENSI-B01.

5.3.3 Reaktorumwälzsystem

Das Reaktor-Umwälzsystem erfüllt betriebliche Aufgaben. Es besteht aus den beiden Umwälzschleifen (Loop A und B) mit Rohrleitungen und Absperrarmaturen und den beiden Umwälzpumpen. Die Umwälzschleifen bilden einen Teil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Die Auslegung und die Anforderungen an das Umwälzsystem blieben im Überprüfungszeitraum unverändert.

Angaben des KKM¹⁹³

Im Überprüfungszeitraum wurden folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen, Reparaturen und Ersatzmassnahmen ausgeführt:

Umwälzpumpen

- Installation einer Durchflussüberwachung der Gleitringdichtungsleckagen. Die Gleitringdichtungen wurden durch einen neuen Typ N6000 mit verbessertem Betriebsverhalten ersetzt.

Materialänderung an Reaktorumwälzschiebern

- An den Armaturen-Oberteilen (Haube und Bügel) wurde der austenitische Stahlguss durch geschmiedetes austenitisches Material ersetzt.
- Einbau neuer Stellantriebe.

Das KKM gibt an, dass die Wiederholungsprüfungen im Begutachtungsfenster gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt wurden. Für die mechanisierte Prüfung der austenitischen Schweissnähte sowie der Mischverbindungen der Reaktorumwälzschleife wurden auf Basis von PDI-qualifizierten Prüfvorschriften zwei neue KKM-spezifische Prüfvorschriften erstellt und qualifiziert. Zusätzlich wurden die Oberflächenrissprüfungen an den Schweissnähten seit 2008 zur Einsparung von Strahlendosis mit einem qualifizierten mechanisierten Wirbelstromprüfsystem geprüft. Bei den am Reaktorumwälzsystem durchgeführten Prüfungen wurden keine relevanten Anzeigen detektiert.

Der Stand der Alterungsüberwachung zum Reaktorumwälzsystem ist in einem Steckbrief aus dem Jahr 2004 dokumentiert. Weiterhin sind die für das KKM wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum in zusammenfassenden PSÜ-Berichten aufgeführt.

Die vorliegende Dokumentation bewertet die Alterungsüberwachung der Umwälzleitung einschliesslich Abstützungen, Safe Ends der Saugstutzen sowie die Gehäuse der Absperrschieber. Abhängig von der jeweiligen Werkstoffwahl und Einbauposition führt das KKM dazu folgende relevanten Alterungsmechanismen an:

- Kontaktkorrosion an Bolzen
- Spannungsrisskorrosion an allen austenitischen bzw. Bimetall-Schweissnähten
- Ermüdung als Folge von Betriebstransienten am Stutzen STCS (Loop A)
- thermische Versprödung an Gehäusedeckeln
- Adhäsion an Armaturen und Stossbremsen

Das KKM deckt nach eigenen Angaben mit dem Wiederholungsprüfprogramm die im Rahmen der Alterungsüberwachung identifizierten relevanten Alterungsmechanismen ab. Als Massnahmen für die Alterungsüberwachung sieht das KKM die weitere Auswertung des Erfahrungs-Rückflusses aus anderen Anlagen weltweit sowie der Empfehlungen des Herstellers.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

SVTI-Festlegung NE-14²⁷

Richtlinien HSK-R-51⁶⁵ und ENSI-B01⁶¹

Beurteilung des ENSI

Für den Überprüfungszeitraum trat ein meldepflichtiger Befund an einer Gleitringdichtung einer Umwälzpumpe auf. Deshalb ist als wesentliche Änderung die Installation der Durchflussüberwachung der Gleitringdichtungsleckagen zu nennen.

Mit den im Überprüfungszeitraum durchgeführten Instandhaltungen wurden folgende Verbesserungen erreicht:

- Die Einsatzdauer von Gleitringdichtungen wurde durch Verwendung eines neuen Typs von 2 auf 4 Jahre verlängert, wodurch sich langfristig die Strahlenexposition bei der Instandhaltung reduziert.
- Mit der Werkstoffänderung an den Umwälzschiebern wurde die Problematik der thermischen Versprödung eliminiert.

Die Prüfungen der Komponenten des Reaktorummwälzsystems wurden regelmässig gemäss Wiederholungsprüfprogramm durchgeführt. Zur Oberflächenrissprüfung wurde ein qualifiziertes Wirbelstromprüfsystem eingesetzt. Die erreichte Prüfbereichsabdeckung ist aufgrund der geometrischen Gegebenheiten bei zwei der geprüften Schweißnähte stark reduziert. Für diese Prüfpositionen sollte überprüft werden, ob ein alternatives Oberflächenprüfverfahren eine grössere Prüfbereichsabdeckung ermöglicht (vgl. Forderung 5.3-1).

Das beim KKM eingereichte Konzept zur Alterungsüberwachung des Reaktorummwälzsystems entspricht grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.

Das ENSI kann nicht alle Schlussfolgerungen nachvollziehen, mit denen im Steckbrief aus dem Jahr 2004 die Alterungsmechanismen bewertet werden. Dies liegt teilweise an der verwendeten Bewertungsgrundlage aus dem Jahr 1995 (KATAM-Katalog) und den aufgeführten Referenzen, die für die Erstellung des Steckbriefs herangezogen wurden. Damit konnten neue Erkenntnisse zur Werkstoffalterung noch nicht vollständig berücksichtigt werden. Das ENSI erwartet daher eine Aktualisierung des RDB-Steckbriefs entsprechend den Anforderungen der neuen Richtlinie ENSI-B01 (vgl. Kapitel 4.3.1).

5.3.4 Frischdampf- und Speisewasserleitungen

In diesem Kapitel werden die Rohrleitungen der Frischdampf- und Speisewassersysteme im Bereich der Sicherheitsklassen 1 und 2 ohne die Isolations- und Sicherheitsventile behandelt.

Angaben des KKM

Das bestehende Wiederholungsprüfprogramm für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen deckt die identifizierten relevanten Alterungsmechanismen ab, so dass während eines Inspektionsintervalls die Integrität sicher gestellt ist.

Das KKM hat die wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum in einem zusammenfassenden PSÜ-Bericht⁸ aufgeführt und folgende Alterungsmechanismen als relevant identifiziert:

- Erosionskorrosion und Tropfchlagerosion
- Ermüdung
- Temperaturschichtung in Rohrleitungen
- interkristalline Korrosion und Spannungsrissskorrosion
- thermische Versprödung

- Adhäsion
- Stillstandskorrosion (inkl. Flächenkorrosion und mikrobiell induzierte Korrosion)

Für die Alterungsüberwachung der Frischdampf- und Speisewasserleitungen ist die Beurteilung der Erosion und der Erosionskorrosion von zentraler Bedeutung. Betroffen sind insbesondere die Bereiche mit hohen Dampfgeschwindigkeiten, die Hauptleitungen des Speisewassers sowie Reduktions- und T-Stücke. Zu beachten sind auch Temperaturschichtungen als relevanter Alterungsmechanismus in den Rohrleitungen. Diese treten vor allem im Rohrbereich der Speisewasserstutzen und der Speisewasserleitung Seite A im Dampftunnel auf.

Das KKM hat im Rahmen der Alterungsüberwachung ergänzende Massnahmen für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen eingeleitet und durchgeführt. Dazu gehören insbesondere mechanisierte Wanddickenmessungen an ausgewählten Stellen sowie visuelle Kontrollen der hoch beanspruchten Bereiche. Zudem wurden für ein durch grosse Temperaturdifferenzen besonders stark beanspruchtes T-Stück der Speisewasserleitung umfangreiche Analysen durchgeführt sowie ein erweiterter Prüfumfang festgelegt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

SVTI-Festlegung NE-14²⁷

Richtlinien HSK-R-51⁶⁵ und ENSI-B01⁶¹

Beurteilung des ENSI

Die Wiederholungsprüfprogramme der Frischdampf- und Speisewasserleitungen wurden im Überprüfungszeitraum der aktuellen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 angepasst. Gemäss der „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ hat das KKM die druckführenden mechanischen Ausrüstungen des Primärkreislaufs mit Ausnahme der Rohrleitungen mit Nennweiten kleiner oder gleich 25 mm periodisch auf Risse und Wandstärkenabnahme und laufend auf Leckagen zu prüfen. Diesen Anforderungen kommt das KKM mit seinen Wiederholungsprüfprogrammen für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mit zusätzlichen Wandstärkemessungen sowie mit seinem Leckageerkennungssystem im Drywell nach. Das KKM passt sein Wiederholungsprüfprogramm den Erfordernissen aus der Alterungsüberwachung sowie dem aktuellen Stand der Prüftechnik an. Es verwendet qualifizierte Prüftechniken. Wo erforderlich, wird das Wiederholungsprüfprogramm durch Sonderprüfungen ergänzt. Bei der Durchführung der Prüfungen für die Armaturen im Frischdampfsystem ergaben sich Defizite (vgl. Kapitel 4.3.1 und Forderung 4.3-1), für die das ENSI Verbesserungen erwartet.

Die beim KKM erstellten Konzepte für die Alterungsüberwachung für die Speisewasser- und Frischdampfleitungen entsprechen grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Das ENSI kann aber nicht alle Schlussfolgerungen nachvollziehen, mit denen im Steckbrief aus dem Jahr 2007 die Alterungsmechanismen bewertet werden. Dies liegt teilweise an der Bewertungsgrundlage aus dem Jahr 1995 (KATAM-Katalog) und den aufgeführten Referenzen, die für die Erstellung der Konzepte herangezogen wurden. Das ENSI erwartet eine Bewertung der bisherigen Erfahrungen hinsichtlich des Auftretens von Erosionskorrosion an den Rohrleitungen entsprechend des EROSKO-Programmes im Rahmen der Aktualisierung der Steckbriefe gemäss den Anforderungen der neuen Richtlinie ENSI-B01 (vgl. Kapitel 4.3.1).

5.4 Wesentliche sicherheitsrelevante Systeme

5.4.1 Vorgehen bei der Beurteilung

5.4.1.1 Wirksamkeit und Zuverlässigkeit

Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme werden aufgrund von Ergebnissen periodischer Funktionsprüfungen und Erkenntnissen aus Vorkommnissen im KKM sowie in

anderen Kernanlagen beurteilt. Vorkommnisse sind entsprechend der bis 2008 gültigen nationalen Vorkommnisklassierung und gemäss der internationalen Bewertungsskala INES bewertet worden. Die nationale Skala unterschied hinsichtlich der nuklearen Sicherheit die Kategorien S, A, B und U:

- Vorkommnis S
Vorkommnisse, welche eine Gefahr für die Anlage oder das Personal darstellen bzw. grössere radiologische Auswirkungen auf die Umgebung haben
- Vorkommnis A
Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Bedeutung, aber mit keiner oder nur geringer radiologischer Auswirkung auf die Umgebung
- Vorkommnis B
Vorkommnisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung: Diese werden vom Betreiber und von der HSK erfasst und ausgewertet, damit eine frühzeitige Erkennung von eventuellen Schwachstellen ermöglicht wird.
- Vorkommnis U
Vorkommnisse von Bedeutung für die behördliche Aufsicht, die aber kein Kriterium für Vorkommnisse S, A oder B erfüllen. Ihre Meldung dient nur der behördeninternen Information. Unabhängig von der nationalen Einstufung wurden die Vorkommnisse auch nach der internationalen Bewertungsskala INES klassiert.

Während des Überprüfungszeitraums traten keine Vorkommnisse auf, die höher als in die Kategorie B der nationalen Skala und höher als INES 0 eingestuft wurden.

5.4.1.2 Zustand

Der Zustand der sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme wird auf der Grundlage der Erkenntnisse aus der Instandhaltung, den Wiederholungsprüfungen und gegebenenfalls aufgrund der Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen für Komponenten bewertet. Die generelle Bewertung der Instandhaltung, der Prüfungen und Alterungsüberwachung ist in Kapitel 4.3 dieser Stellungnahme enthalten.

5.4.1.3 Auslegung

Die Auslegung von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen und Systemen wird vom ENSI beurteilt, wenn im Überprüfungszeitraum Änderungen durchgeführt wurden, welche die technische Ausführung und die Einsatzbedingungen der jeweiligen sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme betreffen. Dazu zählen auch Änderungen, welche die Systemfunktionen erweitern und die eine Relevanz für die nukleare Sicherheit haben. Darüber hinaus erfolgt eine Beurteilung, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen an die Auslegung innerhalb des Überprüfungszeitraums geändert haben oder neu erhoben wurden.

5.4.1.4 Konzentration der Beurteilungen auf Änderungen und Auffälligkeiten

Hinsichtlich der wesentlichen sicherheitsrelevanten Systeme hat das ENSI die Darlegungen und Bewertungen des KKM zur PSÜ sowie die eigene Beurteilung in der Tabelle 5.4-1 in einer kurzen und übersichtlichen Form dargestellt. Für Systeme, die entsprechend der Beurteilung des ENSI keine wesentliche Änderung für die Sicherheit der Anlage erfahren hatten und die im Überprüfungszeitraum hinsichtlich der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit sowie des Zustandes keine Auffälligkeiten zeigten, wurde auf eine Darstellung der Überprüfungsergebnisse in diesem Kapitel verzichtet. Wesentliche Aspekte, wie z. B. Ergebnisse aus dem Alterungsüberwachungsprogramm, werden in den systemübergreifenden Kapiteln behandelt.

Das ENSI versteht in diesem Zusammenhang unter einer wesentlichen Änderung für die Sicherheit der Anlage Änderungen an klassierten Einrichtungen, die der Anpassung der Anlage an den internationalen Stand der Nachrüsttechnik dienen oder die wesentliche Verbesserungen zur Beherrschung potenzieller Störfälle darstellen.

Auffälligkeiten bei der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen, die als Vorkommnisse B gemäss der bis 2008 gültigen nationalen Skala behandelt wurden, werden in der Stellungnahme dann detailliert beurteilt, wenn Vorkommnisse B gehäuft auftraten.

Auffälligkeiten beim Zustand von Sicherheitseinrichtungen führen zu ungeplanten Instandhaltungen. Eine Auffälligkeit beim Zustand einer Sicherheitseinrichtung wird dann in der Stellungnahme detailliert beurteilt, wenn eine grosse Zahl der im Überprüfungszeitraum durchgeführten Instandhaltungen (50 %) ungeplant war.

5.4.1.5 Systemübergreifende Besonderheiten

Das ENSI hat in seiner Bewertung systemübergreifende Besonderheiten in separaten Kapiteln bewertet, um Wiederholungen in den Systemkapiteln zu vermeiden. Dazu gehören beispielsweise die Alterungsüberwachung (vgl. Kapitel 4.3) sowie Änderungen an der Technischen Spezifikation (vgl. Kapitel 3.5.3). Bei den wesentlichen sicherheitsrelevanten Systemen werden die relevanten Ergebnisse in den folgenden Unterkapiteln dargestellt und bewertet.

5.4.1.6 Getroffene Systemauswahl

Die für die Bewertung ausgewählten Systeme sind in Tabelle 5.4-1 hinsichtlich Vorkommnissen, Instandhaltung/Prüfungen und Anlagenänderung aufgeführt.

Tabelle 5.4-1: Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung der Systeme

AKZ	Bezeichnung	Sicherheitsklasse*	Vorkommnisse	Instandhaltung Prüfungen	Änderungen	ENSI-Bewertung
002	Reaktorwälzsystem	SK 1-2 / EK I				–
002	Speisewasserrückschlagventile	SK 1 / EK I				–
003	Schnellabschaltsystem / Steuerstabantriebssystem	SK 1 / EK I		X	X	Kap. 5.4.7
103 203	Schnellabschaltsystem (SUSAN)	SK 1 / EK I				–
011	Vergiftungssystem	SK 2 / EK I		X	X	–
002 102 202	Reaktordruckbegrenzung und -entlastung	SK 1 / EK I				Kap. 5.4.9
096 196 296	Steuerluftsystem	SK 3 / EK I				–
149 249	Notstandssystem SUSAN, Kühlwassersysteme (CWS)	SK 3 / EK I				–
150 250	Notstandssystem SUSAN, Zwischenkühlwassersysteme (ICWS)	SK 3 / EK I				–
171 271	SUSAN, Lüftungsanlage	SK 3 / EK I				–
010	Abfahr- und Toruskühlsystem STCS	SK 1–3 / EK I				–
113 213	Kernisoliationskühlsystem RCIC	SK 1–2 / EK I				–
014	Kernsprühsystem CS	SK 2 / EK II	X	X	X	Kap. 5.4.3
114 214	Alternatives Niederdruckein- speisesystem ALPS	SK 2 / EK I	X	X		Kap. 5.4.2
110 210	Toruskühlsystem TCS	SK 2 / EK I				–
050	Zwischenkühlwassersystem RG	SK 4 / EK II				–
049	Hilfskühlwassersystem	SK 3 / EK I				–

051 070	Abgassystem, Aktivkohlesystem	SK 3 / EK I				–
div.	Primärcontainment (alle Isolationsventile inkl. MSIV und elektr. Durchführungen)	SK 1 / EK I	X		X	Kap. 5.4.10
316	Containment-Druckentlastungssystem CDS	SK 2–4 / EK I				–
326	Drywell-Sprüh- und -Flutsystem DSFS	SK 4 / EK I				–
110 210	Containment-Rückpumpensystem CRS	SK 4 / EK I				–
016	N ₂ -Inertisierung	SK 2 / EK 1			X	Kap. 5.4.5
002 016	Vakuumbrechsystem	SK 1 / EK I				–
071	Containment-Vakuumbrecharmatur	SK 3 / EK I			X	Kap. 5.4.4
073	Notabluftsystem	SK 3 / EK I			X	Kap. 5.4.6
003	Steuerstabantriebssystem	SK 1–2 / EK1	X		X	Kap. 5.4.11
072	Drywell-Umluftanlage	unklassiert				–
077	Gebäude-Entwässerungssystem	unklassiert				–
006	Speisewassersystem	unklassiert	X		X	Kap. 5.4.8

Legende

X = Auffälligkeiten in den jeweiligen Überprüfungen, die in den angegebenen Kapiteln detailliert erläutert sind

– = keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder Massnahmen

* Sicherheitsklassierung gemäss Richtlinie ENSI-G-01 vom Januar 2011; SK: Sicherheitsklassierung für mechanische Ausrüstungen; EK: Erdbebenklassierung

5.4.2 Alternatives Niederdruckeinspeisesystem, ALPS

Das alternative Niederdruck-Einspeisesystem ALPS hat die Aufgabe, bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen (z. B. Leitungsbruch im Kernsprühsystem CS, offen gebliebenes Sicherheits-/Abblaseventil SRV) nach dem Einsatz des Kernisolationskühlsystems RCIC und des automatischen Druckentlastungssystem ADS die Kernkühlung sicherzustellen.

Das ALPS ist ein zweisträngiges Kernnotkühlsystem mit einer Kapazität von 2 · 100 %, das zum Notstandsystem SUSAN gehört. Obwohl das ALPS in die zum Reaktorbehälter führenden Leitungen des CS einspeist, wirkt es wegen der geringeren Fördermenge (rund ein Drittel der Fördermenge des CS) nicht als Kernsprüh- sondern als Kernflutsystem.

Das ALPS hat keine betrieblichen Aufgaben.

Angaben des KKM

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Beim Start des Systems am 1. Dezember 2009 trat eine Störung bei der Testarmatur 214V0087B auf, die vom Operateur zurückgestellt werden konnte. Zur Überprüfung wurde das System ausgeschaltet und ein zweiter Start durchgeführt. Der zweite Start verlief ordnungsgemäss, jedoch schaltete die ALPS-Pumpe B nach etwa 8 s ab. Nach einer Überprüfung des Einschubes zur Pumpe 214A0011B wurde das System nach rund 12 Minuten erneut gestartet und der Test gemäss Checkliste WP 214-3N ordnungsgemäss durchgeführt und als erfüllt abgeschlossen. Das KKM hat dennoch beschlossen, den Einschub gegen eine Reserveeinheit auszutauschen. Der Austausch erfolgte am 16. Dezember 2009.¹⁶⁷ Die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen war zu keiner Zeit beeinträchtigt.

Instandhaltung

Die Wiederholungsprüfungen an den Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Bei den Prüfungen wurden keine relevanten Anzeigen oder Wandstärkenminderungen detektiert.

Im Überprüfungszeitraum lief bei einem Testlauf das Lager bei der ALPS-Pumpe A heiss. Es wurde festgestellt, dass als Folge des Heisslaufens der gesamte Lagersitz Oberflächenrisse aufwies. Die Pumpenwelle wurde durch eine neue ersetzt sowie der Lagersitz oberflächenbeschichtet. Die defekte Pumpenwelle wurde repariert. Bei den Prüfungen der Supports wurden in einem Fall lose Ankerschrauben festgestellt. Die Schrauben wurden angezogen. Das Gehäuse der Armatur 214V0086 weist oberhalb des Ventilsitzes Lochfrass beziehungsweise Auswaschungen von 5 mm Durchmesser und einer Tiefe von 1,5 mm auf. Der Befund war bewertungspflichtig und wurde als zulässig bewertet.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Der Ausfall der ALPS-Pumpe B während der monatlichen Wiederholungsprüfung wurde vom ENSI im Rahmen der Vorkommnisbearbeitung bewertet.¹⁶⁸ Zusammenfassend wurde festgestellt, dass das Vorkommnis von geringer Bedeutung für die nukleare Sicherheit war. Das Vorkommnis wurde in Übereinstimmung mit dem KKM auf der internationalen Ereignisskala INES der Stufe 0 (unterhalb der Skala) zugeordnet. Das ENSI stellte keine weiteren Forderungen, da die vom KKM getroffenen Massnahmen zur Fehlersuche und Behebung als angemessen beurteilt wurden.

Instandhaltung

Insgesamt entsprach die Instandhaltung des Systems den Anforderungen des gültigen Regelwerkes.

Bei der Überprüfung der Dokumente zu den Wiederholungsprüfungen ergab sich, dass Prüfungen, die nur bei der Demontage von Komponenten durchführbar sind, nicht immer gemäss gültigem Wiederholprüfprogramm durchgeführt wurden. So wurde versäumt, die entsprechenden visuellen Prüfungen von Schweißnähten bei Demontage der Pumpen durchzuführen. Der Betreiber wird aufgefordert zu überprüfen, wie die Einhaltung der Prüfpflicht bei instandhaltungsbedingten Demontagen verbessert werden kann (vgl. Forderung 4.3-1).

5.4.3 Kernsprühsystem CS

Das Kernsprühsystem CS ist ein Niederdruck-Kernnotkühlsystem und besteht aus zwei unabhängigen und räumlich getrennten Strängen, wobei jeder Strang für die Beherrschung des gesamten Rohrbruchspektrums bis zum doppelendigen Bruch einer Umwälzleitung ausgelegt ist. Jeder Strang des Kernsprühsystems besteht aus einer Kernsprühpumpe, einer Druckhaltepumpe sowie Armaturen, Rohrleitungen, Steuerungs- und Messeinrichtungen.

Im automatischen Kernnotkühlbetrieb erfolgt die Wasseransaugung aus dem Torus. Das Wasser wird über zwei Kernsprühleitungen (jeweils 1 CS und 1 ALPS) in den Reaktordruckbehälter gefördert und dort mit 2 Sprühhängen über den Reaktorkern verteilt.

Das Kernsprühsystem hat keine betrieblichen Aufgaben.

Angaben des KKM

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Im Überprüfungszeitraum kam es zu einem Vorkommnis, bei dem die CS-Pumpe B im Rahmen einer Funktionsprüfung nicht startete.¹⁶⁹ Die Ursache wurde identifiziert und innerhalb der zulässigen Reparaturzeit behoben. Aufgrund des Ereignisses wurde eine selbstmeldende Fehlsignal-Überwachung installiert.

Der Betreiber kommt zu dem Schluss, dass der gute Zustand und die hohe Verfügbarkeit des Kernsprühsystems auch durch die etablierten präventiven Massnahmen gewährleistet sind.

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine freigabepflichtige Änderung am System CS. Zum Schutz der Drywellwand bei einem hypothetischen Bruch der CS-Leitung wurden 2003 zwei Ausschlagsicherungen montiert.

Insgesamt stellt das KKM fest, dass das System CS seine Sicherheitsfunktion auch über den nächsten Überprüfungszeitraum hinaus zuverlässig erfüllen wird.

Instandhaltung

Die Wiederholungsprüfungen an den Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Für die Ultraschallprüfungen der austenitischen Schweissnähte wurde ein mechanisiertes Prüfsystem qualifiziert und eingesetzt. Zusätzlich wurden an den Schweissnähten Oberflächenrissprüfungen mit einem qualifizierten mechanisierten Wirbelstromprüfsystem durchgeführt. An einer Schweissnaht wurden zwei lineare Anzeigen detektiert und ausgeschliffen. An einer Armatur wurden Schäden am Spindelgewinde detektiert. Die Spindel wurde ersetzt.

Im Gehäuse der Armatur 014V 0010B wurde Muldenkorrosion festgestellt. Die Armatur inkl. Stellantrieb wurde in der Jahresrevision 2007 ersetzt. Im ersten Rohrbogen (druckseitig Pumpe 014A 0001A) wurden Erosionsspuren festgestellt. Die zusätzlich durchgeführte Wandstärkenmessung ergab keine Beanstandungen.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Der Ausfall einer CS-Pumpe während der monatlichen Wiederholungsprüfung wurde vom ENSI als Vorkommnis von geringer Bedeutung für die nukleare Sicherheit bewertet.¹⁷⁰ Zusammenfassend wurde festgestellt, dass der CS-Strang A nach dem Startversagen mittels Handstart vom Hauptkommandoraum nicht verfügbar war. Das Vorkommnis wurde in Übereinstimmung mit dem KKM auf der internationalen Ereignisskala INES der Stufe 0 (unterhalb der Skala) zugeordnet. Das ENSI stellte keine weiteren Forderungen, da die vom KKM getroffenen Massnahmen zur Fehlersuche und Behebung als angemessen beurteilt wurden. Das ENSI war mit der Einführung des selbstmeldenden Fehlsignal-Überwachungssystems einverstanden und bewertete dessen Einführung als eine Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems CS.

Anlagenänderungen

Die Nachrüstung von Ausschlagsicherungen zum Schutz der Drywellwand bei Bruch einer CS-Leitung beurteilt das ENSI als eine Verbesserung der ursprünglichen Auslegung zur Beherrschung von potenziellen Leitungsbrüchen des Systems CS.

Instandhaltung

Das für die mechanisierte Ultraschallprüfung von austenitischen Nähten eingesetzte Prüfsystem wurde bei EPRI gemäss der PDI-Methodik qualifiziert. Die Anerkennung dieser Qualifizierung für das Schweizer Regelwerk fand erstmals 2006 statt. Nach Inkraftsetzung der Richtlinie ENSI-B07 wurde diese Qualifizierung 2009 von der Qualifizierungsstelle zertifiziert.

Das 2008 verwendete Wirbelstromprüfverfahren war zum Zeitpunkt des Einsatzes nicht qualifiziert. Aus geometrischen Gründen wurde an zwei Schweissnähten nur eine Prüfdeckung von 47 % erreicht. Beim Einsatz des nach Richtlinie ENSI-B07 qualifizierten Wirbelstromprüfsystems 2009 wurden drei Schweissnähte geprüft. Davon 2 zu 100 % und eine aus geometrischen Gründen zu 70 %. Das ENSI erwartet eine Überprüfung der Prüfbarkeit der bisher als nicht prüfbar eingestuften Prüfbereiche und Prüfpositionen (vgl. Forderung 5.3-1).

Es wurden auch Auswaschungen in der Druckleitung im Bereich des Anschlussstutzens der Pumpe 014A0001B dokumentiert. 2007 wurde grossflächige Korrosion am Klappenteller des Rückschlagventils 014V003B dokumentiert. Es wurde keine Veränderung zur vorherigen Prüfung 2001 festgestellt. Die Funktion ist nicht beeinträchtigt. Das ENSI erwartet im Rahmen der Alterungsüberwachung eine Bewertung der dokumentierten Korrosion und eine Diskussion der zugehörigen ergänzenden Massnahmen.

Insgesamt entsprach die Instandhaltung des Systems den Anforderungen des gültigen Regelwerkes.

5.4.4 Containment-Vakuumbrecharmatur

Die Vakuumbrechklappe 071V0032 verhindert das Absinken des Luftdruckes im Reaktorgebäude auf einen unzulässigen Wert, um Beschädigungen des Reaktorgebäudes ausschliessen zu können.

Die motorbetätigte Vakuumbrecharmatur 071V0032 wird im Anforderungsfall automatisch geöffnet und geschlossen entsprechend dem Reaktorgebäude-Unterdruck. Bei Bedarf kann die Armatur vom MCR oder von der Notabluft-Steuerstelle aus betätigt werden, wobei die Armatur nach dem Loslassen der AUF-Betätigungstaste automatisch wieder schliesst. Vor Ort kann die Armatur mechanisch von Hand betätigt werden.

Die Vakuumbrechklappe 071V0032 hat keine betrieblichen Aufgaben.

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine freigabepflichtige Änderung. Dabei wurde der AEG-Stellantrieb der Vakuumbrechklappe durch einen AUMA-Stellantrieb ersetzt, weil die Ersatzteilbeschaffung für den AEG-Stellantrieb nicht mehr möglich war. Die Änderungen haben auf die Auslegung und Funktion der Vakuumbrechklappe 071V0032 einschliesslich des Stellantriebes keinen Einfluss.

Insgesamt stellt das KKM fest, dass die Vakuumbrechklappe ihre Funktion auch in den kommenden Betriebsjahren zuverlässig erfüllt.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Hinsichtlich einer Verbesserung der Funktionssicherheit und der Integrität von sicherheitswichtigen Armaturen forderte das ENSI vom KKM die generelle Überprüfung.¹⁷¹ Im Zuge dieser Überprüfung lieferte das KKM die entsprechenden Nachweise zur Funktionalität und Integrität für die Vakuumbrechklappe 71V0032 und ersetzte den AEG-Stellantrieb durch einen AUMA-Stellantrieb. Mit dem Nachweis wurde die auslegungsgemässe Funktion der Vakuumbrechklappe bestätigt. Der Austausch des Stellantriebes gewährleistet nach Beurteilung des ENSI auch in Zukunft eine hohe Verfügbarkeit der Armatur, weil damit die Einschränkung bei der Ersatzteilbeschaffung für den Stellantrieb gelöst wurde.

5.4.5 Stickstoff-Inertisierungssystem

Bei Störfällen mit Kühlmittelverlust können erhebliche Wasserstoffmengen in das Primärcontainment freigesetzt werden und dort ein explosives Gasmisch bilden. Um eine unkontrollierte Verbrennung auszuschliessen, wird das Containment mit Stickstoff inertisiert. Eine vollständige Inertisierung ist erreicht, sobald die O₂-Konzentration unter der Zündgrenze von 5 Vol.-% O₂ erreicht ist.

Beim Stickstoff-Inertisierungssystem handelt es sich um ein betriebliches System mit den folgenden Aufgaben:

- Austausch der sich im Primärcontainment befindlichen Luft gegen Stickstoff, bis eine Rest-O₂-Konzentration kleiner 4 Vol.-% O₂ erreicht ist
- Aufrechterhaltung des inertisierten Zustands des Primärcontainments

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine nicht freigabepflichtige Änderung am Inertisierungssystem. Der Ansprechdruck des Sicherheitsventils 016V0089 wurde 2003 von 8 bar auf 7 bar reduziert, um sicherzustellen, dass das Sicherheitsventil vor der Berstscheibe 016V0085 anspricht.

Insgesamt stellt das KKM fest, dass die zuverlässige Erfüllung der Systemfunktion der N₂-Inertisierung auch über die PSÜ-Periode hinaus sichergestellt ist.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Aus den ungeplanten Instandhaltungen geht hervor, dass bei zwei betrieblichen Ereignissen die Berstscheibe während des Aufheizens des Verdampfers 016A0051 (Vorinertisierung) ansprach. Damit das Sicherheitsventil sicher vor dem Berstdruck der Berstscheiben anspricht, setzte das KKM den Ansprechdruck der Sicherheitsventile auf 7 bar herab. Aus Sicht des ENSI erhöht diese vom KKM vorgenommene Massnahme die betriebliche Sicherheit und Verfügbarkeit des Systems.

5.4.6 Notablufsystem

Das Notablufsystem hat folgende Aufgaben:

- Unterdruckhaltung im Sekundärcontainment bei Störfällen zur Verhinderung einer unkontrollierten Abgabe von radioaktiven Aerosolen
- Rückhaltung von radioaktivem Iod und Aerosolen (mit Aktivkohlefilter und Absolutfilter)
- Spülung der Drywell- und Torusatmosphäre
- Reinigung der Drywell- und Torusabluft von radioaktiven Stoffen bei Kontamination der Drywell- und Torusatmosphäre
- Druckabbau im Drywell und Torus bei Überdruck im Primärcontainment
- Unterdruckhaltung im Reaktorgebäude und Filtration der Abluft bei Nichtverfügbarkeit der RG-Lüftung

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine freigabepflichtige Änderung am Notablufsystem. Diese betraf eine Modifikation der Leittechnik, um beim Abstellen der Notabluf eine Strangumschaltung zu verhindern.

Das KKM hat festgestellt, dass beim Abschalten der Notablufanlage gelegentlich eine Strangumschaltung erfolgte, weil vor dem Abschalten des Ventilators die Klappe 73V003 in der Saugleitung des entsprechenden Stranges geschlossen wird. Über den dadurch entstehenden Unterdruck kann eine fehlerhafte Strangumschaltung angeregt werden. Durch die Strangumschaltung wird die Umschaltautomatik deaktiviert und damit eine Rückumschaltung verhindert. Mit der Modifikation der Leittechnik wird die Umschaltung beim Abschalten des Notablufsystems verhindert, so dass die Umschaltautomatik beim Wiederanschalten funktionsbereit bleibt.

Insgesamt stellt das KKM fest, dass die zuverlässige Funktion des Notablufsystems auch durch die Modifikation der Leittechnik (Verhinderung der Umschaltung beim Abstellen) für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Das KKM hat nachgewiesen, dass mit der Änderung in der Leittechnik die auslegungsgemässe Funktion des Notablufsystems auch weiterhin gewährleistet ist. Gemäss Beurteilung des ENSI wurde mit der leittechnischen Anlagenänderung eine Schwachstelle behoben und die Verfügbarkeit des Systems im Anforderungsfall verbessert.

5.4.7 Teilsystem „SCRAM und SCRAM-Ablassbehälter“ des Steuerstabantriebssystems

Das Teilsystem „SCRAM und SCRAM-Ablassbehälter“ im Steuerstabantriebssystem erlaubt das schnelle Einschliessen von Steuerstäben in den Reaktorkern. Es kommt bei einer Reaktorschnellabschaltung mittels Voll-SCRAM oder bei einer Leistungsreduktion mittels Teil-SCRAM (SRI) zum Einsatz. Die Auslösung erfolgt automatisch vom Reaktorschutzsystem beziehungsweise vom ARSI (alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem) oder manuell.

Das Teilsystem „SCRAM und SCRAM-Ablassbehälter“ hat keine betrieblichen Aufgaben.

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine freigabepflichtige Änderung am Teilsystem „SCRAM und SCRAM-Ablassbehälter“. Diese betraf die Überprüfung des Alarm-Auslösegrenzwertes für den minimalen Stickstoffdruck der SCRAM-Akkumulatoren gemäss PSÜ-Pendenz P23.²⁴ Dieser wurde von 67 bar auf 73 bar erhöht. Im selben Zusammenhang wurden der Minimalwert für den Ladewasserdruck sowie die Minimal- und Maximalwerte für den Stickstoffdruck der SCRAM-Akkumulatoren in die Technische Spezifikation aufgenommen gemäss PSÜ-Pendenz P22.

Insgesamt stellt das KKM fest, dass die zuverlässige Funktion des Teilsystems „SCRAM und SCRAM-Ablassbehälter“ des Steuerstabantriebssystems auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

Eine genügend hohe Anzahl einsatzfähiger Steuerstabantriebe wird durch rechtzeitige Ersatz-Beschaffungen beim Hersteller sichergestellt.

Instandhaltung

Das KKM listet die Instandhaltung im Überprüfungszeitraum auf.¹⁷² Zu 17 Zeitpunkten wurde ungeplante Instandhaltung durchgeführt, welche die Verfügbarkeit des Steuerstabantriebssystems zu keiner Zeit beeinträchtigt hat:

- Behebung einer Stickstoffundichtigkeit beim Verbindungsstück des Druckschalters 003MP0024.11 der Steuerstabhydraulik-Einheit 14-35
- SCRAM-Akkumulator-Austausch der Hydraulikeinheiten 14-31 und 14-35
- Behebung Stickstoffundichtigkeit am Manometer 003MP0024.10 der Hydraulikeinheit 10-19
- Ersatz der Flanschdichtungen beim Steuerstabantrieb 18-19
- SCRAM-Akkumulator-Austausch der Hydraulikeinheit 18-11
- Ersatz der Flanschdichtungen beim Steuerstabantrieb 06-11
- SCRAM-Akkumulator-Austausch der Hydraulikeinheit 18-03
- Ersatz des Ventils 003V0111 der Hydraulikeinheit 14-35
- Ersatz des Ventils 003V0111 der Hydraulikeinheit 22-35
- Ersatz des Ventils 003V0111 der Hydraulikeinheit 10-07
- Ersatz des Ventils 003V0111 der Hydraulikeinheit 14-35
- SCRAM-Akkumulator-Austausch der Hydraulikeinheit 14-03
- Ersatz des Stickstoff-Ladeanschlusses der Hydraulikeinheit 10-07
- Austausch der Magnetspule 003V0118H3.-Y01.30-11 der Hydraulikeinheit 30-11
- Neujustierung der Schaltabstände des Näherungsschalters zur Stellungsüberwachung der Absperrschieber 003V0112

- LED-Austausch für Teil-SCRAM-Anwahl 003V 0117
- Neuabdichtung des Manometeranschlusses des Steuerstabakkus 18-03

Des Weiteren wurden zahlreiche planmässige Instandhaltungen durchgeführt.

Im Überprüfungszeitraum wurden alle gemäss Technischer Spezifikation vorgeschriebenen Überprüfungen durchgeführt. Die Resultate dieser Prüfungen entsprachen den Vorgaben.

Die Wiederholungsprüfungen an den Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Insgesamt wurden eine visuelle Prüfung und zwei Druckprüfungen gemäss Wiederholungsprüfprogramm für das Steuerstabantriebssystem durchgeführt. Die Prüfungen ergaben keine Beanstandungen.

Im Überprüfungszeitraum wurden insgesamt 57 Steuerstabantriebe durch gewartete und geprüfte Reserve-Antriebe ausgetauscht. Im Rahmen der Wartungsarbeiten wurden die vom Hersteller empfohlenen zerstörungsfreien Prüfungen durchgeführt, insbesondere:

- visuelle Prüfungen und Oberflächenrissprüfungen an Piston Tube und Index Tube (ab 2006)
- Oberflächenrissprüfungen an Collet Retainer Tube (Teil der Hauptkomponente „Cylinder, Tube & Flange“)

Bauteile mit nicht zulässigen Anzeigen wurden gemäss Empfehlung des Herstellers ersetzt. Dies führte im Überprüfungszeitraum dazu, dass vier Steuerstabantriebe nicht mehr eingesetzt und entsorgt wurden.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung korrekter Druckwerte in den SCRAM-Akkumulatoren, die für das einwandfreie Funktionieren des Reaktorabschaltsystems eingehalten werden müssen, forderte die HSK mit den PSÜ-Pendenzen 22 und 23, dass die erforderlichen Werte für Gas- und Ladewasserdruck in der Technischen Spezifikation festzuhalten sind.²⁴ Die HSK erachtete die Pendenzen 22 und 23 durch die vom KKM vorgenommenen Ergänzungen der Technischen Spezifikation als erfüllt. Mit der Erhöhung des Alarmwertes für den minimalen Stickstoffdruck der SCRAM-Akkumulatoren wird nach Einschätzung des ENSI ein Druckabfall frühzeitig bemerkt, um Gegenmassnahmen einzuleiten.

Instandhaltung

Den Umfang der unplanmässigen Instandhaltungsmassnahmen beurteilt das ENSI hinsichtlich der Komplexität des Systems als zulässig, zumal die Funktion nicht beeinträchtigt war. Die unplanmässigen Instandhaltungsmassnahmen geben keine Hinweise auf systematische Fehler bei Komponenten oder einer unzureichenden vorbeugenden Instandhaltung. Das System befand sich während des Überprüfungszeitraums nicht zuletzt auch durch die Instandhaltungsmassnahmen immer in einem guten Zustand.

Mit den durchgeführten Funktionsprüfungen am Steuerstabantriebssystem zeigte das KKM, dass die Schnellabschaltfunktion während des Überprüfungszeitraums zuverlässig gewährleistet war. Der Austausch von Komponenten aufgrund von Anzeigen bei zerstörungsfreien Prüfungen erfolgte rechtzeitig, so dass die Funktion der Antriebe nicht beeinträchtigt war. Damit wurden nach Beurteilung des ENSI die Prüfintervalle für die zerstörungsfreien Prüfungen sowie das Prüfkonzept bestätigt. Das Steuerstabantriebssystem war im Überprüfungszeitraum uneingeschränkt verfügbar.

Insgesamt entsprach die Instandhaltung des Systems den Anforderungen des gültigen Regelwerkes.

5.4.8 Speisewassersystem

Das Speisewassersystem hat die Aufgabe, im Normalbetrieb das nukleare Dampferzeugungssystem mit Kühlmittel zu versorgen und dabei den Füllstand im Reaktordruckbehälter zu regeln. Das Speisewassersys-

tem besteht aus einem Leitungssystem und drei Speisewasserpumpen (3 · 50 %), die sich im Maschinenhaus befinden.

Die Speisewasserleitungen von den Speisewasserstutzen des Reaktordruckbehälters bis zu den äusseren Rückschlagklappen ausserhalb des Drywell gehören noch zum nuklearen Dampferzeugungssystem.

Angaben des KKM

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Im Überprüfungszeitraum gab es drei meldepflichtige Vorkommnisse.

- Messbeinleckage Durchflussmessung Speisewasserleitung A¹⁷³

Während einer Anlagenbegehung stellte ein KKM-Mitarbeiter am 6. Februar 2003 im Bereich des Dampftunnels eine Dampfleckage fest. Es handelte sich um eine Leckage der Speisewasserleitung A. Als Schadensursache wurde ein Bruch an einem nicht mehr benötigten Druckmessanschluss festgestellt.

Als Sofortmassnahmen wurden die beiden nicht mehr gebrauchten Messanschlüsse mit Blindzapfen verschraubt und verschweisst. Die zwei anderen, noch in Betrieb stehenden Druckmessanschlüsse wurden auf mögliche Risse geprüft und als gut befunden. Als Folgemassnahme werden diese Druckmessanschlüsse alle zwei Jahre einer Prüfung unterzogen. Zusätzlich werden die Messleitungen gegen Schwingungen besser geschützt.

- Beschädigte Entlüftungsleitung der Speisewasserpumpe A¹⁷⁴

Die Entlüftungsleitung der Speisewasserpumpe A wurde am 6. November 2006 durch am Maschinenhauskran hängende Anschlagmittel beschädigt, während der Kran bei Leistungsbetrieb zur Überprüfung von Brandmeldern bewegt wurde. Es kam zu einer Speisewasserleckage von rund 6 Kubikmetern innerhalb von 20 Minuten. Als erste Massnahme wurde die Speisewasserpumpe C in Betrieb genommen und die Speisewasserpumpe A abgeschaltet. Die zweite Massnahme bestand in der Reparatur der Entlüftungsleitung, die nach 10 Stunden erfolgreich beendet werden konnte.

Als Folgemassnahmen setzte das KKM Verbesserungen um hinsichtlich der organisatorischen Regelungen und Schulungen für die Krannutzung sowie hinsichtlich der erleichterten Handhabung schwerer Anschlagmittel.

- Reaktorschnellabschaltung nach nicht erfolgreicher Umschaltung der Reservespeisewasserpumpe C für B¹⁷⁵

Bei Vollastbetrieb der Anlage nach der Jahresrevision 2009 wurde am 14. September 2009 beim Umschaltversuch von der Speisewasserpumpe B auf die Reserve-Speisewasserpumpe C infolge des Nichtstartens von Pumpe C eine Schnellabschaltung des Reaktors ausgelöst. Als Folgemassnahme wurde das Antriebssystem von Pumpe C am gleichen Tag erfolgreich repariert, und eine Umschaltung der Speisewasserpumpen war ebenfalls erfolgreich.

Anlagenänderungen

Der Speisewasserpumpenantrieb C wurde ertüchtigt. Motor, Umrichter, zugehörige Peripherie und Leittechnik der Speisewasserpumpe C wurden ersetzt. Das System zeigt ein gutes Betriebs- und Umschaltverhalten. Motor und Frequenzumrichter wurden an die Leistung der Antriebe A und B angepasst. Somit kann bei einer Umschaltung auf den Antrieb C mit gleicher Leistung weitergefahren werden. Der ertüchtigte Umrichterantrieb der Speisewasserpumpe C wurde verfahrenstechnisch optimiert und entspricht der neusten Technik.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Das ENSI analysierte das Vorkommnis vom 6. Februar 2003 anhand des eingereichten KKM-Vorkommnisberichts und beurteilte die eingeleiteten Massnahmen als ausreichend.¹⁷⁶

Das Vorkommnis vom 6. November 2006 wurde mit Betriebs- und Begrenzungssystemen auslegungsgemäss beherrscht. Die vom KKM getroffenen Sofortmassnahmen beurteilt das ENSI als angemessen. Die Folgemassnahmen, welche das KKM aufgrund einer vertieften Analyse in den Bereichen Organisation, Administration, Schulung und Technik identifiziert und zusammengestellt hat, beurteilte das ENSI ebenfalls als angemessen.¹⁷⁷

Das Vorkommnis vom 14. September 2009 mit Startversagen einer Speisewasserpumpe wurde auslegungsgemäss von den Sicherheitseinrichtungen des KKM beherrscht, wobei es sich um eine unbekannte Fehlerursache im neuen Antriebssystem der Speisewasserpumpe C handelte. Die ergriffenen Massnahmen beurteilt das ENSI als angemessen.¹⁷⁸

Das ENSI hat die drei oben beschriebenen meldepflichtigen Vorkommnisse bewertet und kommt zu dem Ergebnis, dass die drei Vorkommnisse nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung für die Anlage hatten. Alle drei Vorkommnisse wurden seitens des ENSI der Stufe 0 auf der Internationalen Ereignisskala (INES) zugeordnet.

Anlagenänderungen

Mit der Modernisierung des Antriebs der Speisewasserpumpe C und Anpassung der Pumpenleistung an die der Speisewasserpumpen A und B konnte bei Ausfall einer Pumpe und Umschaltung auf die Speisewasserpumpe C zur Beherrschung der Transiente auf einen Umwälzpumpen-Runback verzichtet werden. Das ENSI beurteilt die Modernisierung des Antriebs der Speisewasserpumpe C als eine Massnahme, die langfristig die Verfügbarkeit der Speisewasserpumpe gewährleistet. Mit der Anlagenänderung wurde nach Beurteilung des ENSI auch die Beherrschung der Anlagentransiente bei einem Ausfall einer Speisewasserpumpe vereinfacht, wodurch die Verfügbarkeit der Anlage verbessert wurde.

5.4.9 Reaktordruckbegrenzung und -entlastung

Reaktordruckbegrenzung und -entlastung (Systeme 002, 102 und 202) hat die sicherheitstechnische Funktion, den Reaktordruck bei einer Isolation des Reaktordruckbehälters (RDB) in zulässigen Grenzen zu halten und bei Anforderung den Reaktordruck abzusenken, bis die Niederdruckeinspeisesysteme in den RDB einspeisen können. Dabei wird der Dampf aus dem RDB über die Dampfverteiler (T-Quencher) zur Wasservorlage in den Torus geleitet und kondensiert. Im Normalbetrieb müssen die Sicherheits- und Abblaseventile (SV, SRV, PRV) dicht schliessen.

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine freigabepflichtige Änderung am Druckbegrenzungs- und Entlastungssystem. Um Ansammlungen von Radiolysegas in den Abblaseleitungen durch Katalyse abbauen zu können, hatten die Betreiber der Schweizer Siedewasserreaktoren platierte Spezialschrauben entwickeln lassen. Für die Montage dieser Schrauben wurde im Jahr 2007 je ein Gewindestutzen in die 6 Abblaseleitungen im Torus-Bereich eingeschweisst. In 2009 wurde je ein weiterer Gewindestutzen in die 6 Abblaseleitungen im Bereich der SV und SRV (Drywell-Bereich) eingeschweisst.

Instandhaltung

Die Prüfzyklen der Funktionsprüfungen sind in der Technischen Spezifikation vorgegeben. Folgende Funktionen wurden geprüft:

- Grenzwert- und Vergleichsprüfungen der Reaktorinstrumentierung der Systeme 102/202
- Systemlogikfunktionstest
- Sensortests
- Kanalüberprüfung E

Im Überprüfungszeitraum wurden rund 150 Funktionsprüfungen durchgeführt. Sie verzeichneten keine meldepflichtigen Ereignisse.

Die Wiederholungsprüfungen an den Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 beziehungsweise der Überprüfung der Ansprechüberdrücke durchgeführt.

Durchgeführte Prüfungen gemäss Wiederholungsprüfprogramm für die Frischdampfleitungen Strang A und B (SK 1):

- Dikkers-SRV: 31 visuelle Prüfungen, 36 Oberflächenrissprüfungen
- Sempell-SV: 10 visuelle Prüfungen, 10 Oberflächenrissprüfungen
- KSB-PRV: 10 visuelle Prüfungen

Zusätzlich wurden jährliche Systembegehungen im Rahmen der Dichtheitsprüfungen des Primärsystems durchgeführt.

An den während der Jahresrevisionen 2000 und 2004 ausgebauten SRV wurden bei der Farbeindringprüfung lineare Anzeigen am Ventilsitz respektive Ventilkegel festgestellt. Der betroffene Kegel wurde durch einen Reserve-Kegel ersetzt. Die Ventilsitze sind repariert worden.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Der Einsatz platinierter Schrauben zum Wasserstoffabbau in den Abblaseleitungen der Sicherheits- und Entlastungsventile ergab sich aus Untersuchungen zur Ansammlung von Radiolysegas im Leitungssystem des KKM. Als Schwachstelle wurden Dampfleckagen an den Sicherheits- und Abblaseventilen identifiziert, die zu Ansammlungen von Radiolysegas in den Abblaseleitungen führen können. Die Untersuchungen waren vom ENSI nach einem Störfall im Kernkraftwerk Brunsbüttel gefordert worden, bei dem aufgrund einer Knallgasreaktion die Deckelsprühleitung am RDB zerstört worden war.

Das ENSI beurteilt den Einsatz platinierter Schrauben in den Abblaseleitungen als zuverlässige Massnahme, um Ansammlungen von Radiolysegas rechtzeitig abzubauen und die Integrität dieser Leitungen zu gewährleisten. Die Funktion der platinierter Schrauben wurde in Versuchen nachgewiesen. Da bisher erst die für die Montage dieser Schrauben erforderlichen Gewindestutzen eingeschweisst worden sind, die Schrauben selbst aber noch nicht eingebaut sind, erhebt das ENSI die folgende Forderung:

Forderung 5.4-1

Das KKM hat die Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung durch den Einsatz platinierter Schrauben in den Abblaseleitungen in der Jahresrevision 2014 abzuschliessen.

Instandhaltung

Gemäss der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 der HSK wurde Folgendes festgelegt: „Aufgrund von Befunden, die im Überprüfungszeitraum bei den Sicherheits-Abblase-Ventilen (SRV) festgestellt wurden, ist der Möglichkeit der Rissbildung in den Ventilsitzen zukünftig besondere Aufmerksamkeit zu schenken.“

Die betreffende Prüfposition wurde daraufhin vom KKM in die gültigen Prüfprogramme aufgenommen. Die Überprüfung der vorliegenden Dokumente hat ergeben, dass die laut gültigem Wiederholungsprüfprogramm bei Demontagen des Ventils 002V086D durchzuführende Oberflächenrissprüfungen des Ventilsitzes und des Ventilkegels versäumt wurde. Der Betreiber wird aufgefordert zu überprüfen, wie die Einhaltung der Prüfpflicht bei Instandhaltungsbedingten Demontagen verbessert werden kann (vgl. Forderung 4.3-1).

Mit den gemäss Technischer Spezifikation durchzuführenden Prüfungen an den Einrichtungen der Reaktor-druckbegrenzung und Entlastung zeigte das KKM, dass die Funktion während des Überprüfungszeitraums zuverlässig gewährleistet war. Der Austausch von Komponenten der SRV aufgrund von Anzeigen bei Farbeindringprüfungen erfolgte rechtzeitig, so dass die Funktion der Sicherheitsventile nicht beeinträchtigt war. Damit wurden nach Beurteilung des ENSI die Prüfintervalle für die zerstörungsfreien Prüfungen sowie das

Prüfkonzept bestätigt. Die Funktion der Reaktordruckbegrenzung und Entlastung war im Überprüfungszeitraum uneingeschränkt verfügbar.

Die Prüfungen der weiteren Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision des Wiederholungsprüfprogramms durchgeführt. Zu den vom KKM dargelegten Befunden wurde weiterhin folgender Befund festgestellt. Die Oberflächenrissprüfung am Gehäuse der Frischdampf-Isolierventile 002V080C und 002V086C ergab bewertungspflichtige Anzeigen. Durch Bearbeitung des Gehäuses von Ventil 002V086C konnten die Anzeigen nicht entfernt werden. Das Prüfintervall beider Ventile wurde daraufhin auf vier Jahre verkürzt.

Insgesamt entsprach die Instandhaltung des Systems den Anforderungen des gültigen Regelwerkes.

5.4.10 Primärcontainment, Isolationsventile inkl. MSIV und elektrischer Durchführungen

Das Primärcontainment, bestehend aus Drywell und Torus, hat unter Betriebs- und Störfallbedingungen folgende Funktionen:

- Verhinderung des Austritts von Spaltprodukten in das Sekundärcontainment
- Abbau des bei einem Störfall entstehenden Überdrucks

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es eine wesentliche freigabepflichtige Änderung. Diese betraf die Containment-Durchführung X36, welche während der Jahresrevision 2006 durchgeführt wurde. Im Rahmen des Sanierungskonzeptes zum RDB-Stutzen N9 konnte auf die angeschlossene Leitung des Steuerstabantriebssystems verzichtet werden und der RDB-Stutzen mit einer Kappe verschlossen werden. Die entsprechende Drywell-Durchführung X36 wurde überflüssig und ebenfalls mit einer Kappe verschlossen.

Instandhaltung

Die Prüfzyklen der Funktionsprüfungen sind in der Technischen Spezifikation vorgegeben. Folgende Prüfungen wurden durchgeführt:

- wöchentliche Überprüfung der MSIV mittels Prüftaste
- monatliche Überprüfung der MSIV mittels Testautomatik
- 12 Dichtheitsprüfungen im Überprüfungszeitraum an den elektrischen Durchführungen des Primärcontainments
- 3-monatliche Überprüfungen der normal offenen und motorangetriebenen Isolationsarmaturen
- 40 Nachweise der Schliesszeiten der FD-Isolationsventile im Überprüfungszeitraum
- jährliche simulierte automatische Tests an jeweils ausgewählten Isolationsarmaturen
- jährliche Tests der Schliesszeiten an ausgewählten Isolationsarmaturen
- jährliche Dichtheitsprüfung aller Frischdampfarmaturen
- jährliche Dichtheitsprüfung von Isolationsarmaturen
- jährliche Überprüfung der Anrege-, Logik- und Steuerebene

Insgesamt wurden im Überprüfungszeitraum rund 740 Funktionsprüfungen durchgeführt. Die Resultate der durchgeführten Prüfungen entsprachen den Vorgaben.

Im Überprüfungszeitraum wurden zwei Integrale Leckratentests (ILRT) durchgeführt. Die Dichtheitsanforderungen an das Primärcontainment gemäss Technischer Spezifikation wurden erfüllt. Die geringen Leckraten beider Tests zeigen, dass sich das Primärcontainment in einem guten Zustand befindet.

An den Containmentabschlussarmaturen wurden lokale Leckratentests durchgeführt. Die Tests erfüllten die Anforderungen gemäss Technischer Spezifikation.

Die Wiederholungsprüfungen an den Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Folgende Wiederholungsprüfungen wurden durchgeführt:

- 280 visuelle Prüfungen
- 4 Röntgenprüfungen
- 46 Wanddickenmessungen
- 4 Systembegehungen

Bei den Prüfungen ergaben sich zwei wesentliche Befunde:

- Die Drywell-Materialordichtfläche wies Korrosionsspuren im unteren Bereich auf.
- An Drywell-Durchführungen wurde Korrosion festgestellt.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Die wesentliche Anlagenänderung am Containment im Überprüfungszeitraum war der Verschluss der Drywelldurchdringung X36, die nach der Sanierung des RDB-Stützens N9 nicht mehr benötigt wurde. Das ENSI gab diese Massnahmen frei. Der SVTI übernahm die Abnahme vor Ort. Die Anlagenänderung verlief ordnungsgemäss. Entsprechend der Beurteilung des ENSI ist die auslegungsgemässe Funktion des Primärcontainments auch zukünftig uneingeschränkt gewährleistet.

Instandhaltung

Mit einer Vielzahl der gemäss Technischer Spezifikation durchzuführenden Funktionsprüfungen an den Komponenten der Primärcontainment-Isolation zeigte das KKM, dass die Funktionen zur Integrität und Dichtheit des Primärcontainments (Drywell und Torus) im Überprüfungszeitraum ohne Einschränkungen gewährleistet waren.

Die Integrität des Primärcontainments (Drywell und Torus) wird durch das KKM gemäss KTA-Regel 3405¹⁷⁹ - mit einem integralen Leckratentest nachgewiesen. Diese Prüfung findet alle vier Jahre statt und wurde im Überprüfungszeitraum 2004 und 2007 durchgeführt. Die Prüfungen werden gemäss Regelwerk der KTA mit reduziertem Prüfdruck von 2,70 bar (absolut) durchgeführt. Die auf Prüfdruck umgerechnete zulässige Leckkagerate beträgt 0,828 %/d (Volumenprozent des Containments pro Tag). Sie ist in der Technischen Spezifikation festgelegt. Ergänzend zum KTA-Regelwerk erstellte das KKM die Prüfvorschrift PV-21, welche die spezifische Umsetzung im Werk regelt. Sie wurde vom SVTI geprüft und zur Anwendung freigegeben. Die erreichten Resultate (jeweils bei reduziertem Prüfdruck) von 0,205 %/d im Jahr 2004 sowie 0,275 %/d im Jahr 2007 bestätigen den guten Zustand des Containments in Bezug auf die Dichtheitsanforderungen an das Primärcontainment gemäss Technischer Spezifikation.

Die Prüfungen der Komponenten wurden gemäss der jeweils gültigen Revision des Wiederholungsprüfprogramms durchgeführt.

In bestimmten Bereichen des Primärcontainments wurde Korrosion festgestellt. Die bisherigen Wandstärkemessdaten am Primärcontainment liegen nach Angaben des KKM deutlich über den Werten der rechnerischen Mindestwanddicke gemäss gültiger Bauvorschrift. Die Mindestanforderung der „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁸ wird erfüllt. Damit ist die Integrität des Primärcontainments durch die am Drywell festgestellte Korrosion nicht beeinträchtigt.

Das ENSI beurteilt die Korrosionsproblematik am Primärcontainment nicht nur für den geplanten Langzeitbetrieb als wichtiges Thema. Es werden in der Alterungsüberwachung mehrere korrosive Schadensmechanismen als relevant eingestuft, die sich zudem auch überlagern können. Mit zu berücksichtigen sind ebenfalls lange Inkubationszeiten und unter Umständen hohe lokale Korrosionsraten. Vor allem die Sandbettzone des Drywells könnte durch Korrosionsangriffe geschädigt werden, für die zudem auch ungünstige externe Betriebserfahrung in vergleichbaren Anlagen vorliegt. Besondere Aufmerksamkeit ist dabei auf die bisher als unzugänglich eingestuft Bereiche von Anlageteilen wie die Sandbettzone zu richten.

Im Rahmen der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb KKM¹ hat das ENSI bereits die Alterungsüberwachung des Primärcontainments beurteilt und die zugehörige Forderung 4.7-1 erhoben. Demnach ist vom KKM ein umfassenderes Instandhaltungskonzept für das Primärcontainment zu erstellen.

Gesamthaft kommt das ENSI zum Ergebnis, dass das Primärcontainment und die zugehörigen Komponenten zur Primärcontainment-Isolation in einem guten Zustand sind, so dass während des Überprüfungszeitraums der Einschluss radioaktiver Stoffe im Primärcontainment bei potenziellen Störfällen zuverlässig gewährleistet war.

5.4.11 Steuerstabantriebssystem

Das hydraulische Steuerstabantriebssystem versorgt die Steuereinheiten der 57 Steuerstabantriebe mit hydraulischer Energie für das Ein- oder Ausfahren der Steuerstäbe über die gesamte Länge oder Teilbereiche mit normaler Geschwindigkeit oder für das schnelle Einfahren der Steuerstäbe (SCRAM). Weiterhin versorgt das System die Steuerstabantriebe mit Kühlwasser sowie die Reaktorummwälzpumpen und die Reaktorwasserreinigungspumpen mit Sperrwasser.³ Das Steuerstabantriebssystem erfüllt betriebliche und sicherheitstechnische Funktionen.

Angaben des KKM

Anlagenänderungen

Im Überprüfungszeitraum gab es zwei freigabepflichtige Änderungen am Steuerstabantriebssystem. Bei der ersten Anlagenänderung wurde die Fahrweise des Antriebssystems geändert, so dass die Rückführung von überschüssigem kaltem Fahrwasser (50 °C) über eine Rückführleitung und den N9-Stutzen in den Reaktor-druckbehälter nicht mehr notwendig ist. Ziel der neuen Fahrweise war es, auf die Rückführleitung ganz zu verzichten, um thermische Spannungen am Thermosleeve-Rohr des N9-Stutzens (Sanierung N9-Stutzen) auszuschliessen. Bevor die Rückführleitung entfernt wurde, hatte KKM vorab einen Versuch durchgeführt, mit dem die störungsfreie Funktion des Steuerstabantriebssystems nachgewiesen werden konnte. Die SCRAM-Funktion war durch die Änderung nicht betroffen.

Die zweite Änderung bestand im Ersatz der Fahrventile aller 57 Steuerstab-Hydraulikeinheiten durch Ventile eines anderen Herstellers.

Instandhaltung

In der Systembewertung¹⁸⁰ sind die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Instandhaltungen aufgelistet. Daraus geht hervor, dass mehr als die Hälfte der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen ungeplant waren. Die Verfügbarkeit des Steuerstabantriebssystems war in keinem der Fälle betroffen. Im Überprüfungszeitraum erfolgten aufgrund mechanischer Störungen folgende ungeplante Instandhaltungsmassnahmen:

- Behebung einer Stopfbüchsenleckage am Absperrschieber 003V0113 der Hydraulikeinheit 14-31
- Behebung einer Spindelleckage beim Absperrschieber 003V0015A
- Ersatz der Filtereinsätze 003A0017A/B
- Ersatz des Absperrventils 003V0036B2 zum Stabilisierungsglied B (zu tiefer Durchfluss bei Inbetriebnahme des Systems infolge defekter Membrane im Ventil)

- Ersatz der Fahrventile 003V0120, 003V0121, 003V0122 und 003V0123 der Steuerstabhydraulik-Einheiten 14-07, 14-15, 18-07 und 34-15
- Ersatz der Filter der Steuerstabhydraulik-Einheiten 14-07, 14-15, 18-07 und 34-15
- Behebung einer Luftleckage an einer Verschraubung beim Durchfluss-Regelventil 003V0014A
- Revision des Sicherheitsventils 003V0070A
- Ersatz des elektropneumatischen Wandlers 003A0010B durch ein Reserveaggregat
- Ersatz der Steuerluftleitung zwischen Positioner und pneumatischem Antrieb inkl. Verschraubung beim Durchfluss-Regelventil 003V0014B
- Ersatz der Gleitringdichtungen an Steuerstabantriebspumpe 003A0016A
- Ersatz des Absperrschiebers 003V0111
- Ersatz der Verschraubung P6 am Absperrventil 003V0111

Des Weiteren wurden zahlreiche planmässige Instandhaltungen durchgeführt.

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Eine wesentliche Anlagenänderung im Überprüfungszeitraum betraf die geänderte Fahrweise des Steuerstabantriebssystems, mit der auf die Rückführung von Fahrwasser über eine eigene Rückführleitung in den RDB verzichtet werden konnte. Mit dem durchgeführten Versuch und dem späteren störungsfreien Betrieb hat das KKM nach Beurteilungen des ENSI gezeigt, dass die auslegungsgemässe Funktion des Steuerstabantriebssystems auch nach der Anlagenänderung gewährleistet ist. Die andere Anlagenänderung betraf den Ersatz der Fahrventile aller Steuerstab-Hydraulikeinheiten. Das ENSI hält diese Massnahme für sicherheitsgerichtet, weil der Ersatz der Fahrventile präventiv erfolgte und zukünftig eine ausreichende Ersatzteilversorgung für einen sicheren und störungsfreien Betrieb des Systems gewährleistet ist.

Instandhaltung

Die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Massnahmen der Instandhaltung verliefen ordnungsgemäss. Die Anzahl der ungeplanten Instandhaltungsmassnahmen hat mit der Komplexität des Steuerstabantriebssystems zu tun. Positiv bewertet wird, dass die Instandhaltungsmassnahmen keinen Einfluss auf die Verfügbarkeit des Steuerstabantriebssystems hatten.

5.5 Reaktorüberwachung

5.5.1 Sicherheitsleittechnik

Als Sicherheitsleittechnik wird die von der betrieblichen Steuerung der Anlage unabhängige Leittechnik bezeichnet, welche wichtige Reaktorparameter überwacht und beim Erreichen von Grenzwerten den Reaktor automatisch schnell abschaltet oder einen Teileinwurf der Steuerstäbe auslöst sowie die Isolations- und Kernnotkühlsysteme aktiviert. Die Sicherheitsleittechnik umfasst die Messwertaufnahme- und Messwertverarbeitungseinrichtungen, den Logikteil sowie die Auslöseeinrichtungen. Diese Einrichtungen können über entsprechende rückwirkungsfreie Trennvorrichtungen auch Signale für betriebliche Zwecke zur Verfügung stellen. Zur Sicherheitsleittechnik gehören im KKM folgende Systeme:

- das **Reaktorschutzsystem RPS (Reactor Protection System)**, dessen wesentliche Aufgaben seit Betriebsbeginn unverändert gültig sind
- das **alternative Reaktorabschalt- und Isolationssystem (ARSI)**, welches bei der Errichtung des SUSAN zusätzlich eingebaut wurde und vom RPS unabhängig ist

- die **Neutronenflussmessungen**, welche das Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses für den Anfahr- und Übergangsbereich WRM (Wide Range Monitoring System), das Neutronenfluss-Messsystem für den Leistungsbereich PRNM (Power Range Neutron Monitoring System) und die gleitende Reaktorschnellabschaltung TOPPS (Tracking Overpower Protection System) umfassen

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und in diversen PSÜ-Berichten^{181,182,183,184} hinsichtlich Sicherheitsleittechnik die Anforderungen, die Auslegung und getroffene Massnahmen. Die Berichte enthalten die im Überprüfungszeitraum erfolgten Instandsetzungs-, Instandhaltungs- und Nachrüstmassnahmen.

Änderungen

Beim Reaktorschutz RPS wurde die Anzahl der Redundanzen der Abluftaktivitätsmessung der Kreislaufstrahlungsüberwachung im Jahre 2005 von 2 auf 4 erhöht.

Alterungsüberwachung

Für die Neutronenflussmessungen wurden drei systemspezifische Steckbriefe erstellt.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Reaktorschutz RPS: rund 180 Überprüfungen und Tests, keine meldepflichtigen Vorkommnisse

Reaktorschutz ARSI: rund 70 Überprüfungen und Tests, keine meldepflichtigen Vorkommnisse

Reaktor-Instrumentierung: rund 200 Überprüfungen und Tests, keine meldepflichtigen Vorkommnisse

Neutronenflussmessungen: Überprüfungen und Tests, keine meldepflichtigen Vorkommnisse

Bewertung

Es kann festgehalten werden, dass bei der Sicherheitsleittechnik die zuverlässige Erfüllung der Sicherheitsfunktionen auch über den nächsten Überprüfungszeitraum hinaus sichergestellt ist.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinien ENSI-B14¹⁸⁵, HSK-R-31¹⁸⁶ und HSK-R-35¹⁸⁷

Beurteilung des ENSI

Bei den Einrichtungen der Sicherheitsleittechnik wurde im Überprüfungszeitraum eine einzige Änderung vorgenommen. Meldepflichtige Ereignisse gab es keine. Das ENSI ist der Ansicht, dass die Sicherheitsleittechnik bei entsprechender Instandhaltung auch im nächsten Überprüfungszeitraum ihre Funktionen zuverlässig erfüllt.

5.5.2 Störfallinstrumentierung

Als Störfallinstrumentierung wird die Instrumentierung zur Erfassung wichtiger Daten während und nach Störfällen bezeichnet. Sie dient zur Beurteilung des Anlagenzustandes, der radiologischen Verhältnisse und der Wirkung der eingeleiteten Schutzmassnahmen bei Störfällen. Im KKM ist die Störfallinstrumentierung keinem eigenen System zugeordnet, sondern besteht aus qualifizierten Messausrüstungen, die Teil verschiedener Systeme sind. Die Störfallanzeigen stehen vollständig im Hauptkommandoraum, im SUSAN-Kommandoraum sowie im Notfallraum zur Verfügung.

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und in einem PSÜ-Bericht¹⁸⁸ zur Störfallinstrumentierung die Anforderungen, die Auslegung und getroffenen Massnahmen. Die Berichte enthalten die im Überprüfungszeitraum erfolgten Nachrüst-, Instandsetzungs- und Instandhaltungsmassnahmen.

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum wurden bezüglich Auslegung keine Änderungen vorgenommen, aber es gab diverse Anpassungen oder Ertüchtigungen:

- August 2001: Versetzung der Temperaturmessung der Reaktorniveaumessung für den Kernbereich vom Reaktorgebäude in den Relaisraum
- Dezember 2003: Ersatz der Aerosolüberwachung im Reaktorgebäude, im Maschinenhaus, im Aufbereitungsgebäude und im Filterraum
- September 2004: Teilersatz der Kamininstrumentierung
- Dezember 2004: Ersatz der Aerosolüberwachung in der Drywellschleuse, im Maschinenhaus Süd und im Zwischenlager
- August 2005: Ertüchtigung der Kreislaufstrahlungsüberwachung
- August 2008: Skalierung der Schreiber von Radioaktivitätsmessstellen angepasst
- August 2008: Kamingrenzwert der Aerosolmessung neu eingestellt
- September 2008: Alarmwerte der Aerosolmessung im Kamin neu eingestellt
- Februar 2009: Seismische Ertüchtigung der Aerosolmessgeräte

Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung der Störfallinstrumentierungseinrichtungen wird bei den entsprechenden Systemen behandelt.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Der Unterhalt der Störfallinstrumentierungseinrichtungen erfolgt bei den entsprechenden Systemen.

Bewertung

Die ODL-Störfallinstrumentierung entspricht dem Stand der Technik. Im Sinne einer präventiven Instandhaltung ist aber ein Teilersatz innerhalb des nächsten Überprüfungszeitraums vorgesehen.

Aufgrund der Zuverlässigkeit und der laufenden Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen ist die zuverlässige Erfüllung der Funktion der Störfallinstrumentierung auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinien ENSI-B12¹⁸⁹, ENSI-B14¹⁸⁵ und HSK-R-103¹⁹⁰

Beurteilung des ENSI

Bei den Einrichtungen der Störfallinstrumentierung wurden im Überprüfungszeitraum keine wesentlichen Änderungen vorgenommen. Meldepflichtige Ereignisse gab es keine. Das ENSI ist der Ansicht, dass die Störfallinstrumentierung bei entsprechender Instandhaltung auch im nächsten Überprüfungszeitraum seine Funktion im Anforderungsfall zuverlässig erfüllt.

5.5.3 Seismische Instrumentierung

Die seismische Instrumentierung (Erdbebeninstrumentierung) hält bei Überschreitung eines bestimmten Grenzwertes die Erdbebenwerte im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich fest. Die aufgezeichneten Daten können nachträglich für die verschiedensten Auswertungen verwendet werden.

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und in einem PSÜ-Bericht¹⁹¹ die Anforderungen, die Auslegung und den Betrieb der seismischen Instrumentierung.

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum wurden bezüglich bei der seismischen Instrumentierung keine Änderungen vorgenommen.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Instandhaltung im Überprüfungszeitraum

- Februar 2004: nach Erdbebenaufzeichnung vom 23. Februar 2004 alle Speicher zurückgesetzt
- Mai 2004: Überprüfung des Systems durch den Lieferanten
- November 2005: Geräte-Update der Software
- Mai 2006: Event-Speicher der Zentraleinheit wegen Überfüllung gelöscht
- November 2006: Freifeldgeber-Speicher zurückgesetzt
- Mai 2007: Freifeldgeber-Speicher zurückgestellt
- Juli 2007: Infolge Bauarbeiten in der Umgebung des Freifeldgebers musste der Speicher mehrfach zurückgestellt werden.
- Mai 2008: Freifeldgeber-Speicher zurückgestellt
- Juni 2008: Freifeldgeber-Speicher zurückgestellt
- Dezember 2008: Freifeldgeber-Speicher zurückgestellt
- Februar 2009: Freifeldgeber-Speicher zurückgestellt
- April 2009: Event-Speicher zurückgesetzt
- Juni 2009: LWL-Verbindung repariert

Die Hard- und Software der seismischen Instrumentierung soll in den nächsten Jahren erneuert werden.

Bewertung

Durch die Erneuerung der Hard- und Software kann die seismische Anlageninstrumentierung über den nächsten Überprüfungszeitraum hinaus zuverlässig weiterbetrieben werden.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie HSK-R-16¹⁹²

Beurteilung des ENSI

Bei der seismischen Instrumentierung wurden in der Betrachtungsperiode keine Änderungen vorgenommen. Meldepflichtige Ereignisse gab es keine. Das System soll in den nächsten Jahren ersetzt werden. Das ENSI ist der Ansicht, dass mit dem Ersatz des Systems seine Funktion auch im nächsten Überprüfungszeitraum zuverlässig erfüllt wird.

5.6 Reaktorsteuerung und -regelung

Die Reaktorsteuerung und -regelung hat folgende Anforderungen zu erfüllen:

- Die Reaktorleistung soll mit verschiedenen Verfahren geregelt werden können.

- Die Leistungsverteilung innerhalb des Reaktorkerns soll eingestellt werden können.
- Ein einzelner Komponenten- oder Operateurfehler soll ohne Schaden am Reaktor oder am Kühlsystem beherrscht werden.
- Fehlfunktionen aus Störungen von Anlagenschutzfunktionen sollen verhindert werden.
- Die Sicherheitsgrenzwerte des Brennstoffes müssen eingehalten werden.

5.6.1 Umwälzregelung

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und in einem PSÜ-Bericht¹⁹³ die Anforderungen und die Auslegung der Umwälzregelung. Die Vorgaben für die Instandhaltung der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen des KKM sind im Prozess „Elektrische Instandhaltung“ festgehalten. Das Reaktor-Umwälzsystem hat für die Zwangskühlung des Reaktorkerns zu sorgen. Die Reaktorleistung kann durch eine Änderung der Reaktor-Umwälzmenge innerhalb bestimmter Grenzen verändert werden.

Angaben des KKM

Das KKM hat in der Revision 2010 das bauoriginale Antriebsystem für die Reaktor-Umwälzpumpen inklusive Umwälzregelung erneuert. Dabei wurden die beiden bisherigen rotierenden Umrichter (Motor-Generator-Gruppen) durch statische Umrichter ersetzt. Bei der Umwälzsteuerung und -regelung wurde neu eine digitale Lösung (ABB P13) eingesetzt.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie HSK-R-46¹⁹⁴

Beurteilung des ENSI

Die Einrichtungen für die Steuerung der Umwälzregelung wurden während der Revision 2010 in digitaler P13-Leittechnik der Firma ABB neu installiert. Das KKM besitzt bereits Erfahrungen mit Regelungen in P13-Technik (z. B. Reaktorvordruckregelung). Das ENSI ist der Ansicht, dass nach den Erfahrungen mit den bisherigen Systemen in gleicher Technik das neue System bei entsprechender Instandhaltung seine Funktion auch im nächsten Überprüfungszeitraum zuverlässig erfüllen wird.

5.6.2 Stabsteuerung

Die Stabsteuerung dient zum Ein- und Ausfahren einzelner Steuerstäbe. Über die Leittechnik werden vier Steuerventile eines Steuerstabantriebes betätigt, welche über hydraulische Steuerungen den ausgewählten Steuerstab bewegen. Über die Reaktorhandsteuerung kann jeweils nur ein einzelner Stab bewegt werden.

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ die Aufgaben und die Auslegung der Reaktor-Handsteuerung. Das Steuerstabantriebssystem wird in einem PSÜ-Bericht¹⁹⁵ bewertet.

Generell führt das Ausfahren eines Steuerstabes zu einem Reaktivitätseintrag in den Kern. Dies führt zu einem Ansteigen der Reaktorleistung, bis die Zunahme der Brennstofftemperatur und die zusätzlichen Dampfblasen die durch das Ausfahren des Steuerstabes verursachte Veränderung der Reaktivität wieder ausgleichen. Wenn ein Steuerstab eingefahren wird, ist die Wirkung umgekehrt.

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum wurden bei der Stabsteuerung keine Änderungen vorgenommen.

Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung erfolgte fachspezifisch innerhalb der Prozessgruppe Instandhaltung im Überprüfungszeitraum unter Berücksichtigung der Richtlinie HSK-R-51 und der von der GSKL-AÜP-Arbeitsgruppe erarbeiteten Dokumente.

Bewertung

Die durchgeführten Überprüfungen ergaben keine Beanstandungen mit sicherheitstechnischer Relevanz. Die zuverlässige Funktion der Stabsteuerung ist auch in den nächsten Jahren sichergestellt.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie HSK-R-46¹⁹⁴

Beurteilung des ENSI

Das ENSI betrachtet die Stabsteuerung als geeignet, um die Funktion auch im nächsten Überprüfungszeitraum zuverlässig zu erfüllen.

5.6.3 Stabwertbegrenzung

Die Stabwertbegrenzung besteht aus einem Rechner- und einem Anzeigesystem (Pultaufsatz TP3). Der Stabwertbegrenzung-Rechner steht in Verbindung mit dem Anlagenrechner, der Stabpositionsanzeige (RPIS) und der Reaktorhandsteuerung. Die Stabwertbegrenzung errechnet zulässige Fahrfolgen, vergleicht sie mit dem aktuellen Stabmuster und prüft, ob die vom Operateur verlangte Stabbewegung erlaubt ist. Abweichungen von der Soll-Fahrfolge werden gemeldet und unerlaubte Fahrbewegungen durch Fahrblockierungen verhindert. Neben dem An- und Abfahren der Anlage überwacht die Stabwertbegrenzung die Stabbewegung zur Überprüfung der Abschaltreaktivität (inklusive Einzelstabtest).

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet die Aufgaben und die Auslegung der Stabwertbegrenzung im Sicherheitsbericht³ und in einem PSÜ-Bericht.¹⁹¹

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum wurden bei der Stabwertbegrenzung keine Änderungen durchgeführt.

Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung erfolgte fachspezifisch innerhalb der Prozessgruppe Instandhaltung im Überprüfungszeitraum unter Berücksichtigung der Richtlinie HSK-R-51 und der von der GSKL-AÜP-Arbeitsgruppe erarbeiteten Dokumente.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Der Stabwertbegrenzungsrechner-Rechner besitzt ein internes Selbsttest- und Diagnosesystem, das einer optimalen Verfügbarkeit dient. Auch die frei programmierbaren Tasten und Anzeigen sind testbar, um Hardwarefehler erkennen zu können.

Bewertung

Die angewandte Instandhaltungspraxis gewährleistet, dass die wichtigen Betriebs- und Regelsysteme auch über den Überprüfungszeitraum hinaus ihre Aufgaben sicher und zuverlässig erfüllen.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie HSK-R-46¹⁹⁴

Beurteilung des ENSI

Das ENSI betrachtet die Stabwertbegrenzung als geeignet, um die Funktion auch im nächsten Überprüfungszeitraum zuverlässig zu erfüllen.

5.6.4 Mensch-Maschine-Schnittstelle

5.6.4.1 Arbeitsplätze im Kommandoraum

Angaben des KKM

Änderungen

Das KKM geht in einem PSÜ-Bericht⁵ detailliert auf die Veränderungen des Kommandoraums ein, welche 1991 begannen und im Überprüfungszeitraum abgeschlossen wurden. Aufgrund neu installierter Systeme und Massnahmen zur Verbesserung der Betriebsüberwachung gab es im Kommandoraum neue Bedienungs- und Überwachungselemente. Auch die Pultbelegung wurde verschiedentlich angepasst. Änderungen bei Kommandoraumpulten unterliegen dem Anlageänderungsverfahren. Das zulassungspflichtige Betriebspersonal bestimmte massgeblich die Art und Weise der Umsetzung. Wo möglich und zweckmässig, wurden die Änderungen zuerst am Simulator getestet.

Bewertung

Die Neuordnung der Funktionsbereiche hat sich im Normalbetrieb wie auch bei Betriebsstörungen bewährt. Das Schichtpersonal beurteilt die Arbeitsbedingungen als optimal.

Die Empfehlungen bezüglich Mensch-Maschine-Schnittstelle der OSART-Mission 2001 wurden aufgenommen und umgesetzt und in der Follow-up Mission wurden die umgesetzten Massnahmen positiv und als abgeschlossen bewertet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7 Bst. a KEV

Art. 10 Abs. 1 Bst. j KEV

Beurteilung des ENSI

Soweit die Veränderungen des Kommandoraums bereits in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007²⁵ beurteilt worden sind, wird an dieser Stelle auf eine nochmalige Beurteilung verzichtet.

Das KKM hat im Überprüfungszeitraum keine weiteren grösseren Änderungen im Kommandoraum durchgeführt. Es liess die Anordnung im Kommandoraum durch eine externe Firma überprüfen. Daraus resultierten Detailanpassungen an den Pulten, der Farbgebung, bei den Grossbildschirmen, der Pultanordnung und die Anschaffung eines Einzelplatzrechners für jeden Arbeitsplatz. Weitere Detailänderungen von Bedienelementen sind im Rahmen von Anlageänderungen erfolgt. Um mehr Platz zu schaffen und Lärm sowie die Brandgefahr zu reduzieren wurden die zentralen Rechner aus dem Kommandoraum entfernt und in einem separaten Raum platziert. Eine Änderung ist zur Zeit noch nicht abgeschlossen, sie betrifft die Wireless-Bedienung der Grossbildschirme. Die Mitarbeitenden wurden und werden bei Änderungen jeweils einbezogen. Seit zwei Jahren ist eine Arbeitsgruppe für Verbesserungspotenziale im Kommandoraum im Einsatz.

5.6.4.2 Prozessvisualisierungssystem

Angaben des KKM

Änderungen

In der Revision 2009 wurde das redundante Prozessrechnersystem durch eine serverbasierte Ausführung ersetzt. Dabei wurde auch das PVS auf das neue Betriebssystem migriert, wie im Bericht zur Mensch-Maschine-Schnittstelle dargelegt.⁵

Bewertung

Das Prozessvisualisierungssystem (PVS) wurde über den aktuellen Überprüfungszeitraum erfolgreich betrieben. Hinsichtlich der Funktion erfolgten keine grundsätzlichen Änderungen. Neben dem normalen Unterhalt wurden unter Einbezug der Anwender – Schichtpersonal und Picketingenieure – neue Bilddarstellungen entwickelt. Die Benutzerfreundlichkeit und die weitgehend vertraute Bilddarstellung haben zur hohen Akzeptanz beigetragen. Die 5 Grossbildschirme erlauben eine gute Anlage-Überwachung bei Fahrmanövern oder bei Transienten. Der Gebrauch des Systems wird am Simulator geschult. Das PVS trägt wesentlich zu einer professionellen Störungsbeherrschung bei. Die OSART-Mission beurteilte das PVS als optisch klar, modern und es ermöglicht den Schichtmitarbeitern den Anlagenstatus zu beobachten und Trends oder Parameter leicht zu erkennen. Es wurde als eine „good practice“ beurteilt.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie HSK-R-46¹⁹⁴

Beurteilung des ENSI

Das Prozessrechnersystem wurde im Zusammenhang mit dem Ersatz des Prozessrechnersatz 2009 neu installiert. Das System gab im Überprüfungszeitraum zu keiner wesentlichen Beanstandung Anlass. Das ENSI ist der Ansicht, dass mit dem Ersatz des Systems seine Funktion auch im nächsten Überprüfungszeitraum zuverlässig erfüllt wird.

5.7 Stromversorgung

Die elektrische Energieversorgung des KKM wird durch interne und externe Stromquellen abgedeckt. Bei Ausfall der beiden Turbogeneratoren und der externen Netzanbindung erfolgt die Stromversorgung der sicherheitsrelevanten Verbraucher kurz- und langfristig durch die Notstromversorgung und die Notstandnotstromversorgung. Hierzu gehören die Gleichstrom- und die unterbrechungslosen Wechselstromversorgungssysteme, die 1,8-MVA-Dieselanlage, die beiden 16-kV-Einspeisungen aus dem Wasserkraftwerk Mühleberg sowie die beiden 0,8-MVA-Notstandsdieselanlagen.

Die Stromversorgung stellt die notwendig elektrische Energieversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II (vgl. Kapitel 2.2.2) bei Störfällen sicher, sofern diese Aufgabe durch die normalen Block- und Eigenbedarfs-Versorgungsanlagen nicht mehr erfüllt werden kann.

Die Notstands-Notstromversorgung stellt die notwendige Energieversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV (vgl. Kapitel 2.2.2) nach einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bei externen Ereignissen (z. B. Erdbeben, Blitzschlag Überflutung) und nicht-naturbedingten äusseren Einwirkungen (z. B. Explosion, Grossbrand, Einwirkungen Dritter) sicher.

Angaben des KKM

Das KKM hat zur Notstromdieselanlage¹⁹⁶, zur Notstromdieselanlage des SUSAN¹⁹⁷, zur Eigenbedarfsanlage¹⁹⁸ und zum Eigenbedarf des SUSAN¹⁹⁹ PSÜ-Berichte eingereicht und darin das Instandhaltungsprogramm, die Wiederholungsprüfungen, die Betriebsvorschriften und die durchgeführten Änderungen dargelegt.

Im Überprüfungszeitraum wurden an den sicherheitsrelevanten elektrischen Versorgungssystemen zahlreiche Instandhaltungsmassnahmen durchgeführt. Neben den üblichen Tätigkeiten sind namentlich die folgenden Massnahmen erwähnenswert:

- Ersatz diverser Batterien der Notstromversorgung und der Notstand-Notstromversorgung
- Ersatz der Elektrolytkondensatoren bei diversen Gleichrichtern
- Ersatz der Wechselrichter der beiden Notstand-Notstromversorgungsstränge
- Ersatz der Leistungsschützen bei den 380-V-Einschüben

Erfahrungen aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Im Überprüfungszeitraum gab es zwei meldepflichtige Vorkommnisse:

- Gelöste Abdichtschaube am Zylinderkopf des Diesels 90²⁰⁰

Am 11. September 2001 wurde der periodische Testlauf des Diesels 90 durchgeführt. Nach dem erfolgreich ausgeführten Testlauf hörte der Vor-Ort-Operator beim Kaltfahren des Diesels ungewöhnliche Pfeifgeräusche. Zur Abklärung der Ursache und zur Reparatur wurde der Diesel abgesichert. Als Ursache wurde eine gelöste Abdichtschaube bei der Startventilbohrung eines Zylinders auf der nicht mit Startluft versorgten Seite des V-Motors gefunden. Diese Abdichtschaube hat nur einen geringen Einfluss auf das Leistungsverhalten des Diesels, so dass dieser im Anforderungsfall voll zur Verfügung gestanden wäre.

Alle 6 Abdichtschauben wurden ausgebaut, überprüft und die Kupfer-Dichtringe ersetzt. Die gelöste Abdichtschaube wurde an der Dichtfläche überdreht.

- Nichtstarten des Dieselgenerators 190A0001A der SUSAN Division A bei Test²⁰¹

Bei der gemäss den Technischen Spezifikationen geforderten monatlichen Durchführung des Testlaufes des Notstromdieselgenerators SUSAN Division A (Checkliste WPI 90-7N) startete der Dieselgenerator am 16. April 2002 nicht unmittelbar beim ersten Mal. Die Störungssuche ergab, dass das Anlassventil 190V301A beim ersten Startversuch mechanisch nicht schaltete. Ein zweiter Startversuch war erfolgreich.

Wegen eines Fremdkörpers im Ventil wurde das Anlass-Magnetventil ersetzt.

Das KKM hält abschliessend fest, dass mit den praktizierten Instandhaltungsmassnahmen das Funktionieren der Stromversorgungseinrichtungen auch für die kommenden Jahre gewährleistet ist.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinien HSK-R-23⁶⁰, HSK-R-31¹⁸⁶, HSK-R-35¹⁸⁷, HSK-R-46¹⁹⁴ und ENSI-B01⁶¹

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Im Zusammenhang waren meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen. Die Störungen betrafen Notstromdiesel-Generatoren und waren von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (Kategorie B beziehungsweise Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15).^{202,203} Die Einzelfehler konnten durch Komponentenersatz oder durch Neujustierungen behoben werden.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der Notstromversorgung eine angemessene Praxis. Die im Überprüfungszeitraum festgestellten Befunde waren auf unabhängige Einzelfehler zurückzuführen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKM deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab. Für die 1E-klassierten Systeme der Notstromversorgung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen durch die Aufsichtsbehörde gefordert und durch das KKM implementiert und angewendet worden.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparatur und Wartungsarbeiten wurden vom KKM durch qualifiziertes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte ausgeführt. Es zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus deren Durchführung. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten und Stillstandsberichten der jeweiligen Jahresrevision wahrgenommen und zeigte keine Besonderheiten.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKM an, dass die Notstromeinrichtungen aufgrund der konsequenten Anwendung der Instandhaltung in einem guten Zustand sind und zuverlässig arbeiten.

5.8 Brandschutz

Die Aufgaben des Brandschutzes sind:

- Verhinderung von Bränden
- Erkennen und rasches Löschen entstandener Brände, um den Schaden zu begrenzen
- Verhinderung unzulässiger Auswirkungen von Bränden, die nicht gelöscht werden konnten, um deren Auswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Anlagenfunktionen in zulässigen Grenzen zu halten

Diese Zielsetzungen sollen durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht werden.

Angaben des KKM

KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und PSÜ-Berichten^{66,204,205} die Erfahrungen und die Massnahmen des baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzes.

Im Überprüfungszeitraum wurde das Brandschutzkonzept eingereicht und mit beachtlichen Nachrüstungen im Bereich der Brandabschnittsbildung und der automatischen Detektions- und Löschanlagen vollständig umgesetzt.

Baulicher Brandschutz

Grundsätzlich bildet jedes Gebäude einen eigenen Brandabschnitt. Dies trifft für folgende Gebäude zu: Reaktorgebäude, SUSAN-Gebäude, Betriebsgebäude, Maschinenhaus, Maschinenhaus-Anbau Süd, Aufbereitungsgebäude, Kaminfuss, Zwischenlager für radioaktive Abfälle, Pumpenhaus

Jedes Gebäude enthält weitere Brandabschnitte. Die Treppenhäuser sind als eigene Brandabschnitte ausgebildet und gewährleisten im Brandfall die sichere Flucht aus den Gebäuden. Redundante Stränge der Sicherheitssysteme sind brandschutztechnisch separiert.

Im Brandschutzkonzept werden die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte mit den darin vorhandenen Brandlasten und die betrieblichen (organisatorischen) Brandschutzmassnahmen angegeben.

Als bauliche Massnahme hat das KKM im Überprüfungszeitraum in den sicherheitsrelevanten Gebäuden zusätzliche Brandabschnitte realisiert, welche die Brandausbreitung verhindern. Die Unterteilung erfolgte nach den anlagen- und brandtechnischen Gegebenheiten (Redundanzentrennung und Brandlasten) gemäss den Vorgaben im Brandschutzkonzept.

Technischer Brandschutz

Im KKM werden grundsätzlich alle Räume, welche eine Brandbelastung aufweisen können, bezüglich Brand durch Brandmelder überwacht. Dabei werden Ionisations-Rauchmelder, Streulicht-Rauchmelder, Wärmedifferenzialmelder oder lineare Rauchmelder verwendet. Zusätzlich sind in der Regel bei allen Haupteingängen von Gebäuden und Stockwerken Handalarmtaster angebracht. Die Brandmeldeanlage ist modernisiert worden, so dass in allen sicherheitsrelevanten Gebäuden Vollüberwachung vorhanden ist.

Im Rahmen vorbeugender Instandhaltung werden jährliche Revisionen aller Brandmeldezentralen inklusive Leitsystem und Schlusstest mit Überprüfung der angeschlossenen Brandfallsteuerungen durchgeführt.

Die Bereiche mit grosser Brandgefährdung oder hoher sicherheitstechnischer Bedeutung, schwierigen Brandbekämpfungsbedingungen sowie hoher Wertkonzentration sind mit stationären Löschanlagen ausgerüstet. Die meisten dieser Löschanlagen werden automatisch ausgelöst. Im KKM sind Sprühflutanlagen, Schaumlöschanlagen und Gaslöschanlagen vorhanden.

Die Brandfallsteuerung wird über ein von der Bereichszentrale getrennt geführtes Versorgungsnetz sichergestellt. Brandfallgesteuert werden die Lüftungsanlage, Rauch- und Wärmeabzugsanlagen, Brandschutzklappen, Brandschutztüren, Löschanlagen sowie Aufzüge. Die Rückmeldungen der angesteuerten Komponenten erfolgen über das Alarmleitsystem.

Zur Löschwasserversorgung stehen als Bezugsquellen das Hochreservoir Runtigenrain, das Grundwasserpumpwerk Rewag sowie die Notfallversorgung ab Aare mit Motorspritze zur Verfügung.

Innenhydranten respektive Wasserlöschposten sind überwiegend an Hauptverkehrs-, Flucht- und Angriffswegen platziert. Die Aussenhydranten sind an der Ringleitung des Trink- und Löschwassernetzes angeschlossen.

Betrieblicher Brandschutz

Die administrativen und organisatorischen Massnahmen zur Brandverhütung und zum Brandschutz sind im Kraftwerksreglement und in einer internen Weisung festgelegt.

Das KKM verfügt über eine grosse Betriebsfeuerwehr. Die Ausbildung der Betriebsfeuerwehr erfolgt gemäss den Richtlinien des Schweizerischen Feuerwehrverbandes. Neben internen Übungen werden auch periodisch gemeinsame Übungen mit der Berufsfeuerwehr der Stadt Bern und der Atemschutzgruppe des Wasserkraftwerkes durchgeführt.

Zur Unterstützung der KKM-Betriebsfeuerwehr stehen bei einem Brandereignis im KKM zusätzlich die Berufsfeuerwehr der Stadt Bern sowie die Ortsfeuerwehr Mühleberg zur Verfügung.

Rund alle zwei Jahre wird das nicht in der Feuerwehr eingeteilte Personal in der Brandbekämpfung mit Kleinlöschgeräten ausgebildet.

Die Brandschutzeinrichtungen werden periodisch durch ausgebildete und qualifizierte KKM Mitarbeiter oder durch Fachfirmen gemäss VKF gewartet. Zudem werden alle für den Brandschutz wichtigen Einrichtungen und Anlagen periodisch gemäss Checkliste durch die Schicht überprüft.

Bewertung

Im Rahmen des Überprüfungszeitraums ist das revidierte Brandschutzkonzept 2005 erstellt und umgesetzt worden. Das KKM hält fest, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen alle Forderungen des Brandschutzkonzeptes erfüllt sind. Sämtliche aus der Umsetzung des Konzeptes resultierenden Änderungen wurden durch das ENSI begutachtet und genehmigt.

Das zum Zeitpunkt der PSÜ 2000 noch fehlende Konzept der Brandfallsteuerungen wurde erstellt, in das Brandschutzkonzept integriert, vom ENSI freigegeben und vom KKM umgesetzt.

Aus Sicht des Betreibers wurden alle behördlichen Anforderungen bezüglich Brandschutz für KKM auch für Überprüfungszeitraum der PSÜ 2010 erfüllt.

Im Überprüfungszeitraum wurden periodische Wiederholungsprüfungen und tägliche Kontrollen durchgeführt. Die Resultate der durchgeführten Prüfungen haben die Funktionstüchtigkeit der KKM-Brandschutzanlagen bestätigt. Die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen wurde zu jeder Zeit sichergestellt.

Beurteilungsgrundlage

Brandschutzvorschriften der Vereinigung Kantonalen Feuerversicherungen

Richtlinie HSK-R-50²⁰⁶

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat im Überprüfungszeitraum die Anlage bautechnisch nachgerüstet. Es wurden die gemäss dem Brandschutzkonzept vorgegebenen Brandabschnitte realisiert. Die betrieblichen und technischen Massnahmen wurden entsprechend angepasst.

Das KKM macht im Brandschutzkonzept Angaben zu Löschwasserauffangvolumen in den kontrollierten Zonen. Für die Löschwasserrückhaltung in den übrigen Bereichen der Anlage – auch ausserhalb der Gebäude (namentlich im Bereich der Transformatoren) – macht der Betreiber keine Angaben. Das ENSI stellt deshalb die folgende Forderung:

Forderung 5.8-1

Ein Löschwasserrückhaltekonzept für die Gesamtanlage inklusive der Grobplanung eventuell notwendiger Anpassungen ist zu erstellen und dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 einzureichen.

Aus Sicht des ENSI erfüllen die im KKM vorhandenen Massnahmen des Brandschutzes die nationalen und internationalen Vorschriften bezüglich des Brandschutzes in Kernkraftwerken und sind daher geeignet, den Schutz der Anlage gegen ein Brandereignis langfristig sicherzustellen.

Aus den Prüfungen und Revisionen der Brandschutzeinrichtungen sind keine besonderen Vorkommnisse zu vermerken. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren und bei Inspektionen von der Funktionstüchtigkeit und dem guten Zustand der Einrichtungen.

5.9 Blitzschutz

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl Einschlagort als auch die Grösse der Blitzstromparameter Zufallsdaten sind. In einem Kernkraftwerk sind dabei, neben dem Personen- und Gebäudeschutz auch die Funktionen der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten. Beim KKM ist es auslegungsgemäss hinreichend, die SUSAN-Systeme gegen die Folgen eines Blitzeinschlages zu schützen. Dadurch ist gewährleistet, dass die Anlage auch nach einem Blitzeinschlag sicher abgestellt, gekühlt und drucklos gefahren werden kann.

Die äusseren Blitzschutzmassnahmen haben die Aufgabe, den Blitzstrom an der Oberfläche des zu schützenden Objektes aufzufangen und gefahrlos in die Erde abzuleiten. Durch die inneren Blitzschutzmassnahmen müssen Blitzüberspannungen innerhalb der Gebäude auf einen Wert unterhalb der nachgewiesenen Spannungsfestigkeit der eingesetzten Leittechnikgeräte begrenzt werden.

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und in einem PSÜ-Bericht²⁰⁷ die blitzschutztechnischen Anforderungen, die Auslegung und die getroffenen Massnahmen. Der PSÜ-Bericht behandelt die im Überprüfungszeitraum erfolgten Instandsetzungs-, Instandhaltungs- und Nachrüstmassnahmen. Auch werden vier im Überprüfungszeitraum erkannte Blitzeinschläge mit blitzbedingten Störungen beschrieben.

Das KKM hat im vorgelegten Bericht bezüglich der Blitzschutzmassnahmen festgehalten, dass im Überprüfungszeitraum an den bezüglich Blitzschutz sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden (Reaktorgebäude, SUSAN-Interface und SUSAN-Gebäude) keine Änderungen durchgeführt wurden. Anpassungen bei den

Blitzschutzmassnahmen erfolgten bei neuen Gebäuden, bei Erweiterungen und Umbauten von bestehenden Gebäuden.

Blitzschläge

Am 8. Mai 2003 fiel um 21:24 die 220-kV-Leitung Mühleberg-Galmiz-Kerzers wegen eines Blitzschlages für einige Minuten aus. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

Am 8. Juli 2004 fiel um 15:03 die 220-kV-Leitung Mühleberg-Pieterlen wegen eines Blitzschlages kurzzeitig aus. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

Am 16. April 2005 führte ein Blitzeinschlag in die 220-kV-Unterstation Mühleberg-West zu kurzen Spannungsschwankungen im Eigenbedarfs-Netz. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

Am 30. Juni 2009 erfolgten Blitzeinschläge in die 220-kV-Leitungen. Beim ersten Einschlag um 17:38 erfolgte ein Anlauf des Maximalstromrelais Phase T des Generators A. Eine Auslösung des Maximalstromrelais erfolgte nicht, da hierfür das Signal drei Sekunden anstehen muss und ein Blitzvorkommnis im Millisekundenbereich abläuft. Ein weiterer Blitzeinschlag um 18:04 löste den Anlauf der Maximalstromrelais der Phase S beider Generatoren aus. Ebenfalls startete der Diesel 90 im Leerlauf. Die Hilfskühlwasserpumpe B schaltete auf das Reserve-Aggregat A um. Bei beiden Turbogruppen wurde die Stopp-Funktion des Turbomaten ausgelöst. Die Ortsdosisleistungsmessung einiger Strahlenpegelwächter wurde beeinflusst. Nach einer Anlagenkontrolle wurden die entsprechenden Systeme in den ursprünglichen Zustand gebracht und die anstehenden Alarme quittiert.

Das KKM kommt zum Schluss, dass die Blitzschutzmassnahmen derart ausgelegt sind, dass bei Auslegungsblitzen eine sichere Abschaltung und die Abfuhr der Nachzerfallswärme sichergestellt sind. Unter Berücksichtigung der notwendigen Instandhaltung kann der Blitzschutz auch für die kommenden Jahre gewährleistet werden.

Beurteilungsgrundlage

ASK-Brief vom 23. März 1979²⁰⁸

KTA-Regel 2206²⁰⁹

SEV-Norm 4022²¹⁰

Norm IEC/EN 62305-1²¹¹

Norm IEC/EN 62305-2²¹²

Norm IEC/EN 62305-3²¹³

Norm IEC/EN 62305-4²¹⁴

Beurteilung des ENSI

Wesentliche Änderungen bei den Blitzschutzeinrichtungen wurden im Überprüfungszeitraum keine durchgeführt. Anpassungen erfolgten im Rahmen der Instandhaltung. Daher sind die in den sicherheitstechnischen Stellungnahmen des ENSI von 2002²⁴ und 2007²⁵ gemachten Aussagen bezüglich Blitzschutz weiterhin gültig.

Bei den ersten drei registrierten Blitzeinschlägen in 220-kV-Leitungen und in die Unterstation Mühleberg war der Anlagenbetrieb nicht betroffen. Bei den Blitzeinschlägen am 30. Juni 2009 wurden einige Systeme beeinflusst. Es wurden weder Sicherheitsfunktionen negativ beeinflusst noch waren die gegen Blitzschlag geschützten SUSAN-Systeme betroffen. Das ENSI sieht bei den Vorkommnissen keine unzulässigen Auswirkungen auf die Anlage.

Nach aktuellem Stand des Wissens sind die Blitzschutzvorkehrungen des KKM geeignet, um die Sicherheit der Anlage (Abschalten des Reaktors und Nachwärmeabfuhr) auch nach einem Blitzeinschlag zu gewährleisten. Werden die vorgesehenen Instandhaltungsmassnahmen umgesetzt, so ist der Schutz der Anlage gegen Blitzeinschlag nach Ansicht des ENSI in den nächsten Jahren weiterhin gewährleistet.

5.10 Kommunikationsanlagen

Die internen Kommunikationsanlagen werden sowohl für den normalen Leistungsbetrieb als auch bei Störfällen benötigt. Ihre Funktion darf auch bei Störfällen nicht in unzulässiger Weise beeinträchtigt werden.

Angaben des KKM

Das KKM beschreibt und bewertet im Sicherheitsbericht³ und einem PSÜ-Bericht¹⁹¹ die Anforderungen, die Auslegung und die getroffenen Massnahmen für die Übermittlungseinrichtungen. Im Weiteren enthält der Bericht die im Überprüfungszeitraum erfolgten Instandsetzungs-, Instandhaltungs- und Nachrüstmassnahmen.

Im KKM sind folgende Einrichtungen vorhanden:

- Telefonanlagen kombiniert mit Ortungssystem und Alarmserver
- Gegensprechanlage im Betriebs-, Reaktor- und SUSAN-Gebäude sowie im Maschinenhaus
- Sprech-Funkanlage
- Lautsprecheranlage im gesamten Areal für Durchsagen und Alarmierungen

Für die im normalen Betrieb notwendigen Instandhaltungsmassnahmen, wie z. B. Wartung und Prüfung von Systemen und Komponenten, sind die Kommunikationssysteme redundant vorhanden. Diese Redundanz besteht auch für die bei einem Störfall benötigten Kommunikationsmittel. Die Zentralen der verschiedenen Systeme sind an räumlich getrennten Orten im Betriebsgebäude untergebracht. Bei einem lokalen Ereignis wie z. B. bei einem Brand sollten somit nicht mehrere Systeme gleichzeitig ausfallen. Zudem werden diese Einrichtungen von eigenen Batterien oder von sicheren (batteriegestützten) Schienen angespiesen. Die Kommunikationseinrichtungen zum SUSAN-Gebäude sind durch Lichtwellenleitertechnik von der übrigen Anlage galvanisch getrennt. Weitere Eigenschaften sind:

- Die Funkverbindung zwischen Reaktor- und SUSAN-Gebäude ist durch eine spezielle Betriebsart auch bei einem Ausfall der Fixstationen sichergestellt.
- Bei einem Sicherheitserdbeben (SSE) bleibt die Kommunikation in und zwischen den dafür klassierten Gebäuden (Reaktor- und SUSAN-Gebäude) auch über die Gegensprechanlage sichergestellt. Hingegen muss mit einem Ausfall der Telefon- und der Lautsprecheranlage gerechnet werden, da sich deren Zentralen im Betriebsgebäude befinden.
- Bei einer Überflutung des Geländes bis auf +6 m (maximales Niveau) bleibt die Kommunikation zwischen Reaktor- und SUSAN-Gebäude mindestens über die Gegensprechanlage und die Funkverbindung gewährleistet. Die übrigen internen Kommunikationsverbindungen (Telefon, Lautsprecheranlage) werden, sofern keine Accident-Management-Massnahmen getroffen werden, nach einiger Zeit infolge Erschöpfung der Notstrombatterien ausfallen.

Änderungen

Die Funkanlage wurde im Jahr 2003 durch ein digitales Bündelfunksystem ersetzt.

Alterungsüberwachung

Ausser dem im Abschnitt Reparaturen genannten alterungsbedingten Ersatz von Kondensatoren gab es keine weiteren nennenswerten alterungsbedingten Befunde bei den internen Kommunikationsanlagen.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Im Überprüfungszeitraum sind die Elektrolytkondensatoren der Gegensprechanlage ersetzt worden. Die übrigen Instandsetzungsarbeiten betrafen Zufallsausfälle oder technische Veralterung (z. B. Software-Updates).

Bewertung

Mit den erwähnten Anlagen steht eine Vielfalt unabhängiger Kommunikationsmittel zur Verfügung, die zu einem zuverlässigen und sicheren Kraftwerksbetrieb beitragen. Zurzeit sind keine absehbaren Änderungen vorgesehen. Die Kommunikationssysteme im KKM werden auch über den nächsten Überprüfungszeitraum hinaus funktionstüchtig bleiben.

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie HSK-R-35¹⁸⁷

Richtlinie ENSI-B01⁶¹

Aktennotiz ENSI-AN-7219²¹⁵

Beurteilung des ENSI

Die Kommunikationsanlagen des KKM stehen im täglichen Gebrauch. Mögliche Unverfügbarkeiten werden daher rasch festgestellt und behoben. Im Überprüfungszeitraum sind keine grösseren Probleme aufgetreten.

Aus Sicht des ENSI erfüllen die Kommunikationsanlagen des KKM die Anforderungen und sind geeignet, die Kommunikationsbedürfnisse im normalen Leistungsbetrieb wie auch bei Störfällen in den nächsten Jahren zu gewährleisten.

5.11 Strahlenmesstechnik (inkl. Nachunfall-Probenahmesystem)

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Abgabe 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
- automatische Anregung geeigneter Gegenmassnahmen beim Überschreiten von Grenzwerten (z. B. Isolation des Containments)
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung)
- Erfassung der Strahlendosen und eventueller Kontaminationen des Personals

Zusätzlich müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können;
- Hinweise auf den Störfallablauf geben und wichtige radiologische Parameter aufzeichnen;
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten und
- ausreichende Informationen zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht liefern.

Angaben des KKM

Das KKM hat die Strahlenschutzmesstechnik im Sicherheitsbericht³ und in PSÜ-Berichten^{116, 188, 216, 217} beschrieben und bewertet.

Im KKM werden zur Überwachung des Normalbetriebs folgende Strahlenmesssysteme eingesetzt:

- ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen
- Messsysteme zur Raumluftüberwachung

- Aktivitätsüberwachung der Fortluft des Kamins, des Zwischenlagers und der kontrollierten Zone des Betriebsgebäudes
- Aktivitätsüberwachung des Abwassers und der Kreisläufe
- Personen- und Materialkontaminationskontrolle
- Personendosimetriesysteme und Inkorporationsmessung

Laut Technischer Spezifikation gehören zur Störfallinstrumentierung des KKM folgende Messeinrichtungen:

- 2 Dosisleistungsmonitore zur Überwachung der Dosisleistung im Containment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)
- 6 Dosisleistungsmonitore im Reaktorgebäude
- 1 Weitbereichsdosisleistungsmonitor im Kamin und an der Notabluftleitung
- Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft auf Edelgase, Aerosole und Iod
- Aktivitätsüberwachung des Abwassers
- 2 Dosisleistungsmonitore im Maschinenhaus
- Überwachung des SUSAN-Kühlwassers vor dem Auslauf in die Aare

Zusätzlich steht ein Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System – PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Drywells, Torus und Reaktorgebäudes sowie zur Entnahme von Reaktor- und Toruswasser zur Verfügung.

Das KKM hat in den letzten 10 Jahren den Messgerätepark erheblich erweitert und modernisiert. Im 10-jährigen Überprüfungszeitraum kam es an den rund 110 Strahlenmesssystemen zu rund 240 Störungsbehebungen und Reparaturen. Sämtliche Störungen an der Strahlenschutzinstrumentierung konnten innerhalb der durch die Technische Spezifikation vorgegebenen Zeiten behoben werden.

Im Überprüfungszeitraum wurden an der Strahlenschutzmesstechnik folgende freigabepflichtigen Änderungen durchgeführt:

- 2003 und 2004: Ersatz der fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumluft
- 2003 und 2004: Teilersatz der Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft
- 2004: Erweiterung der ODL-Messung am Arealzaun
- 2005: Ertüchtigung der Kreislaufstrahlungsüberwachung, verbunden mit einer Erhöhung des Redundanzgrades von zwei auf vier Kanäle bei den ODL-Messungen am Abluftkanal des Reaktorgebäudes
- 2005: Ertüchtigung der Störfallfestigkeit zweier Dosisleistungsmonitore im Maschinenhaus (Pendenz P33/2002, vgl. Kapitel 2.3.2.1.2)
- 2006: Realisierung des Messsystems zur Überwachung der Fortluft aus der kontrollierten Zone des Betriebsgebäudes (Pendenz P30/2002, vgl. Kapitel 2.3.2.1.2)
- 2009: erdbebenfeste Befestigung der fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumluft (HSK-Forderung PSÜ-6.13-2, vgl. Kapitel 2.3.2.2.2)
- 2009: Modernisierung des Ganzkörperzählers der Inkorporationsmessstelle hinsichtlich Temperaturstabilität während der Messung

Folgende Änderungen im Überprüfungszeitraum waren zwar nicht freigabepflichtig, sind aber erwähnenswert:

- 2004: Ersatz der Elektronik der beiden Personen-Vormonitore im Betriebsgebäude auf +8 m und zusätzliche Ausrüstung mit Handmessboxen
- 2008: Ersatz der Radioaktivitätsmessanlage an der Fahrzeugschleuse Nord

Während des Überprüfungszeitraums wurde eine Reihe von mobilen und tragbaren Messgeräten des operativen Strahlenschutzes ersetzt.

Im Überprüfungszeitraum hat das KKM für die Strahlenschutzmesstechnik nach der Neuinstallation oder dem Ersatz von Messsystemen zur Erfüllung der Richtlinie ENSI-G13 folgende Nachweise erbracht:

- 2005: Integralmessung mit Testaerosolen nach dem Teilersatz der Kamininstrumentierung
- 2005: Übertragungsratenbestimmung der Messsysteme zur Überwachung der Raumluft
- 2006: Übertragungsratenbestimmung der Messsysteme zur Überwachung der Fortluft aus der kontrollierten Zone des Betriebsgebäudes

Der Ersatz der Kamininstrumentierung, der Kreislaufüberwachung, der mobilen und tragbaren Messgeräte des operativen Strahlenschutzes und der Elektronik der beiden Personen-Vormonitore wurden aufgrund der Ankündigung des Geräteherstellers nötig, dass die Geräte nur noch eingeschränkt repariert werden können. Die Radioaktivitätsmessanlage an der Fahrzeugschleuse Nord wurde beim Umbau der Schleuse ersetzt. Der Ersatz der fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumluft erfolgte aufgrund ihrer mangelnden Zuverlässigkeit. Die zusätzliche Messstelle am Arealzaun Ost dient der Erfassung der aktuellen Ortsdosisleistung und der integrierten Wochendosis. Die Ertüchtigung der Störfallfestigkeit zweier Dosisleistungsmonitore im Maschinenhaus und die Installation eines Messsystems zur Überwachung der Radioaktivität in der Fortluft aus der kontrollierten Zone des Betriebsgebäudes erfolgte aufgrund von Forderungen, die das ENSI im Rahmen der Beurteilung der PSÜ 2000 stellte. Die erdbebenfeste Befestigung der fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumluft war das Resultat einer Forderung, die das ENSI bei der Beurteilung der PSÜ 2005 stellte (vgl. Kapitel 2.3.2.2.2 zur HSK-Forderung PSÜ-6.13-2).

Im Überprüfungszeitraum gab das ENSI im Bereich der Strahlenschutzmesssysteme vier Änderungsanträge der Technischen Spezifikation frei. Einige Änderungen betrafen Anpassungen an ersetzte oder neue Strahlenschutzmesssysteme. Auch wurde der Zyklus der Funktionsprüfungen von 3-monatlich auf 6-monatlich im Einklang mit den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G13 angepasst. Zudem wurde die Zuteilung von Strahlenschutzmesssystemen zur Störfallinstrumentierung angepasst.

Die hohe Verfügbarkeit der Strahlenschutzmesssysteme wurde durch periodische Funktionstests, die Überwachung der Messkreise, sorgfältig geschultes Personal, sorgfältige Störungsanalysen, laufende geräte-technische Anpassungen an den Stand der Technik und eine ausreichende Reservehaltung erreicht.

Zusammenfassend kommt das KKM zum Schluss, dass die für die Wahrnehmung der vielfältigen Strahlenschutzaufgaben eingesetzten Messgeräte die durch Gesetz, Verordnungen und Richtlinien vorgegebenen Anforderungen vollständig erfüllen. Auch beurteilt das KKM aufgrund der gemachten Betriebserfahrungen und den etablierten, bewährten Instandhaltungspraxen, dass die Strahlenschutzmesssysteme ihre Aufgaben für die weiteren Betriebsjahre bis zur nächsten PSÜ sicher erfüllen werden.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 9, 11, 17, 31, 34, 43 und 44 StSG

Art. 6, 7, 33 bis 37, 42 bis 44, 63, 64, 79 bis 81, 94, 96 und 97 StSV

Art. 32 bis 35 und 38 Dosimetrieverordnung

Abgabereglement des KKM¹⁵⁴

Richtlinien ENSI-G13¹⁴² und ENSI-B12¹⁸⁹

U.S. NRC Regulatory Guide 1.97 Rev. 3²¹⁸

KTA-Regeln 1501²¹⁹, 1502²²⁰, 1503.1²²¹ und 1503.2²²², 1504²²³, 3502²²⁴

DIN ISO 2889²²⁵

Abweichungen von KTA-Regeln werden hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ beurteilt.

Die Betriebserfahrung der Strahlenschutzmesstechnik wird durch Vergleich der Ausfallraten der KKM-Messsysteme mit den Erfahrungen aus anderen schweizerischen und ausländischen Anlagen und hinsichtlich der Einhaltung der zulässigen Reparaturzeit gemäss Technischen Spezifikationen beurteilt.

Beurteilung des ENSI

Die Strahlenschutzmesssysteme zur Überwachung des Normalbetriebs und auch die Störfallinstrumentierung entsprechen dem Stand der Technik. Die Änderungen an den Strahlenmesssystemen dienen mehrheitlich dazu, den aktuellen Stand der Technik zu erhalten oder unzuverlässige Strahlenschutzmesssysteme zu ersetzen.

Die Strahlenschutzmesssysteme einschliesslich des Nachunfall-Probenahmesystems erfüllen die Anforderungen der Richtlinien ENSI-G13 und ENSI-B12 sowie des U.S. NRC Regulatory Guide 1.97 Rev. 3. Insbesondere wurden keine Abweichungen zum KTA-Regelwerk gefunden, die aufgrund einer vertieften Bewertung hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ zu Forderungen führen würden.

Aus der vom KKM dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenmesssysteme ableiten:

- Die periodischen Prüfungen erfüllen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13. Sie wurden während des Überprüfungszeitraums gemäss Technischer Spezifikation durchgeführt und ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Da bei der Strahlenschutzinstrumentierung in der Regel keine präventive Instandhaltung durchgeführt wird, überwiegt im Überprüfungszeitraum die durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltung. Von rund 240 Instandhaltungsmassnahmen waren 24 nicht durch Komponentenausfall bedingt, sondern vorbeugend geplant.
- Im KKM sind rund 110 Strahlenschutzmesssysteme fest installiert. Im 10-jährigen Überprüfungszeitraum gab es ungefähr 100 Störungen, bei denen das Messsignal nicht oder nur eingeschränkt zur Verfügung stand. Dies entspricht einer Ausfallrate von ungefähr 0,09 pro Jahr und Gerät. Dieser Wert ist vergleichbar mit den Erfahrungswerten aus anderen Anlagen.
- Sämtliche Störungen wurden innerhalb der durch die Technische Spezifikation vorgegebenen Zeit behoben.

Die Personendosimetriestelle des KKM wurde im 2004 und 2009 neu anerkannt. Das KKM hat sämtliche terminierten Auflagen aus der Annerkennungsverfügung vom September 2009²²⁶ inzwischen erledigt.

Das ENSI beurteilte in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007²⁵ sämtliche Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002²⁴ als erledigt. Der Stand der Erledigung der Pendenzen hinsichtlich Strahlenmesstechnik aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 ist wie folgt:

HSK-Forderung PSÜ-6.13-1 (vgl. Kapitel 2.3.2.2.2)

Im Herbst 2010 hat das KKM einen Freigabeantrag für die Ertüchtigung des Weitbereichsdosisleistungsmotors im Kamin eingereicht. Das ENSI hat den Antrag geprüft und einige Nachbesserungen verlangt, insbesondere eine Studie, in der die Eignung des Messortes überprüft wird und gegebenenfalls alternative Orte bewertet werden. In der Zwischenzeit wurden die offenen Fragen geklärt. In der Revision 2013 hat das KKM das neue Messsystem zur Überwachung der Kaminfortluft bei Störfällen eingebaut. Zurzeit läuft das neue

Messsystem parallel zum alten im Probetrieb. Das KKM plant die offizielle Inbetriebnahme auf Ende 2013. Die Pendenz ist noch nicht abgeschlossen.

HSK-Forderung PSÜ-6.13-2 (vgl. Kapitel 2.3.2.2.2)

Im Jahr 2009 wurden die fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumluft erdbebenfest am Boden festgeschraubt. Nach Abschluss der Arbeiten hat das ENSI die Pendenz geschlossen.

Nach dem Bau des neuen Betriebsgebäudes Nord mit einer Passerelle zum bestehenden Betriebsgebäude wurde auch der Übertritt in die kontrollierte Zone Anfang 2011 neu gestaltet. Dabei wurden die Endmonitore und teilweise auch die Vormonitore zur Überwachung von Personenkontaminationen ersetzt. Dasselbe gilt für den Triagemonitor zur Überwachung von Inkorporationen.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesstechnik im KKM den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung und dem Stand der Technik entspricht.

5.12 Hebezeuge

Angaben des KKM

Im Überprüfungszeitraum sind Änderungen in der Bedienung und Überwachung erfolgt, welche mit neu eingebauten Funkfernsteuerungen eine genaue Vor-Ort-Steuerung ermöglichen und die Verständigung zwischen Benutzer und Kranführer verbessern. Des Weiteren wurden Änderungen in der Auslegung vorgenommen, um dem neuen Stand der Technik und den geänderten Bedürfnissen während des Betriebes Rechnung zu tragen. Wesentliche Störungen mit Bezug auf mechanische Komponenten sind nicht aufgetreten.

In einem PSÜ-Bericht¹⁹¹ sind die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Instandhaltungen aufgelistet. Daraus geht hervor, dass mehr als die Hälfte der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen präventiv waren. Die Verfügbarkeit der Hebezeuge war in keinem der Fälle betroffen. Das KKM unterzog den Maschinenhaus-Kran 097A 0027 und den Rundlaufkran im Reaktorgebäude RG097A 0001 jährlich einer Revision und einer Seilprüfung. Es gab keine Beanstandungen. Die im Überprüfungszeitraum vorgenommenen wesentlichen Instandhaltungen waren:

- Maschinenhaus-Kran 097A 0027A/B: Lastprobe bei 110 %
- Reaktorgebäude-Kran 097A 0001: Lastprobe bei 110 %
- Maschinenhaus-Kran 097A 0027: Ersatz der Laufräder und des Getriebeöls
- Laufkran 097 A 0005, A 0007, A 0013, A 0014, A 0018, A 0019, A 0021, A 0025, A 0028, A 0031, A 0032, A 0036, A 0063, A 0064, A 0067, A 0090: Kontrolle der Seilzüge
- Rundlaufkran (RLK) RG097A 0001: Revision
- Laufkran 097 A 0040: Ersatz des Kabelwagens
- Maschinenhaus-Kran 097A 0027: Getriebeprüfung
- Rundlaufkran (RLK) RG097A 0001: Revision und Seilkopf-Neujustierung
- Portalkran 097A 0036: Revision
- Laufkran Pumpenhaus 097A 0040: Ersatz der Laufkatze
- Elektroseilzüge 097 A 0020, A 0065: Kontrolle
- diverse Hängekrane: Kontrollen und Revisionen
- Laufkran Pumpenhaus 097A 0040: Aufrüstung der Traglast der Laufkatze von 10 t auf 12,7 t

- Zwischenlager Portalkran 097A 0036: Ersatz der Lastmessbolzen und der Hubseile
- Montage einer neuen Kranschiene über Öffnung zu Notaufhangbecken 54A03
- Hebezeuge, Handkettenzüge 297A 0003 und A 0005: Kontrollen
- RG- Lift 097A 0068: Modernisierung der Steuerung und mechanische Nachrüstung
- Seilzug 097A 0005: Ersatz gemäss EXT-BM-07/013, Auswertung MER PAR 06-087
- diverse Hebezeugen: Wartungen

Des Weiteren sind zahlreiche planmässige Instandhaltungen durchgeführt worden.

Die jährlichen Revisionen und Seilprüfungen bestätigen den guten Zustand der Krananlagen. Durch die laufende Überwachung war im Überprüfungszeitraum der sichere Betrieb der Hebezeuge und Krananlagen gemäss den Angaben vom KKM jederzeit gewährleistet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

KTA-Regeln 3902²²⁷ und 3903²²⁸

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Instandhaltung an den Hebezeugen und Krananlagen hinsichtlich Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und Zustand der Anlagenteile nach dem Stand der Technik bewertet.

Die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Massnahmen der Instandhaltung verliefen gemäss den Anforderungen des Regelwerkes. Die grosse Zahl an geplanten Instandhaltungen erklärt sich damit, dass die Instandhaltung im Interesse der ständigen Verfügbarkeit der Hebezeuge präventiv erfolgt. Das KKM ist bestrebt, den Stand der Technik durch geeignete Massnahmen aufrecht zu erhalten. Vorsorglich durchgeführte Arbeiten und Umrüstungen werden vom ENSI als positiv beurteilt.

Das ENSI bestätigt nach den jährlichen Revisionen und Seilprüfungen den guten Zustand der Krananlagen. Die Krananlagen erfüllen die Anforderungen. Die laufende Überwachung stellt sicher, dass auch weiterhin ein sicherer Betrieb der Krananlagen gewährleistet ist.

5.13 Flucht- und Interventionswege

Angaben des KKM

Das KKM hat die Pläne der Interventions- und Fluchtwege inklusive Sicherheitsbeleuchtung für das Aufbereitungsgebäude, das Betriebsgebäude, das Maschinenhaus, das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude überarbeitet. Für Pumpenhaus und Hochkamin, Zwischenlager und Betriebsgebäude Nord hat das KKM neu Pläne erstellt. Sämtliche Pläne, die in das Brandschutzkonzept übernommen und zusätzlich in den Notfallordner der Betriebsfeuerwehr integriert sind, wurden dem ENSI eingereicht.

Im Laufe der Jahre wurden Verbesserungen bezüglich Brandschutz und Interventions- und Fluchtwege realisiert. Das KKM erwähnt als Beispiel die Sanierung im Reaktorgebäude auf -11 m. Die Überprüfungen der Interventions- und Fluchtwege haben lediglich zu Feststellungen von Besonderheiten im Maschinenhaus-Anbau Süd geführt. Als wesentliche Abweichung wird der Verzicht auf zusätzliche Fluchttreppenhäuser genannt. Anstelle dieser wurden zusätzliche Notausgänge mit Abseilvorrichtungen als Rettungsmöglichkeit geschaffen. Ferner erwähnt das KKM die Realisierung von bidirektionalen Fluchtwegen.

Die Fluchtwege sind am Boden mit weisser Farbe gut sichtbar markiert, was dem damaligen Stand der Technik entsprach. Während des aktuellen Überprüfungszeitraums sind neue Produkte für die Fluchtweggestaltung auf den Markt gekommen, die nachleuchtend sind. Das KKM setzt diese neuen Produkte konsequent bei der Erneuerung der Fluchtwege ein (Reaktorgebäude auf -11 m).

Bei der Festlegung der Fluchtwege wurde darauf geachtet, dass sie in Bereichen von Treppenhäusern und Durchgängen verlaufen, welche als Zonentyp I gemäss Richtlinie HSK-R-07²⁹ eingestuft sind. In besonderen Fällen sind die Fluchtwege so gewählt, dass sie in grösstmöglichem Abstand von Strahlenquellen, z. B. Behältern mit radioaktivem Inhalt, geführt werden.

Das KKM gibt an, dass alle Fluchtwege mit Notausgängen aus den kontrollierten Zonen ins Freie führen. Brandschutz- und Fluchtwegtüren werden zweimal jährlich kontrolliert und gewartet. Dies gilt nicht für Türen, die selten oder nie benutzt werden.

Zur Freihaltung der Fluchtwege und Fluchtwegtüren ist jeder Mitarbeiter des KKM mitverantwortlich. Festgestellte Mängel werden sofort behoben oder mittels Stör- und Mangelmeldung erfasst und abgewickelt.

Die Sicherheits- und Fluchtwegbeleuchtung wird jährlich kontrolliert. Die Ergebnisse werden in Checklisten erfasst.

Für die Hauptjahresrevision werden bei Bedarf (z. B. arbeitsbedingt) Fluchtwegänderungen mobil signalisiert.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-07²⁹

Brandschutzrichtlinie VKF 16-03d²²⁹

Brandschutzrichtlinie VKF 17-03d²³⁰

Beurteilung des ENSI

Die vom KKM im Rahmen des Fluchtwegkonzepts umgesetzten oder noch laufenden Massnahmen erfüllen die gültigen gesetzlichen Vorgaben und berücksichtigen den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

5.13.1 Interventionskonzept sowie Intervention Wehrdienste

Angaben des KKM

Die Situation der Sicherheits- und Fluchtwegbeleuchtung wurde durch eine Bestandsaufnahme festgehalten. Räume ohne Sicherheitsbeleuchtung werden sukzessive mit nachleuchtender Fluchtwegmarkierung und Beschilderung ausgestattet.

Besondere Fluchtwegmarkierungen sind für Gitteroste und nicht direkt markierbare Böden und Treppen vorgesehen.

Die Funktion der Notbeleuchtung wird über die sichere Schiene gewährleistet. Bei Ausfall der Normal- oder Notbeleuchtung wird die Fluchtwegbeleuchtung eingeschaltet.

Das KKM gibt an, dass genügend Interventionswege zu allen Gebäuden vorhanden und für die KKM-eigenen Rettungskräfte sowie für die Berufsfeuerwehr der Stadt Bern geeignet und zugänglich sind. In den meisten Fällen führen die Interventionswege, die den Mitgliedern der KKM-Betriebsfeuerwehr sehr gut bekannt sind, über geschützte Treppenhäuser in die Brandabschnitte. Zwischen den internen und externen Rettungskräften finden eine enge Zusammenarbeit sowie gemeinsame periodische Übungen statt.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-07²⁹

Brandschutzrichtlinie VKF 16-03d²²⁹

Brandschutzrichtlinie VKF 17-03d²³⁰

Beurteilung des ENSI

Das ENSI erachtet die Beurteilung des KKM als zutreffend.

5.13.2 Strahlenschutzaspekte von Flucht- und Interventionswegen

Angaben des KKM

Beim Flucht- oder Evakuierungsalarm verlässt das Personal sofort die kontrollierte Zone. Muss sich das Personal nach dem Verlassen der kontrollierten Zone im Freien aufhalten, begibt es sich zum Posten 2 zur Kontaminationskontrolle und für die Personenbilanzierung mit dem persönlichen Ausweis. Nach der Kontaminationskontrolle und der Personenbilanzierung sowie dem Umziehen in der aktiven Garderobe begibt sich das Personal zum Besammlungsort gemäss Plan.

Das Strahlenschutzpersonal ist für die Messung von Personenkontaminationen an evakuiertem Personal sowie für die radiologische Kontrolle der benutzen Verkehrswege ausserhalb der kontrollierten Zone zuständig. Bei Bedarf werden Dekontaminationen vorgenommen oder Absperrungen errichtet.

Zur Betreuung der Rettungskräfte steht Strahlenschutzmaterial bereit.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK-R-07²⁹

Brandschutzrichtlinie VKF 16-03d²²⁹

Brandschutzrichtlinie VKF 17-03d²³⁰

Beurteilung des ENSI

Im Maschinenhaus-Anbau Süd erfolgt das Verlassen der kontrollierten Zone im Falle eines Flucht- oder Evakuierungsalarms je nach Bedarf auch mit Hilfe einer Abseilvorrichtung. Dies stimmt nicht ganz mit der Angabe des KKM überein: „Das Personal hat bei Flucht- oder Evakuierungsalarm die kontrollierte Zone sofort zu verlassen. Das Verlassen der Gebäudeteile geschieht ohne zusätzlichen Hilfsmittel [...].“

In der KKM-internen elektronischen Belehrung „Allgemeine Hinweise“ wird auf einen Notfallalarm hingewiesen. Nach Ansicht des ENSI ist nicht klar, ob der Notfallalarm dem Flucht- und Evakuierungsalarm entspricht. Ferner ist nicht klar, ob in den KKM-internen elektronischen Belehrungen auf die unterschiedlichen Alarme hingewiesen wird.

Jeder Abteilung (inkl. Fremdpersonal und Besucher) wurden feste Besammlungsorte zugeteilt. Ob im KKM ein Bedarf für alternative Besammlungsorte wegen einer ereignisbedingten Nicht-Zugänglichkeit besteht, geht aus den vorliegenden Dokumenten nicht klar hervor. Das ENSI bezieht sich bei der Beurteilung auf den Anhang in der Brandschutzrichtlinie VKF 16-03d²²⁹. Dort wird unter „zu Ziffer 2: Begriffe“ die Definition für einen „sicheren Ort“ wie folgt festgelegt: „Ein sicherer Ort im Freien ist gegeben, wenn sich Personen dort ohne Beeinträchtigungen durch das Brandgeschehen oder andere Gefahren aufhalten können.“

Das ENSI beurteilt diese Unklarheiten als nicht gravierend und geht davon aus, dass das KKM im Zuge der Nachbearbeitung von Notfallübungen eine Bereinigung vornehmen wird.

6 Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle

Deterministische Sicherheitsnachweise beinhalten technische und radiologische Störfallanalysen. Im Allgemeinen werden bei den technischen Störfallanalysen neutronenphysikalische Grössen (Kritikalität, Leistung), thermohydraulische Grössen (Temperaturen, Drücke, Massenströme) und strukturmechanische Grössen (Spannungen, Dehnungen) berechnet. Radiologische Störfallanalysen bewerten Quellterme, Freisetzungen, Ausbreitungen und Expositionspfade. Die technischen Störfallanalysen im Sinne der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01²³¹ und der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² werden in den Kapiteln 6.1 und 6.2 behandelt. Die radiologischen Störfallanalysen im Sinne der Strahlenschutzverordnung, der Richtlinien ENSI-A08²³² und ENSI-G14³⁴ folgen im Kapitel 6.3.

6.1 Grundlagen deterministischer Störfallanalysen

6.1.1 Grundlegende Anforderungen

Mit deterministischen Störfallanalysen wird das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage bei auslösenden Ereignissen der Sicherheitsebene 3 gemäss Tabelle 6.1-1 überprüft. Damit wird sichergestellt, dass keine unzulässigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe, keine unzulässigen Bestrahlungen von Personen und keine unzulässigen Schäden an der Anlage auftreten. Auslegungsstörfälle treten definitionsgemäss im Häufigkeitsbereich von kleiner als 10^{-1} pro Jahr bis grösser als 10^{-6} pro Jahr auf und werden in Allgemeinen mit Sicherheitssystemen beherrscht. Für den Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen durch Naturereignisse ausgelöste Störfälle sind Gefährdungen mit einer Häufigkeit grösser gleich 10^{-4} pro Jahr zu berücksichtigen.²² In Abhängigkeit von der Häufigkeit werden die Auslegungsstörfälle in die Störfallkategorien 1 bis 3 unterteilt. Für jeden Störfall ist nachzuweisen, dass die folgenden Schutzziele eingehalten werden:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Einzelne auslegungsüberschreitende Störfälle mit einer Eintrittshäufigkeit kleiner als 10^{-6} pro Jahr werden im Hinblick auf die Minimierung des verbleibenden Risikos ebenfalls im Rahmen der deterministischen Störfallanalyse betrachtet.

Tabelle 6.1-1: Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

Sicherheits-ebene	Störfall-kategorie	Häufigkeit H pro Jahr	Nachweis	Ziel	Schutzziel Kontrolle der Reaktivität	Schutzziel Kühlung der Brennelemente	Schutzziel Ein-schluss radioaktiver Stoffe	Dosislimite Umgebung ¹	Dosislimite Perso-nal	Grundlage
1			abgedeckt durch determi-nistische Störfallanalyse	Verhindern von Betriebsstörungen und Störfällen				Q-DRW ²	20 mSv / Jahr	Art. 6, 7, 35 StSV
2				Minimierung der Strahlenbelastung des Personals						Art. 6, 7, 35 StSV Art. 94 Abs. 2 StSV
	1	$10^{-1} \geq H > 10^{-2}$	deterministische Störfall-analyse Sicherheitssysteme bleiben im erforderlichen Umfang wirksam	Einhaltung der Schutzziele: <ul style="list-style-type: none">• Kontrolle der Reaktivität• Kühlung der Brennelemente• Einschluss radioaktiver Stoffe	Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf und Primär-Containment	D ³	50 mSv ⁴ 250 mSv ⁵	Art. 94 Abs. 3 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
3	2	$10^{-2} \geq H > 10^{-4}$			Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr und Primär-Containment	1 mSv	50 mSv 250 mSv	Art. 94 Abs. 4 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
	3	$10^{-4} \geq H > 10^{-6}$			Unterkritikalität höchstens kurzfristig nicht gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel nur lokal und kurzzeitig beeinträchtigt	Integrität mindestens einer Barriere (Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf oder Primär-Containment)	100 mSv	50 mSv 250 mSv	Art. 94 Abs. 5 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
4			PSA	Begrenzung der Auswirkungen durch Einschluss radioaktiver Stoffe oder kontrollierte Freisetzung (interner Notfallschutz)				50 mSv 250 mSv	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV	
5			Notfallschutzbereitschaft	Linderung der radiologischen Konsequenzen in der Umgebung (externer Notfallschutz)				50 mSv 250 mSv	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV Notfallschutzkonzept KomABC	

¹ Dosislimiten für die meistbetroffene Person in der Umgebung

² quellenbezogener Dosisrichtwert pro Jahr nach Art. 7 StSV, konkretisiert in der Richtlinie ENSI-G15

³ zulässige Dosis pro Störfall nach Art. 94 Abs. 3 StSV

⁴ Dosislimite für das zur Eingrenzung und zur Behebung der Störfallfolgen eingesetzte Personal

⁵ Dosislimite zur Rettung von Menschenleben resp. zum Schutz der Bevölkerung

6.1.2 Einführung

Das KKM reichte im Rahmen der PSÜ 2010 den aktualisierten Sicherheitsbericht³ sowie die deterministische Sicherheitsstatusanalyse (DSSA)²³³ ein. Im Zuge der Grobprüfung der PSÜ 2010 stellte das ENSI Nachforderungen an das KKM, das deshalb Stellungnahmen und Neuanalysen eingereicht hat. Sofern diese Nachforderungen, Stellungnahmen und Neuanalysen eine Relevanz zur deterministischen Sicherheitsanalyse aufweisen, werden diese berücksichtigt.

Mit der Grobprüfung wurde das KKM auch aufgefordert ein Konzept zur Anpassung der Störfallanalysen an die Anforderungen des aktuellen Regelwerks²³⁴ zu erstellen. Das KKM ist dieser Forderung nachgekommen.²³⁵ Es hat ein detailliertes und vollständiges Konzept mit Terminvorgaben zur Umsetzung aller in der Richtlinie ENSI-A01²³¹ genannten Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse unter Verwendung der Gefährdungsannahmen und der Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² eingereicht. Das Konzept zur Umsetzung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks wird in Kapitel 6.1.4 behandelt.

Zunächst wird der aktuelle Stand des Ereignisspektrums bewertet. Des Weiteren prüft und bewertet das ENSI die im Überprüfungszeitraum gewonnenen Erkenntnisse bezüglich neuer Gefährdungsannahmen bei äusseren Einwirkungen und deren Einfluss auf die technischen Störfallanalysen. Abschliessend bewertet das ENSI die Einflüsse von Anlagenänderungen auf die Störfallanalysen. Die Bewertung der einzelnen technischen Störfallanalysen bildet den Hauptteil in Kapitel 6.2.

6.1.3 Ereignisspektrum

Angaben des KKM

Anhand der deterministischen Störfallanalyse ist nachzuweisen, dass ein abdeckendes Spektrum (Ereignisspektrum) von Störfällen durch die getroffenen Schutzmassnahmen wirksam beherrscht wird und damit die grundlegenden Schutzziele eingehalten werden. Das Ereignisspektrum des KKM basiert auf der Störfallliste.²³⁶ Die Ereignisse des Ereignisspektrums werden in drei Kategorien unterteilt:

- erwartete betriebliche Transienten (anticipated operational occurrences, AOO)
- Störfälle (accidents, ACC)
- zusätzlich analysierte Ereignisse

Diese Unterteilung basiert auf den Vorschriften der U.S. NRC (10CFR).²³⁷ Die Kategorie AOO entspricht zu einem grossen Teil den Betriebsstörungen und der Störfallkategorie 1 aus der „Gefährdungsannahmenverordnung“.²² Die Kategorie ACC entspricht Störfällen mit begrenzter Auswirkung nach den genannten Vorschriften der U.S. NRC und umfasst die Störfallkategorien 2 und 3 aus der „Gefährdungsannahmenverordnung“.

In Tabelle 6.1-2 sind die Ereignisse des Spektrums nach dem Stand angegeben, wie sie mit dem Konzept zur Umsetzung des aktuellen Regelwerks eingereicht wurde. Sie beinhaltet auch einige Ereignisse, die nachgefordert wurden beziehungsweise für die Neuanalysen erstellt werden. In dieser Tabelle sind nicht alle auslegungsüberschreitenden Ereignisse enthalten, die gemäss Punkt 5e der Richtlinie ENSI-A01²³¹ untersucht werden müssen. Die Tabelle wird um die noch fehlenden Ereignisse ergänzt. Sie unterliegt damit dem laufenden Prozess zur Umsetzung des aktuellen Regelwerks in den deterministischen Störfallanalysen des KKM.

Aufgrund der Erkenntnisse aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg¹ (Forderung 5.1-1) sowie der Grobprüfung wurden einige Schwachpunkte hinsichtlich der Vollständigkeit und der Definition des umhüllenden Ereignisspektrums festgestellt. Das ENSI hat gefordert, die Störfälle Turbinenexplosion, interne Überflutung, Absturz eines Brennelement-Transportbehälters und interner Brand im Rahmen der Überprüfung des Spektrums der Auslegungsstörfälle neu zu analysie-

ren.²³⁴ Das KKM hat am 2. Juli 2012 den Stand der Untersuchungen zu den geforderten Störfällen dargelegt.²³⁸

- Die Störfälle Turbinenexplosion und interne Überflutung in Bezug auf das Hilfskühlwasser wurden deterministisch bewertet.
- Die Analyse des Störfalls interne Überflutung in Bezug auf eine Torus-Leckage ist in Bearbeitung.
- Der Störfall interner Brand wird probabilistisch analysiert, bevor eine deterministische Analyse durchgeführt werden kann.
- Für den Störfall Absturz eines Brennelement-Transportbehälters ist eine neue Bewertung notwendig, die sehr zeit- und ressourcenaufwändig ist. Die Bewertung wird vor der nächsten Beladung eines Transportbehälters im Reaktorgebäude vorgelegt.

Des Weiteren wurde das KKM aufgefordert, das Ereignis „Schliessen aller Isolationsventile“ technisch und radiologisch zu untersuchen. Das KKM hat die geforderte Analyse eingereicht.²³⁹

Tabelle 6.1-2: KKM-Ereignisspektrum (Darstellung vom ENSI modifiziert)

Ereignis	Störfallkategorie ohne Einzelfehler	Störfallkategorie mit Einzelfehler
6.2.1 Betriebliche Transienten		
6.2.1.1 Sinkende Reaktorkühlmitteltemperatur		
Ausfall Speisewasservorwärmer	BS	1
Unbeabsichtigte Abfahrkühlung mit dem STCS	3	3
Unbeabsichtigte Inbetriebnahme des RCIC	1	–
6.2.1.2 Steigende Kernkühlmitteltemperatur		
Ausfall des STCS im Abfahrkühlbetrieb	2	–
6.2.1.3 Steigender RDB-Druck		
Vordruckreglerversagen: Zwei-Turbinenbetrieb	2	2
Vordruckreglerversagen: Ein-Turbinenbetrieb	2	3
Druckanstieg im Kern	–	–
Generator-Lastabwurf		
Doppelter Generator-Lastabwurf mit Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback	2	2
Generator-Lastabwurf im Ein-Turbinenbetrieb mit Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback	2	2
Doppelter Generator-Lastabwurf mit 1/2 Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback	2	2
Generator-Lastabwurf im Einturbinenbetrieb ohne Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback	2	2
Turbinenschnellschluss (TSS)		
Zwei-Turbinenbetrieb: TSS einer Turbine mit Bypass, ohne SRI- und Umwälzmengen-Runback	BS	BS
Ein-Turbinenbetrieb: TSS mit Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback	1	1
Zwei-Turbinenbetrieb: doppelter TSS mit 1/2 Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback	2	2
Ein-Turbinenbetrieb: TSS ohne Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback	2	3
Schliessen eines MSIV: Ein-Turbinenbetrieb	2	2
Schliessen eines MSIV: Zwei-Turbinenbetrieb	2	3

	Schliessen zweier MSIV: Ein-Turbinenbetrieb	2	2
	Schliessen zweier MSIV: Zwei-Turbinenbetrieb	2	3
	Schliessen aller MSIV	2	2
	Verlust der Hauptwärmesenke	1	2
6.2.1.4	Reduktion des Reaktorkühlmitteldurchsatzes		
	Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe	1	1
	Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen	2	2
	Versagen der Umwälzmengenregelung (sinkender Kerndurchsatz)	1	1
6.2.1.5	Steigender Kerndurchsatz		
	Unkontrolliertes Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung	1	1
	Versagen der Reaktorumwälzmengenregelung (steigender Kerndurchsatz)	2	2
	Inbetriebnahme einer nichtdurchströmten Umwälzschleife	3	3
6.2.1.6	Anomalien in der Reaktivität und Leistungsverteilung		
	Steuerstab-Ausfahrfehler (RWE): Leistungsbetrieb	2	2
	Steuerstab-Ausfahrfehler (RWE): Anfahrbetrieb	3	3
	Fehlfahren eines Steuerstabs (CRM)	2	2
6.2.1.7	Steigendes RDB-Inventar		
	Versagen Speisewasserregelung	1	2
6.2.1.8	Verringerung des Reaktorkühlmittelinventars		
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines SRV	BS	1
	Vordruckreglerversagen (sinkender Druck)	2	2
	Ausfall der externen Stromversorgung	1	2
	Ausfall des Eigenbedarfs	2	3
	Ausfall einer 6-kV-Schiene	1	2
	Ausfall der Speisewasserversorgung	2	2
6.2.2	Störfälle		
6.2.2.1	Steuerstabfall	3	3
6.2.2.2	Fehler bei der Kernbeladung		
	Falsch positioniertes Brennelement	2	2
	Falsch orientiertes Brennelement	3	3
6.2.2.3	Blockieren einer Reaktorumwälzpumpe	2	2
6.2.2.4	Wellenbruch einer Reaktorumwälzpumpe	2	2
6.2.2.5	LOCA im Primärcontainment		
	Grosser LOCA im Primärcontainment	3	3
	Bruch einer Kernsprühleitung	3	AUS
6.2.2.6	Bruch einer Messleitung innerhalb des Primärcontainments	2	2
6.2.2.7	Brennelementabsturz	2	2
6.2.2.8	Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments	2	3
6.2.2.9	Bruch einer Frischdampf-Leitung ausserhalb des Primärcontainments		
	Bruch einer der FD-Leitungen nach den MSIV innerhalb des RG bzw. MH	2	3

	Bruch im Leitungssystem des Clean-up-Systems nach den Isolationsventilen	2	3
	Bruch einer der FD-Leitungen zur RCIC Turbine	2	3
	Bruch der STCS-Leitungen vor dem Isolationsventil bei Betrieb im Abfahrmodus	3	3
	Bruch der STCS-Leitungen vor dem Isolationsventil während der BE-Umladung	3	3
	Kleine und mittelgrosse Brüche von FD-Leitungen im MH	2	3
6.2.2.10	Bruch einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments	2	3
6.2.2.11	Leckage in oder Versagen der Abgasanlage		
	Versagen der Abgasanlage	2	2
	Störung im Sperrdampfsystem	BS	1
	Versagen der Dampfstrahlsauger	2	2
6.2.2.12	Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung	2	2
6.2.3	Sonstige Ereignisse		
6.2.3.1	SCRAM-Versagen im Anforderungsfall (ATWS)	AUS	–
6.2.3.2	Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM	–	–
6.2.3.3	Stabilität	–	–
6.2.3.4	Ausfall des Haupt-Kommandoraums (MCR)	AUS	–
6.2.3.5	Schliessen aller MSIV mit einem offen blockierten SRV (SORV)	2	–
6.2.3.6	Verlust der Speisewasserversorgung mit einem SORV und ohne CS	AUS	–
6.2.3.7	Erdbeben	3	–
6.2.3.8	Externe Überflutung / Hochwasser	3	–
6.2.3.9	Kombination von Erdbeben und externer Überflutung	*	*
6.2.3.10	Extreme Wetterbedingungen	*	*
6.2.3.11	Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes	–	–
6.2.3.12	Blitzschlag	–	–
6.2.3.13	Interner und externer Brand	–	–
6.2.3.14	Turbinenexplosion	2	3
6.2.3.15	Absturz des Brennelementbehälters	–	–
6.2.3.16	Interne Überflutung im Maschinenhaus	–	–
6.2.3.17	Interne Überflutung durch das Hilfskühlwassersystem	3	AUS
6.2.3.18	Interne Überflutung durch den Torus / Torusleckage	–	–
6.2.3.19	Turbinenbypass unter besonderen Notfallbedingungen (SEC)	–	–
6.2.3.20	Unbefugte Einwirkungen durch Dritte	–	–
6.2.3.21	Isolation des RDB	–	–

Abkürzungen

BS Betriebsstörung

AUS auslegungsüberschreitendes Szenario

– ohne Zuordnung in eine Störfallkategorie

* ergänzende Betrachtungen aus der Zeit nach der Erstellung der PSÜ 2010

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Der Schwerpunkt der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse liegt im Nachweis, dass ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen des KKM wirksam und zuverlässig so beherrscht wird, dass die für die Sicherheitsebene 3 geforderten technischen Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² und Dosisgrenzwerte gemäss Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

Die neue Richtlinie ENSI-A01²³¹ fordert unter Punkt 5 e technische Analysen ausgewählter auslegungsüberschreitender Störfälle und gibt dafür die Randbedingungen vor. Diese sind der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat das Ereignisspektrum im Rahmen der Grobprüfung zur PSÜ bewertet. Daraufhin hat das KKM das Ereignisspektrum, welches auf der aktuell gültigen Störfallliste²³⁶ basiert, um die im Rahmen der Überprüfung des Spektrums der Auslegungsstörfälle geforderten Neuanalysen ergänzt. Damit beurteilt das ENSI das Ereignisspektrum der Auslegungsstörfälle als komplett im Sinne der Abdeckung auslösender Ereignisse.

In der Dokumentation aus dem Jahr 2009 fehlten noch die technische Analysen der folgenden auslegungsüberschreitenden Ereignisse, welche neu gemäss Punkt 5 e der Richtlinie ENSI-A01 untersucht werden müssen:

- Ausfall der gesamten Nachwärmeabfuhr
- Ausfall der Kernnotkühlung
- Ausfall der Brennelementbeckenkühlung

Bewertungen dieser Ereignisse durch den Betreiber finden sich unter anderem in den Aktennotizen zum EU-Stresstest²⁴⁰ und für den deterministischen Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens.²⁴¹ Die Untersuchungen dieser Ereignisse sind Bestandteil des Konzepts zur Umsetzung des aktuellen Regelwerks.

6.1.4 Verfahren zur Umsetzung des aktuellen Regelwerks

Angaben des KKM

Die Richtlinie ENSI-A01²³¹ sowie die „Gefährdungsannahmenverordnung“²² fanden erst nach der Erstellung der derzeit gültigen Störfallliste des KKM²³⁶ und zum grossen Teil nach Erstellung der Unterlagen des KKM zur PSÜ 2010 Einzug in das aktuelle Regelwerk. Im Rahmen der Grobprüfung der PSÜ 2010 hat das ENSI ein Konzept zur Umsetzung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks gefordert.

Das KKM ist dieser Forderung nachgekommen und hat das nachgeforderte Konzept zur Umsetzung der Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse aus der Richtlinie ENSI-A01 unter Verwendung der Gefährdungsannahmen und Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“ nachträglich eingereicht.²³⁵ Zur Überprüfung und Durchführung von Störfallanalysen sieht das KKM ein sechsstufiges Verfahren vor:

1. Überprüfung und bei Bedarf Aktualisierung des Störfallspektrums
2. Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten und Kategorisierung der Ereignisse des anlagenspezifisch umhüllenden Spektrums
3. Bewertung der bestehenden Störfallanalysen hinsichtlich Rechenprogrammen und Anlagenmodellen, Analyse-Inputparametern und Randbedingungen bezogen auf das aktuelle Regelwerk
4. Darstellung der Differenzen aus diesem Vergleich, Bemessung der durchzuführenden Aktivitäten und Erarbeitung eines Aktionsplans
5. Umsetzung des Aktionsplans und Durchführung der Analysen
6. Aktualisierung der Grundlegendokumentation (DSSA, Störfallliste, Sicherheitsbericht)

Das Verfahren beinhaltet die Nachweismethodik bezüglich der Störfallkategorisierung. Dabei wird insbesondere auf die Unterschiede der Methoden der Ereigniszuordnung und Störfallklassierung (U.S. NRC²³⁷ und „Gefährdungsannahmenverordnung“²²) verwiesen. Eine erste Überprüfung der Störfallanalysen wurde durchgeführt. Nach derzeitigem Kenntnisstand müssen mindestens folgende Störfälle neu analysiert werden:

- LOCA
- Absturz eines Brennelement-Behälters
- interner Brand
- interne Überflutung

Beurteilungsgrundlage

Richtlinie ENSI-A01²³¹ (vorher Richtlinie HSK-R-100²⁴²)

„Gefährdungsannahmenverordnung“²²

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat das vorgelegte Konzept zur Umsetzung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks geprüft und betrachtet die Forderung nach dem Konzept zur Umsetzung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks als erfüllt.²³⁴

Das vorliegende Konzept muss zeitnah vollumfänglich umgesetzt werden. Das ENSI stellt deshalb die folgende Forderung:

Forderung 6.1-1

Das KKM hat die deterministischen Störfallanalysen gemäss den Anforderungen der „Gefährdungsannahmenverordnung“ (SR 732.112.2) sowie der Richtlinie ENSI-A01 zu überprüfen und bei Bedarf zu aktualisieren. Das Ergebnis der Überprüfung und eventuelle Aktualisierungen sind dem ENSI bis zum 15. Dezember 2015 einzureichen.

Das KKM hat die in Kapitel 6.3 beanstandeten radiologischen Störfallanalysen gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 unter Berücksichtigung der Ergebnisse aus der obigen Überprüfung zu überarbeiten und dem ENSI bis zum 15. Dezember 2015 einzureichen.

6.1.5 Neue Gefährdungsannahmen bei äusseren Einwirkungen

Gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² hat das KKM beim Vorliegen neuer Gefährdungsannahmen die deterministischen Störfallanalysen zu aktualisieren und die Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage und insbesondere auf das Risiko zu bewerten.

Aufgrund des Erdbebens mit anschliessendem Tsunami am Standort Fukushima Dai-ichi in Japan vom 11. März 2011 hat das ENSI mit den Verfügungen vom 18. März 2011²⁴³ und 1. April 2011²⁴⁴ das KKM aufgefordert, die Auslegung des KKM bezüglich Erdbeben und Überflutung zu überprüfen. Diese Überprüfung umfasste Analysen der Einwirkungen von extremen Erdbeben, Hochwassern sowie der Kombination von Erdbeben und erdbebenbedingtem Hochwasser. Des Weiteren hat das ENSI mit der Verfügung vom 1. Juni 2011²⁴⁵ eine Neubewertung der Sicherheitsmargen des KKM im Rahmen der EU-Stresstests gefordert, welche unter anderem eine Untersuchung der Gefährdung durch extreme Wetterbedingungen beinhaltet.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Für den Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen durch Naturereignisse ausgelöste Störfälle sind Gefährdungen mit einer Überschreitungshäufigkeit grösser gleich 10^{-4} pro Jahr gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² zu berücksichtigen. In der Richtlinie ENSI-A05²⁴⁶ sind die relevanten Gefährdungen sowie deren Kombinationen aufgelistet und die Anforderungen an die Bestimmung der Gefährdungen geregelt.

Die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit sind in Art. 1 Bst. d der „Gefährdungsannahmenverordnung“ genannt. Die technischen Kriterien sind in Art. 8 und 10 festgelegt. Die Richtlinie ENSI-A01²³¹ definiert den Umfang, die Methodik und die Randbedingungen der zu führenden technischen Störfallanalyse.

Beurteilung des ENSI

Die Ergebnisse der Bewertung der eingereichten Sicherheitsnachweise „Erdbeben“, „externe Überflutung (Hochwasser)“, „Kombination von Erdbeben und erdbebenbedingtem Hochwasser“ sowie „extreme Wetterbedingungen“ sind in Kapitel 6.2.3 detailliert behandelt.

6.1.6 Neuanalysen bei Anlageänderungen

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 40 und Anhang 4 KEV

„Gefährdungsannahmenverordnung“²²

Erneuerung der Regelung Reaktorumwälzpumpen

Angaben des KKM

Im Rahmen der Jahresrevision 2010 wurden die für die Regelung der Reaktorumwälzpumpen eingesetzten Motor-Generator-Gruppen durch drehzahlgeregelte Frequenzumrichter ersetzt. Es wurden diejenigen Störfälle neu bewertet, deren Ablauf von dieser Anlagenänderung beeinflusst sein könnten. Das abdeckende Ereignis „Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen“ wurde neu analysiert. Es wurde gezeigt, dass auch mit der neuen Regelung der Reaktorumwälzpumpen die existierenden Sicherheitsgrenzwerte ihre Gültigkeit behalten und diese Grenzwerte im Falle der bewerteten Ereignisse nicht überschritten werden.²⁴⁷

Beurteilung des ENSI

Die Anlagenänderung hat nach Wertung des ENSI für die analysierten Ereignisse keine Auswirkungen auf die Einhaltung der technischen Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“.

Einbau einer motorisierten Absperrarmatur in das Hilfskühlwassersystem

Angaben des KKM

Im Zuge der Jahresrevision 2011 wurde das Hilfskühlwassersystem mit einer motorisierten Absperrarmatur nachgerüstet. Diese dient zur automatisierten Absperrung des Hilfskühlwassersystem-Strangs zum Zwischenkühler im Reaktorgebäude nach Detektion einer internen Überflutung. Die Logik und die Stromversorgung sind durch die SUSAN-Anbindung sichergestellt. Die Anlagenänderungen wurden mit einem Betriebsversuch system- und funktionstechnisch geprüft. Die Prüfergebnisse sind im Versuchsbericht²⁴⁸ festgehalten. Im Anschluss an die Jahresrevision 2011 hat das KKM den deterministischen Sicherheitsnachweis zur Beherrschung der internen Überflutung des Reaktorgebäudes durch das Hilfskühlwasser eingereicht. In dem Nachweis zeigt das KKM, dass das Ereignis gemäss den Anforderungen des aktuellen Regelwerks beherrscht wird und die technischen und radiologischen Kriterien erfüllt sind.

Während der Jahresrevision 2012 hat das KKM die Einbindung der Rücklaufleitung der Speisewasserpumpenkühlung in das Hilfskühlwassersystem hinter die Armatur 049V 0612 versetzt. Diese Massnahme wurde im Rahmen der ENSI-Stellungnahme zum Sicherheitsnachweis des KKM zur internen Überflutung des Reaktorgebäudes durch das Hilfskühlwassersystem gefordert. Damit wird bei Annahme einer Undichtigkeit der Hilfskühlwasserleitung im Reaktorgebäude verhindert, dass Kühlwasser über die bestehende Anbindung in Richtung Reaktorgebäude strömt und dort austritt. Somit stellt diese Nachrüstung, nach der automatisierten Absperrung des Hilfskühlwassersystem-Strangs im RG, den Weiterbetrieb des Hilfskühlwassersystems und damit des Speisewassersystems sicher.

Beurteilung des ENSI

Den Einbau einer motorisierten Absperrarmatur in das Hilfskühlwassersystem beurteilt das ENSI als sicherheitsgerichtet. Diese Anlagenänderung ist eine präventive Nachrüstmassnahme zur Störfallbeherrschung. Das ENSI hat den deterministischen Sicherheitsnachweis des KKM zur internen Überflutung des Reaktorgebäudes und der Ebene -11 m durch das Hilfskühlwassersystem mit eigenen Berechnungen geprüft und bewertet den Nachweis als erbracht. Die detaillierte Beschreibung ist im Kapitel 6.2.3.17 zu finden.

Die erfolgte Versetzung der Rücklaufleitung der Speisewasserpumpenkühlung in der Jahresrevision 2012 beurteilt das ENSI als sicherheitsgerichtet. Die erfolgte Anlagenänderung stellt eine geeignete Massnahme zur langfristigen Störfallbeherrschung dar.

Einbau einer Rückschlagklappe in der Rückleitung des Hilfskühlwassersystems

Angaben des KKM

Das KKM hat am 27. September 2012 den Einbau einer Rückschlagklappe in der Rückleitung des Hilfskühlwassersystems im Strang zum Abfahr- und Toruskühlsystem STCS beantragt.²⁴⁹ Die Anlagenänderung stellt als präventive Massnahme gegen Leckagen im Hilfskühlwassersystem-Strang zum STCS innerhalb des Reaktorgebäudes eine deutliche Verbesserung der Sicherheit dar. Die geplante Änderung wird im Jahr 2013 umgesetzt.

Beurteilung des ENSI

Der Einbau der Rückschlagklappe stellt nach Wertung des ENSI eine geeignete präventive Massnahme zur Störfallbeherrschung dar, mit welcher die Überflutung von Sicherheitssystemen auf der Ebene -11 m im Reaktorgebäude automatisiert verhindert werden kann.

6.2 Beurteilung technischer Störfallanalysen

Die Prüfung der technischen Störfallanalysen betrifft die Konformität mit dem aktuellen Regelwerk, die angenommenen Eintrittshäufigkeiten, die Konservativitäten der Anfangs- und Randbedingungen, das Einzelfehlerkriterium, das 30-Minuten-Kriterium, die Nachweismethoden und die Einhaltung der technischen Kriterien. Meistens werden Gruppen von Ereignissen mit ähnlichen Transienten beschrieben. Das limitierende Ereignis einer Gruppe ist das mit den höchsten Belastungen für die Anlage (zum Beispiel bezüglich Drücken und Temperaturen).

Tabelle 6.1-2 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“²² vorgegeben. Sie beinhalten Anforderungen an die Gewährleistung der Unterkritikalität, des ausreichenden Wärmeübergangs von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel sowie der Integrität der Barrieren, das heisst von Brennstab-Hüllrohren, Reaktorkühlkreislauf und Primär-Containment. Die Anforderungen sind gestaffelt nach den Störfallkategorien 1 bis 3 auf der Sicherheitsebene 3 (vgl. Tabelle 6.1-1).

Der Nachweis der Einhaltung der geforderten technischen Kriterien erfolgt durch den Vergleich berechneter Ergebnisse mit definierten Grenzwerten, beispielsweise für den Druck oder den Wärmeübergang. In Tabelle 6.2-1 sind mögliche Nachweisziele dargestellt.

Tabelle 6.2-1: Nachweisziele für die technischen Kriterien (p: Druck; $p_{\bar{u}}$: Überdruck; T_{Con} : Temperatur Containment Wand; $T_{\text{Hüll}}$: Hüllrohrtemperatur; T_{Tor} : Temperatur Torus Wasser)

technische Kriterien	Störfallkategorie		
	1	2	3
für die Bewertung herangezogene Nachweisziele			
Unterkritikalität	Einfahren der Steuerstäbe	Einfahren der Steuerstäbe	Einfahren der Steuerstäbe
Wärmeübergang vom BE-Hüllrohr zum Kühlmittel	kein Filmsieden (CPR)	kein Filmsieden (CPR)	Filmsieden kurzzeitig erlaubt $T_{\text{Hüll}} < 1204 \text{ °C}$
Integrität Brennstab-Hüllrohr	kein Filmsieden (CPR)	kein Filmsieden (CPR)	
Integrität Reaktorkühlkreislauf	$p < 94,2 \text{ bar}$ kein Ansprechen von Überdruckschutzeinrichtungen	$p < 103,4 \text{ bar}$ nach ASME	$p < 103,4 \text{ bar}$ nach ASME
Integrität Primär-Containment	$p_{\bar{u}} < 3,86 \text{ bar}$ $T_{\text{Con}} < 138 \text{ °C}$ $T_{\text{Tor}} < 84 \text{ °C}$	$p_{\bar{u}} < 3,86 \text{ bar}$ $T_{\text{Con}} < 138 \text{ °C}$ $T_{\text{Tor}} < 77 \text{ °C}$	$p_{\bar{u}} < 3,86 \text{ bar}$ $T_{\text{Con}} < 138 \text{ °C}$ $T_{\text{Tor}} < 77 \text{ °C}$

6.2.1 Betriebliche Transienten

6.2.1.1 Sinkende Reaktorkühlmitteltemperatur

Angaben des KKM

Eine sinkende Reaktorkühlmitteltemperatur führt zu einem langsamen Leistungsanstieg und einem leicht erhöhten Reaktordruck. Es werden drei Ursachen für eine sinkende Reaktorkühlmitteltemperatur betrachtet:

- unbeabsichtigte Abfahrkühlung mit dem STCS (Abfahr- und Toruskühlsystem)
- unbeabsichtigte Inbetriebnahme des RCIC
- Ausfall der Speisewasservorwärmer

Die unbeabsichtigte Inbetriebnahme des RCIC ist keine limitierende AOO und wird in die Störfallkategorie 1 eingestuft. Das Ereignis wird mit Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden. Es wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch das Ereignis „Ausfall der Speisewasservorwärmer“ abgedeckt. Als Folge des RCIC-Betriebs wird radioaktiver Dampf in den Torus geleitet. Die radiologischen Konsequenzen werden durch das Ereignis „Schliessen aller MSIV“ abgedeckt.

Bei der unbeabsichtigten Abfahrkühlung mit dem STCS wird der Leistungsanstieg durch eine Reaktorschnellabschaltung durch hohen Neutronenfluss (Neutronenfluss-SCRAM) beendet. Das Ereignis ist keine limitierende AOO und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Es wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch das Ereignis *Ausfall der Speisewasservorwärmer* abgedeckt.

Das Ereignis „Ausfall der Speisewasservorwärmer“ ist ein limitierendes Ereignis und wird als Betriebsstörung eingestuft. Das Ereignis wird mit Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden. Das Ereignis wird zyklusspezifisch analysiert.

Beurteilung des ENSI

Für die Ereignisse „unbeabsichtigte Abfahrkühlung mit dem STCS“ und „unbeabsichtigte Inbetriebnahme des RCIC“ wird für jede Zyklusauslegung das limitierende Ereignis „Ausfall der Speisewasservorwärmer“ neu bewertet. Durch die Anwendung konservativer Anfangs- und Randbedingungen ist dabei die Einhaltung aller relevanten Grenzwerte nachgewiesen.

6.2.1.2 Steigende Kernkühlmitteltemperatur

Angaben des KKM

Der Ausfall des STCS im Abfahrkühlbetrieb hat eine steigende Kernkühlmitteltemperatur zur Folge. Bei diesem Ereignis wird der Ausfall des elektrischen Eigenbedarfs angenommen. Der Reaktor befindet sich im abgeschalteten Zustand bei einem Reaktordruck von weniger als 5,9 bar. Der Ausfall des STCS führt zu einem Druckaufbau, bis die SRV ansprechen und den Druckaufbau begrenzen. Die Kernkühlung wird von Notkühlsystemen und SUSAN-Systemen gewährleistet. Das Ereignis ist keine limitierende AOO und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Es wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Es wird radioaktiver Dampf in den Torus geleitet, die radiologischen Konsequenzen werden allerdings durch das Ereignis „Schliessen aller MSIV“ abgedeckt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI erachtet die Einhaltung der technischen Erfolgskriterien für die Störfallkategorie 2 als gegeben. Die Wahl des limitierenden Einzelfehlers „Ausfall einer RCIC-Pumpe“ beurteilt das ENSI als korrekt. Die Nichtverfügbarkeit des Speisewassers ist als zusätzliche Annahme zum Einzelfehler gemäss Punkt 4.4.3 der Richtlinie ENSI-A01²³¹ (Notstromfall) folgerichtig.

Der Störfall ist weniger schwerwiegend als der Ausfall des Speisewassers, da sich der Reaktor nicht im Leistungsbetrieb befindet. Somit ist die abzuführende Nachzerfallswärme deutlich geringer, da der grosse Teil der Nachzerfallswärme während des Abfahrens in den Hauptkondensator abgeführt wird. Die Kühlbarkeit der Brennstabhüllrohre und die Integrität sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden und Abschluss des Brennstoffzentralschmelzens erbracht. Die Integrität des Primärkreislaufes und des Containers ist gegeben.

6.2.1.3 Steigender RDB-Druck

Angaben des KKM

Ein steigender RDB-Druck kann durch verschiedene Ereignisse verursacht werden:

- Vordruckreglerversagen
- Generator-Lastabwurf
- Turbinenschnellschluss (TSS)
- Schliessen der MSIV
- Verlust der Hauptwärmesenke

Der Vordruckregler kann im Ein- oder Zwei-Turbinen-Betrieb versagen. Es wird zusätzlich eine Störung des Teil-SCRAM (SRI) und ein Umwälzpumpen-Runback angenommen. Der durch den steigenden RDB-Druck verursachte Leistungsanstieg wird von einem SCRAM beendet. Das Ereignis ist hinsichtlich Einhaltung der technischen Kriterien nicht limitierend und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Der *Generator-Lastabwurf* wird in vier Ereignisvarianten untersucht:

1. doppelter Generator-Lastabwurf mit Bypass, Teil-SCRAM, SRI und Umwälzmengen-Runback

2. Generator-Lastabwurf im Ein-Turbinenbetrieb mit Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback
3. doppelter Generator-Lastabwurf mit $\frac{1}{2}$ Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback
4. Generator-Lastabwurf im Ein-Turbinenbetrieb ohne Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback

Der Druckanstieg im RDB und somit der Leistungsanstieg wird durch das Öffnen der Turbinen-Bypassventile beziehungsweise SRI und Umwälzmengen-Runback begrenzt (Varianten 1 und 2). Stehen diese Betriebssysteme nicht oder nur eingeschränkt zur Verfügung (Varianten 3 und 4), beendet ein SCRAM den Leistungsanstieg. Dieses Ereignis ist eine limitierende AOO und wird in allen vier Varianten in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Die Ereignisvarianten 1 und 2 werden durch Betriebssysteme beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden.

Der Turbinenschnellschluss (TSS) wird ebenfalls in vier Ereignisvarianten untersucht:

1. Zwei-Turbinenbetrieb, TSS einer Turbine mit Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback
2. Ein-Turbinenbetrieb, TSS mit Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback
3. Zwei-Turbinenbetrieb, doppelter TSS mit $\frac{1}{2}$ Bypass, ohne SRI und Umwälzmengen-Runback
4. Ein-Turbinenbetrieb, TSS ohne Bypass, SRI und Umwälzmengen-Runback

Der Druckanstieg im RDB und somit der Leistungsanstieg wird durch das Öffnen der Turbinen-Bypassventile begrenzt (ausgenommen Variante 4) und ein SCRAM beendet den Leistungsanstieg. Dieses Ereignis ist eine limitierende AOO. Die Variante 1 wird als Betriebsstörung, die Variante 2 in die Störfallkategorie 1 und die Varianten 3 und 4 in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Das Schliessen eines oder zweier Frischdampfisolationsventile (MSIV) kann im Ein- oder Zwei-Turbinenbetrieb stattfinden. Es werden folgende Ereignisvarianten bewertet:

1. Schliessen eines MSIV, Ein-Turbinenbetrieb
2. Schliessen eines MSIV, Zwei-Turbinenbetrieb
3. Schliessen zweier MSIV, Ein-Turbinenbetrieb
4. Schliessen zweier MSIV, Zwei-Turbinenbetrieb

Bei allen Varianten können Dampffluss-, Druck- oder Leistungsanstiege einen SCRAM auslösen. Die Ereignisse sind keine limitierenden AOO und werden in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Beim Schliessen aller MSIV wird ein SCRAM direkt durch die Stellungsgeber der Ventile ausgelöst. Das Ereignis wird durch die Analysen des begrenzenden Ereignisses „Generator-Lastabwurf“ abgedeckt. Der Druckaufbau wird durch das abdeckende Überdruckereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt (vgl. Kapitel 6.2.3.2).

Der Verlust der Hauptwärmesenke (Verlust des Kondensatorvakuums) löst einen Turbinenschnellschluss aus, der durch einen Dampffluss-, Druck- oder Leistungsanstieg einen SCRAM auslösen kann. Dieses Ereignis ist keine limitierende AOO und wird in die Störfallkategorie 1 eingestuft.

Bei bestimmten Ereignissen, die einen steigenden RDB-Druck zur Folge haben, führt der Druckanstieg zu einem Öffnen der Druckbegrenzungsventile SRV. Die Druckhaltung mit den SRV kann in weiterer Folge zu einer steigenden Temperatur im Toruswasser führen.

Insgesamt führt ein steigender RDB-Druck zu keinem Brennstoffdefekt. Er wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt, womit nachgewiesen wird, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Das Ereignis „Vordruckreglerversagen“ wird von Betriebssystemen beherrscht, d. h. auf Sicherheitsebene 2. Das Ereignis ist nicht limitierend hinsichtlich der Einhaltung der technischen Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“. ²² Die technischen Kriterien werden jederzeit eingehalten.

Die limitierenden Ereignisse für die Störfallgruppe „steigender RDB-Druck“ sind der „doppelte Generator-Lastabwurf mit ½ Bypass“ und der „doppelte Turbinenschnellschluss mit ½ Bypass“. Beide Transienten werden für jeden Zyklus neu bewertet und es wird gezeigt, dass alle relevanten Grenzwerte eingehalten werden. Der Druckanstieg bei diesen Transienten wird, wie angegeben, durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt.

Das Schliessen aller MSIV wird als nicht limitierende AOO betrachtet. Dieses Ereignis ist aber gleichzeitig abdeckend für eine Anzahl weiterer Ereignisse. Daher wurde im Rahmen der Grobprüfung der PSÜ 2010 seitens des ENSI eine deterministische technische und radiologische Untersuchung des Ereignisses „Schliessen aller MSIV“ nachgefordert.²³⁴ In der nachgereichten Analyse²⁵⁰ gibt das KKM an, dass das Ereignis technisch vom Ereignis „Generator-Lastabwurf“ abgedeckt wird. Der Druckaufbau wird durch das begrenzende Überdruckereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Das Letztere wird für jeden Brennstoff-Zyklus neu bewertet. Mit „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ wird konservativ erst das zweite, zeitlich verzögerte Kriterium für SCRAM berücksichtigt. Das erste Kriterium ist durch die Position der Isolationsventile gegeben. Diese Vorgehensweise entspricht den Anforderungen der von Punkt 4.4.3.d der Richtlinie ENSI-A01.²³¹

Das Ereignis „Verlust der Hauptwärmesenke“ ist in die Störfallkategorie 1 eingestuft. Gemäss Art. 9 Bst. c der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² darf bei einem Störfall dieser Kategorie die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs nicht beeinträchtigt werden. Das Ansprechen der Überdruckschutzeinrichtungen ist für die Störfallkategorie 1 nicht zulässig. Beim Verlust der Hauptwärmesenke kann es auslegungsgemäss zu einem Schliessen der MSIV und somit zum Öffnen der Sicherheits- und Druckentlastungsventile kommen. Die SRV haben eine doppelte Funktion. Zum einen dienen sie im Relief-Modus zur Begrenzung des Druckes im Druckgefäss während abnormalen Betriebszuständen. Zum anderen haben sie im Safety-Modus die Aufgabe, das Reaktordruckgefäss vor unzulässiger Druckbelastung zu schützen. Ebenfalls stehen zusätzlich zur Überdruckschutzfunktion zwei Sicherheitsventile zur Verfügung. Das Öffnen von Sicherheits- und Druckentlastungsventilen erfolgt beim Verlust der Hauptwärmesenke ausschliesslich zur Druckbegrenzung. Die Überdruckschutzfunktion wird hier nicht angesprochen. Das technische Kriterium zur Integrität des Reaktorkühlkreislaufs gemäss Art. 9 Bst. c Ziff. 2 der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² wird eingehalten.

6.2.1.4 Reduktion des Reaktorkühlmitteldurchsatzes

Angaben des KKM

Die Ereignisse

- Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe
- Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen durch Ausfall der Motor-Generator-Gruppen
- Versagen der Umwälzmengenregelung (sinkender Kerndurchsatz)

reduzieren den Kühlmitteldurchsatz und haben eine Leistungsverringerung aufgrund des erhöhten Dampfblasengehaltes zur Folge. Der Reaktor nimmt einen neuen stationären Zustand an, bis Massnahmen ergriffen werden, um den Reaktor wieder in den vorgesehen Betriebszustand zu bringen. Es muss kein Schutzsystem aktiviert werden. Die Ereignisse werden von Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden. Die Ereignisse „Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe“, „Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen“ und „Versagen der Umwälzmengenregelung“ sind keine limitierenden AOO. Der Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe und das Versagen der Umwälzmengenregelung werden in die Störfallkategorie 1 eingestuft, der Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen in die Störfallkategorie 2.

Analysen der Ereignisse „Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe“ und „Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen“ ergeben, dass alle Reaktorparameter innerhalb der Auslegungsgrenzen bleiben und dass das MCPR oberhalb der Grenzwerte bleibt. Das Ereignis „Versagen der Umwälzmengenregelung“ wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt.

Während der Jahresrevision 2010 wurden die für die Regelung der Reaktorumwälzpumpen eingesetzten Motor-Generator-Gruppen durch drehzahlgeregelte Frequenzumrichter ersetzt. Im Rahmen dieser Umrüstung wurden diese drei Ereignisse neu bewertet. Die Analyse ergab, dass auch mit neuer Regelung der Reaktorumwälzpumpen die existierenden Sicherheitsgrenzwerte ihre Gültigkeit behalten, und dass diese Grenzwerte im Falle der bewerteten Ereignisse nicht überschritten werden.

Beurteilung des ENSI

Die Eintrittshäufigkeiten für die Ereignisgruppe beziehen sich noch auf die durch Motor-Generator-Gruppen geregelten Umwälzpumpen und sind daher nicht mehr aktuell. Das KKM hat die Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse „Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe“ und „Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen“ zu überprüfen (vgl. Forderung 6.1-1).

6.2.1.5 Steigender Kerndurchsatz

Angaben des KKM

Die Ereignisse

- unkontrolliertes Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung
- Versagen der Reaktorumwälzmengenregelung (steigender Kerndurchsatz)
- Inbetriebnahme einer nicht durchströmten Umwälzschleife

steigern den Kerndurchsatz und führen zu einer Leistungssteigerung.

Beim unkontrollierten Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung wird der Anstieg des Kerndurchsatzes und somit der Leistungsanstieg von den Durchsatzreglern des Umwälzsystems begrenzt. Es handelt sich um eine AOO, welche zur Festlegung der MCPR-Betriebsgrenzen bei niedrigem Kerndurchsatz herangezogen wird. Das Ereignis wird in die Störfallkategorie 1 eingestuft. Es wird als limitierend erachtet, weil das langsame Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung eine grössere Gefährdung für die MCPR-Sicherheitsgrenze darstellt als das abrupte Versagen der Reaktorumwälzmengenregelung. Das Ereignis wird von Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden.

Das Versagen der Reaktorumwälzmengenregelung ist keine limitierende AOO und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Das Versagen der Reaktorumwälzmengenregelung führt zu einem Leistungsanstieg, der durch einen SCRAM beendet wird. Das Ereignis wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch das Ereignis „unkontrolliertes Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung“ abgedeckt.

Die Inbetriebnahme einer nicht durchströmten Umwälzschleife ist keine limitierende AOO und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Die Inbetriebnahme einer nicht durchströmten Umwälzschleife führt zu einem Leistungsanstieg. Die Anlage nimmt nach der Transiente einen neuen stationären Zustand an. Das Ereignis wird von Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden. Es wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch das Ereignis „unkontrolliertes Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung“ abgedeckt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Angaben geprüft und kommt zu dem Ergebnis, dass die Analysen der Ereignisse „unkontrolliertes Hochfahren der Reaktorumwälzmengenregelung“ und „Versagen der Reaktorumwälzmengenregelung“ sowie die getroffenen Annahmen korrekt beziehungsweise konservativ sind. Die Umrüstung hat keine Auswirkungen auf die Analyseergebnisse. Die bestehenden Analysen decken die Ereignisse unter Berücksichtigung der Umrüstung auf drehzahlgeregelte Frequenzumrichter ab.

Das Ereignis „Inbetriebnahme einer nicht durchströmten Umwälzschleife“ wurde bei einer Ausgangsleistung von 32 % und einem Kerndurchsatz von 45 % des Nennwertes analysiert. Diese sind typische Ausgangsbedingungen, die knapp unter den Bedingungen liegen, bei denen ein SCRAM ausgelöst wird. Bei einer höhe-

ren Ausgangsleistung kann infolge des Ereignisses durchaus ein SCRAM angeregt werden. In diesem Fall wird ein Sicherheitssystem angesprochen und das Ereignis wird nicht mehr ausschliesslich von Betriebssystemen beherrscht. Das bedeutet, dass gemäss Richtlinie ENSI-A01 ein Einzelfehler unterstellt werden muss.

Das KKM hat den Störfall „Inbetriebnahme einer nicht durchströmten Umwälzschleife“ auf der Basis des aktuellen Regelwerks zu überprüfen (vgl. Forderung 6.1-1).

6.2.1.6 Anomalien in der Reaktivität und Leistungsverteilung

Angaben des KKM

Es werden zwei Ereignisse betrachtet, die Anomalien in der Reaktivität und Leistungsverteilung zur Folge haben:

- Steuerstab-Ausfahrfehler (RWE)
- Fehlfahren eines Steuerstabs

Der Steuerstab-Ausfahrfehler hat eine Leistungssteigerung zur Folge die durch den Rod Block Monitor begrenzt wird. Es wird zwischen dem Ereignis im Leistungsbetrieb und dem Ereignis im Anfahrbetrieb unterschieden.

Im Leistungsbetrieb wird der Steuerstab-Ausfahrfehler als potenziell begrenzende Transiente betrachtet und aufgrund der auslösenden Ereignishäufigkeit gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Im Anfahrbetrieb wird der Steuerstab-Ausfahrfehler als nicht begrenzend betrachtet. Das Ereignis wird aufgrund der auslösenden Ereignishäufigkeit in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Das Fehleinfahren eines Steuerstabs hat lediglich eine Leistungsreduktion zur Folge. Das Fehlausfahren eines Steuerstabs hat eine Leistungssteigerung zur Folge, die je nach Fall durch den Rod Block Monitor, durch einen SCRAM oder durch das vollständige Ausfahren des Steuerstabs beendet wird. Das Fehlfahren eines Steuerstabs ist eine nicht begrenzen Transiente und wird auf der Grundlage der auslösenden Ereignishäufigkeit gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Es wird hinsichtlich der Ereignis-Akzeptanzgrenzen durch das Ereignis „Steuerstab-Ausfahrfehler“ abgedeckt.

Bei diesem Ereignis wird weder ein Brennstoffdefekt erwartet noch Primärkühlmittel freigesetzt. Die Sicherheitsgrenze der druckführenden Umschliessung des Primärsystems wird nicht überschritten.

Beurteilung des ENSI

Das abdeckende Ereignis „Steuerstab-Ausfahrfehler“ wird bei jeder Änderung der Kernbeladung und bei Änderungen von Brennelementen neu berechnet und beurteilt. Während diese Transiente in Zyklen vor dem Überprüfungszeitraum durchaus bestimmend für die Festlegung der Betriebsgrenze des CPR war, ist das im Überprüfungszeitraum hauptsächlich dank der hinsichtlich CPR verbesserten Auslegung von Brennelementen nicht mehr der Fall. Das ENSI beurteilt die Einstufung in die Störfallkategorien als korrekt. Die quasi-stationäre Berechnungsmethode dieser Transiente ist vom ENSI freigegeben.

6.2.1.7 Steigendes RDB-Inventar

Angaben des KKM

Das Versagen der Speisewasserregelung mit maximaler Pumpenleistung führt zu steigendem RDB-Inventar. Die Ursache ist ein postulierter Einzelfehler in der Regelung. Das Ereignis verursacht einen langsamen Leistungsanstieg und einen Anstieg des RDB-Füllstands. Der hohe Füllstand löst einen Turbinenschnellschluss aus. Der resultierende Neutronenflussanstieg wird durch einen SCRAM begrenzt. Die Speisewasserpumpen werden automatisch abgeschaltet. Das Turbinen-Bypass-System begrenzt den Reaktordruck und das RCIC hält den RDB-Füllstand aufrecht. Das Versagen der Speisewasserregelung ist eine potenziell limitierende AOO, die für den Nachweis der Erfüllung des SAFDL (Specified Acceptable Fuel Design Limit) für die Fest-

legung des MCPR (Minimal Critical Power Ratio) sowie für den Nachweis der Einhaltung der Brennstoff-Überlastungsgrenzen berücksichtigt werden muss. Das Ereignis wird in die Störfallkategorie 1 eingestuft. Bei diesem Ereignis wird kein Brennstoffdefekt erwartet. Das MCPR bleibt oberhalb der Sicherheitsgrenze. Der Druckanstieg im Reaktor wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt, womit nachgewiesen wird, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Das Ereignis „Versagen der Speisewasserregelung“ führt zu einem SCRAM, der automatischen Abschaltung der Speisewasserpumpen und der Öffnung der Turbinen-Bypasses-Ventile. Nach dem Absinken des Reaktorniveaus auf den Füllstand L2 schliessen die Isolationsventile. Gleichzeitig erfolgt die Inbetriebnahme des RCIC. Das KKM führt den Nachweis, welcher die Reaktorisolation nicht berücksichtigt. Dabei erfolgt die Druckbegrenzung im RDB durch das Turbinen-Bypass-System. Dies ist nach Wertung des ENSI nach einer erfolgten Isolation nicht möglich. Das KKM hat den deterministischen Sicherheitsnachweis für das Versagen der Speisewasserregelung bei maximaler Pumpenleistung im Rahmen der Umsetzung des aktuellen Regelwerks zu überprüfen (vgl. Forderung 6.1-1).

6.2.1.8 Verringerung des Reaktorkühlmittelinventars

Angaben des KKM

Die Ereignisse

- unbeabsichtigtes Öffnen eines SRV
- Vordruckreglerversagen (sinkender Druck)
- Ausfall des Eigenbedarfs
- Ausfall der Speisewasserversorgung

führen zu einer Verringerung des Reaktorkühlmittelinventars.

Durch das „unbeabsichtigte Öffnen eines SRV“ wird Dampf in den Torus geleitet und eine leichte Druckabfall-Transiente wird verursacht. Die steigende Wassertemperatur des Torus kann einen SCRAM auslösen. Das Ereignis ist nicht limitierend und wird als Betriebsstörung eingestuft.

Das Vordruckreglerversagen mit sinkendem Druck kann in Abhängigkeit der Auslösungen verschiedene Ereignisabläufe zur Folge haben. Das Ereignis ist nicht limitierend und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Das Ereignis wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch die Ereignisse „Turbinenschnellschluss“ und „Generator-Lastabwurf“ abgedeckt.

Der Ausfall des Eigenbedarfs deckt auch folgende Ereignisse ab:

- Ausfall der externen Stromversorgung, einschliesslich 220-kV-Netz und 50-kV-Netz
- Ausfall einer 6-kV-Schiene

Der Ausfall des Eigenbedarfs führt zum Schliessen der MSIV mit SCRAM, der Abschaltung der Umwälz- und Speisewasserpumpen und zum Verlust des Hauptkühlwassers und der Hauptwärmesenke. Der Druckanstieg wird durch das Öffnen der SRV begrenzt. Der RDB-Füllstand wird durch den Betrieb des RCIC aufrechterhalten. Der Ausfall des Eigenbedarfs ist nicht limitierend und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Er wird durch die Ereignisse „Turbinenschnellschluss“ und „Generator-Lastabwurf“ abgedeckt. Der Ausfall der externen Stromversorgung sowie der Ausfall der 6-kV-Schiene werden in die Störfallkategorie 1 eingestuft.

Der Ausfall der Speisewasserversorgung führt zu einem sinkenden RDB-Füllstand. Dies führt zu einem SCRAM und dem Schliessen der MSIV. Der resultierende Druckaufbau führt zum Öffnen der SRV. Das Er-

eignis ist nicht limitierend und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Es wird hinsichtlich seiner technischen Grenzwerte durch die Ereignisse „Turbinenschnellschluss“ und „Generator-Lastabwurf“ abgedeckt.

Bei keinem der Ereignisse wird ein Brennstoffdefekt erwartet oder Primärkühlmittel freigesetzt. Im Falle eines steigenden Reaktordrucks wird der Druckanstieg durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt, womit nachgewiesen wird, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Die Nachweise zu den Ereignissen mit Ausfall des Eigenbedarfs beurteilt das ENSI als plausibel und korrekt. Die abdeckende Analyse liegt dem ENSI vor. Das Ereignis „unbeabsichtigtes Öffnen eines SRV“ gehört aufgrund seiner Häufigkeit zur Sicherheitsebene 2. Die Beherrschung erfolgt jedoch teilweise mit Mitteln der Sicherheitsebene 3. Dies ist auf die schärferen Anregekriterien der Sicherheitssysteme im Vergleich zu den redundanten betrieblichen Systemen zurückzuführen. Das KKM hat für das Ereignis „Unbeabsichtigtes Öffnen eines SRV“ aufzuzeigen, dass der Störfall bereits auf der Sicherheitsebene 2 beherrschbar ist. Dabei sind die radiologischen Grenzwerte entsprechend der Strahlenschutzverordnung einzuhalten. Die entsprechende Überprüfung erfolgt im Rahmen der Umsetzung der Forderung 6.1-1.

6.2.2 Störfälle

6.2.2.1 Steuerstabfall (CRDA)

Angaben des KKM

Der Steuerstabfall (Control Rod Drop Accident, CRDA) gehört zur Gruppe der Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA). Bei diesem Ereignis wird unterstellt, dass sich der Steuerstab mit dem höchsten Reaktivitätswert vom Antrieb entkoppelt, in der eingefahrenen Position festsetzt und zum späteren Zeitpunkt aus dem Kern auf den ausgefahrenen Antrieb fällt. Dies führt zu einem grossen positiven Reaktivitätseintrag und folglich zum Anstieg der lokalen Leistung, die aufgrund der negativen Rückkopplungsmechanismen begrenzt wird. Der hohe Neutronenfluss löst eine Reaktorschnellabschaltung aus. Der plötzliche Leistungsanstieg und damit die Auswirkungen des Störfalls auf die Brennelemente werden durch den Einsatz vom Geschwindigkeitsbegrenzer reduziert, der am unteren Ende des Steuerstabs angebracht ist. Administrative Massnahmen wie die Kupplungskontrollen und der Einsatz vom Stabwertbegrenzer bei Steuerstabbewegungen erhöhen zusätzlich die Sicherheit gegen diesen hypothetischen Störfall.

Es wurden generische 3D-Analysen für einen kompletten Reaktorkern in unterschiedlichen Zuständen durchgeführt, um das Kriterium der maximalen stationären Kontrollstab-Reaktivität von 1,15 % Δk abzuleiten. Dieses Kriterium wird zyklusspezifisch nachgewiesen und stellt sicher, dass die im Jahr 2004 von der HSK festgelegten Kriterien für die maximalen zulässigen Brennstoffenthalpien eingehalten werden. Somit wird nachgewiesen, dass bei einem postulierten Steuerstabfall kein Hüllrohrschaden auftritt. Es wird kein Brennstoffschaden erwartet und die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes für die Integrität des Primärkreislaufs werden nicht überschritten. Der Steuerstabfall ist ein Auslegungsstörfall und wurde in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Bewertungsgrundlage des ENSI

Die HSK hat im Juli 2004 neue Sicherheitskriterien und Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle inklusive Steuerstabfall festgelegt.²⁵¹ Zum einen wurde das Kriterium zur Gewährleistung der Kühlbarkeit des Reaktorkerns durch eine abbrandabhängige Grenzkurve für die zulässige Brennstoffenthalpie definiert (Abbildung 6.2-1). Dieses Kriterium soll die Freisetzung vom Brennstoff in das Kühlmittel und damit eine Dampfexplosion verhindern. Zum anderen wurden zwei ebenfalls abbrandabhängige Kurven der Brennstoffenthalpie für den Zustand „Nulllast kalt“ (Kühlmitteltemperatur < 100 °C) und „Nulllast heiss“ (Kühlmitteltemperatur 276 °C) aus den experimentell gewonnenen Daten abgeleitet, die Hüllrohrdefekte bei Reaktivitätsstörfällen verhindern sollen.

Für einen Steuerstabfall aus dem Leistungsbetrieb gilt ein RIA-spezifischer CPR-Sicherheitsgrenzwert als Hüllrohrdefekt-Kriterium.

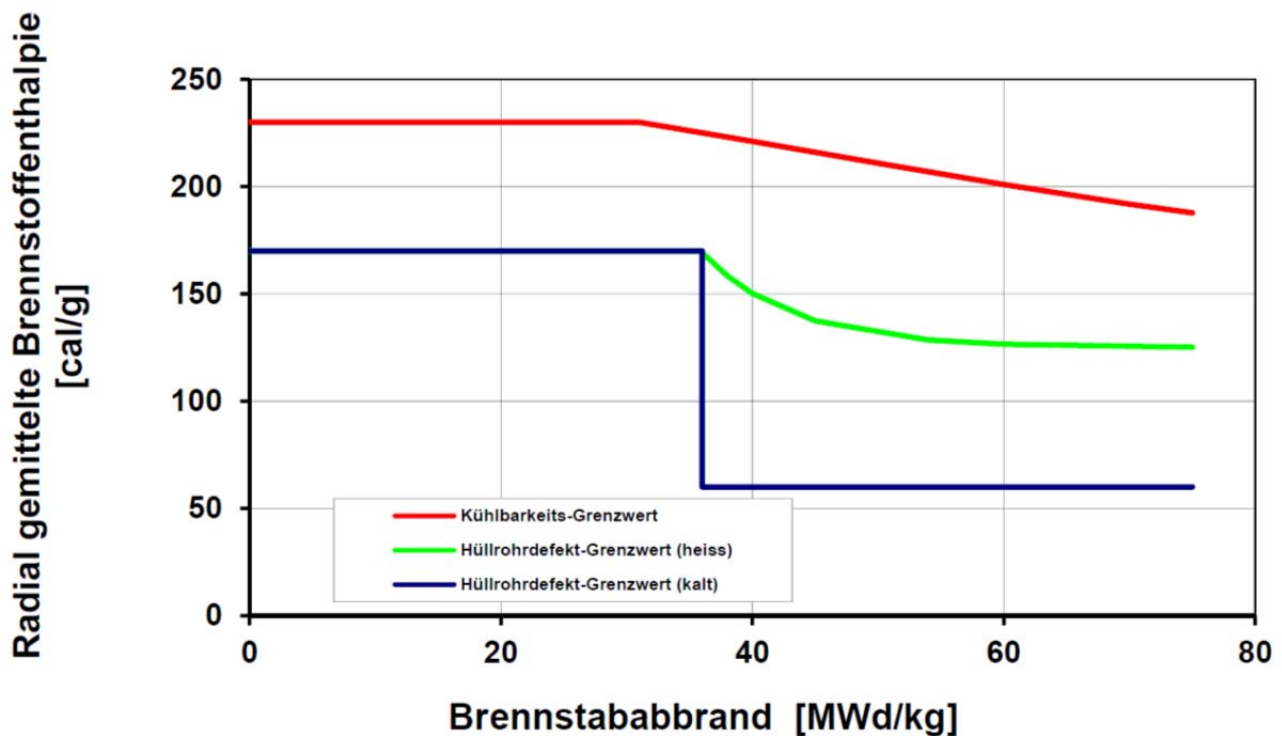


Abbildung 6.2-1: Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Urandioxidbrennstoff

Beurteilung des ENSI

Mit der Inkraftsetzung der RIA-Kriterien 2004 änderten sich die Nachweiskriterien für einen Steuerstabfall, was zum Anstieg der zyklusspezifisch nachzuweisenden Reaktivität des herausfallenden Steuerstabs von 1,07 % Δk auf 1,15 % Δk führte. Die Nachweismethode blieb im Wesentlichen bestehen und wurde von der HSK freigegeben. Die letzte umfassende Überprüfung dieses Störfalls fand im Jahr 2011 im Zusammenhang mit der Fehlerkorrektur des Programms TRAC-G statt und bestätigte den bis anhin angewendeten Reaktivitätsgrenzwert bei Nulllastbedingungen wie auch die CPR-Einhaltung unter Teil- und Vollastbedingungen. Das ENSI beurteilt die Nachweise für den Steuerstabfall bei jeder neuen Kernbeladung und nimmt in der Freigabe zur Änderung der Kernbeladung dazu Stellung. Im Überprüfungszeitraum waren die Kriterien immer eingehalten. Das ENSI ist ferner überzeugt, dass die Nachweismethode auf dem aktuellen Stand der Technik ist. Das ENSI stimmt der Einordnung des Steuerstabfalls in die Kategorie 3 zu.

6.2.2.2 Fehler bei der Kernbeladung

Angaben des KKM

Ein Fehler bei der Kernbeladung kann auftreten, wenn ein Brennelement

- fehlpositioniert (an einer falschen Kernposition) oder
- fehlorientiert (verdreht)

beladen wird.

Beide Ereignisse sind Folgen von mehrfachen Fehlern bei der Beladung und bei der Kernverifikation. In beiden Fällen kann es beim Vollastbetrieb zu einer unerkannten Verletzung der thermischen Betriebsgrenzen und während einer Transiente zur Beeinträchtigung der Hüllrohrintegrität führen. Bei der Aktivitätsfreisetzung

in das Kühlmittel werden gemäss Technischer Spezifikation begrenzende Massnahmen eingeleitet, um die radiologischen Grenzwerte einzuhalten. Eine Fehlpositionierung eines Brennelements wird auf der Grundlage der auslösenden Ereignishäufigkeit gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² in die Störfallkategorie 2, eine Fehlorientierung eines Brennelements entsprechend in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Beurteilung des ENSI

Da beim Störfall fehlpositioniertes Brennelement im Kern, der in die Störfallkategorie 2 eingestuft wurde, die Verletzung der Brennstab-Hüllrohrintegrität nicht ausgeschlossen werden kann, werden nach Einschätzung des ENSI die Kriterien gemäss Art. 10 Bst. c der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² nicht erfüllt. Das ENSI verlangt deshalb im Rahmen der Forderung 6.1-1 eine Überprüfung dieses Ereignisses.

6.2.2.3 Blockieren einer Reaktorwärmepumpe

Angaben des KKM

Das abrupte Blockieren einer Reaktorwärmepumpe führt zu einer rapiden Abnahme des Kerndurchsatzes welche wiederum zu einer Leistungsabnahme in Folge des Anstiegs des Dampfblasengehaltes führt. Der Reaktor nimmt bei niedrigerem Kerndurchsatz und geringerer Leistung einen neuen stationären Zustand an. Der Störfall ist nicht limitierend im Sinne der Einhaltung der technischen Kriterien und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Er wird von Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden.

Beim Blockieren einer Reaktorwärmepumpe wird der RDB-Füllstand aufrechterhalten und somit bleibt die Kernkühlung gewährleistet. Das MCPR bleibt oberhalb der Sicherheitsgrenze. Es wird kein Brennstoffdefekt erwartet und kein Primärkühlmittel freigesetzt. Die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes werden nicht überschritten.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen der Jahresrevision 2010 wurden die für die Regelung der Reaktorwärmepumpen eingesetzten Motor-Generator-Gruppen durch drehzahlgeregelte Frequenzumrichter ersetzt. Es wurden diejenigen Störfälle neu bewertet, deren Ablauf von dieser Anlagenänderung beeinflusst sein könnte. Dem ENSI liegt die Sicherheitsanalyse für eine typische Kernbeladung vor. Diese zeigt, dass die technischen Sicherheitskriterien jederzeit eingehalten werden. Es wurde ebenfalls nachgewiesen, dass auch mit neuer Regelung der Reaktorwärmepumpen die existierenden Sicherheitsgrenzwerte ihre Gültigkeit behalten, und dass diese Grenzwerte im Falle der bewerteten Ereignisse nicht überschritten werden.²⁴⁷

6.2.2.4 Wellenbruch einer Reaktorwärmepumpe

Angaben des KKM

Ein plötzlicher Bruch der Welle der Reaktorwärmepumpe führt zu einer rapiden Verringerung des Kerndurchsatzes und hat ähnliche Auswirkungen wie das Ereignis „Blockieren einer Reaktorwärmepumpe“.

Der Störfall wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Er ist nicht limitierend und wird von dem Ereignis „Blockieren einer Reaktorwärmepumpe“ abgedeckt. Der Störfall wird von Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden.

Es wird kein Brennstoffdefekt erwartet und kein Primärkühlmittel freigesetzt. Die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes werden nicht überschritten.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bewertet den Störfall als nicht limitierend. Er wird vom Ereignis „Blockieren einer Reaktorwärmepumpe“ abgedeckt. Es wurde ebenfalls gezeigt, dass auch mit neuer Regelung der Reaktorwärmepumpen

die existierenden Sicherheitsgrenzwerte ihre Gültigkeit behalten, und dass diese Grenzwerte im Falle der bewerteten Ereignisse nicht überschritten werden.²⁴⁷ Die technischen Kriterien werden eingehalten.

6.2.2.5 LOCA im Primärcontainment

Angaben des KKM

Ziel der LOCA-Analysen ist es, das volle Spektrum möglicher Leitungsbrüche unter Berücksichtigung des Einzelfehler- und Instandhaltungskriteriums abdeckend zu analysieren und den limitierenden Kühlmittelverlust in Bezug auf die Einhaltung der technischen Kriterien zu identifizieren. Die Analysen müssen zeigen, dass die für diese Ereignisse resultierende maximale Hüllrohrtemperatur unter 1 204 °C liegt. Die postulierten Bruchgrößen und Bruchlagen umfassen:

- grosse, mittelgrosse und kleine Bruchflächen in den Umwälzschleifen
- Brüche in den Kernsprühleitungen im Containment
- Brüche in den Speisewasserleitungen im Containment
- Brüche in den Frischdampfleitungen im Containment

Der doppelendige Bruch einer Umwälzschleife (auch als grosser LOCA oder Auslegungs-LOCA bezeichnet) stellt die grössten Anforderungen an das Kernnotkühlssystem. Der grosse Bruchquerschnitt führt zu einem Druckabbau im RDB. Die volle Kühlkapazität einer der beiden unabhängigen Stränge des Kernsprühsystems (CS) genügt, um die ausreichende Kernkühlung während des Störfallablaufs zu gewährleisten. Der LOCA ist ein limitierender Störfall der Störfallkategorie 3 und stellt die grössten Anforderungen an die Einhaltung der technischen Kriterien der Verordnung des UVEK.

Der Bruch einer CS-Leitung wird bei mittelgrossen Brüchen als Sonderfall betrachtet. Es wird der gleichzeitige Ausfall des zweiten CS-Strangs angenommen. In diesem Fall wird das ADS und RCIC in Verbindung mit dem ALPS benötigt, um eine ausreichende Kernkühlung während des Störfallablaufs zu gewährleisten (Kernkühlung während des Druckabbaus).

Die Brüche in den Speisewasser- und Frischdampfleitungen sind nicht limitierend und werden durch den doppelendigen Bruch einer Umwälzschleife abgedeckt.

Generell sorgen zwei getrennte und unabhängige Systeme beim gesamten Spektrum der möglichen Umwälzschleifen-, Speisewasser- oder Frischdampf-Leitungsbruchquerschnitten dafür, dass die Akzeptanzkriterien der U.S. NRC für Kühlmittelverluststörfälle eingehalten werden.

Die Containment-Analyse zeigt, dass eine durch den LOCA verursachte Temperatur- oder Drucktransiente die Auslegungsgrenzen des Primärcontainments nicht überschreitet.

Beurteilung des ENSI

Das Ereignis „LOCA im Primärcontainment“ ist ein Auslegungsstörfall. Der Störfall wurde analysiert^{252,253,254} und von der damaligen HSK akzeptiert.

Zur Umsetzung des aktuellen Regelwerks hat das KKM einen Mindestumfang an erforderlichen Neuanalysen definiert.²⁵⁵ Darunter ist auch der LOCA. Diese für die Kühlmittelverluststörfälle abdeckende Analyse ist Teil der Umsetzung der Forderung 6.1-1.

6.2.2.6 Bruch einer Messleitung innerhalb des Primärcontainments

Angaben des KKM

Der Bruch einer Messleitung innerhalb des Primärcontainments ist repräsentativ für den Bruch einer kleinen Dampf- oder Flüssigkeitsleitung innerhalb des Primärcontainments. Nach dem Bruch bleibt die Anlage solange im Leistungsbetrieb, bis vom Operateur Massnahmen zur Behebung der Störung eingeleitet werden.

Das Abschalten des Reaktors und der RDB-Druckabbau werden als Folgemassnahme des Störfalls den Betriebsvorschriften entsprechend durchgeführt.

Dieser Störfall ist nicht limitierend und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Der Störfall wird von Betriebssystemen beherrscht. Nachgelagerte redundante Sicherheitssysteme sind vorhanden. Er wird durch den Störfall „Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments“ abgedeckt, dessen Folgen als schwerwiegender bewertet werden. Als Folge dieses Störfalles werden weder Brennstoffschäden noch eine Gefährdung der Sicherheitsgrenzen des ASME-Codes erwartet. Der Störfall stellt keine Gefahr für die Umschliessung des Primärkühlmittelsystems dar.

Beurteilung des ENSI

Der Nachweis ist aus Sicht des ENSI nicht detailliert ausgeführt. Gemäss Art. 10 der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² soll für einen Störfall der Störfallkategorie 2 jederzeit ein ausreichender Wärmeübergang von den BE-Hüllrohren zum Kühlmittel gewährleistet sein. Der Wert MCPR darf die Sicherheitsgrenze nicht unterschreiten. Es muss sichergestellt werden, dass die technischen Kriterien unter Berücksichtigung des wirksamsten Einzelfehlers gemäss Art. 10 Abs. 1 Bst. a KEV und des 30-Minuten-Kriteriums gemäss Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV eingehalten werden. Der Nachweis ist Teil der Erfüllung der Forderung 6.1-1.

6.2.2.7 Brennelementabsturz

Angaben des KKM

Bei diesem Störfall handelt es sich um eine fehlerhafte Brennelement-Handhabung, die einen Absturz eines Brennelementes zur Folge hat. Er tritt bei Brennelementbewegungen auf, wenn der Reaktor abgefahren ist und das Primärcontainment und der Reaktordruckbehälter geöffnet sind. Beim Absturz des Brennelements auf den Kern werden Brennstäbe beschädigt, deren Aktivität über das Brennelementbecken- und Reaktorwasser in das Sekundärcontainment freigesetzt wird. Ein hoher Strahlungspegel im Abluftsystem des Reaktorgebäudes führt zur Isolation des Sekundärcontainments und zur Inbetriebnahme des Notabluftsystems.

Der Brennelementabsturz ist ein limitierender Störfall und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Er wird als Auslegungsstörfall betrachtet, da er die grösste direkte Freisetzung ins Sekundärcontainment verursacht. Der Reaktorbetrieb ist nicht Bestandteil der Störfallbewertung, da er sich im kalt abgestellten Zustand befindet beziehungsweise da das Brennelement in das BE-Becken stürzt und den Reaktorbetrieb somit nicht beeinflusst. Es wird konservativ angenommen, dass beim Brennelementabsturz die äussere Reihe der Brennstäbe im Brennelement beschädigt werden.

Beurteilung des ENSI

Das Ereignis „Brennelementabsturz“ ist gemäss der Eintrittshäufigkeit in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Gemäss Art. 10 Bst. c der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² darf bei einem Störfall dieser Kategorie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre nicht beeinträchtigt werden. Das KKM hat den Nachweis für das Ereignis „Brennelementabsturz“ im Rahmen der Forderung 6.1-1 zu behandeln.

6.2.2.8 Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments

Angaben des KKM

Der Bruch einer Messleitung ist repräsentativ für den Bruch kleiner Dampf- oder Flüssigkeitsleitungen ausserhalb des Primärcontainments. Messleitungen die vom Primärcontainment in das Sekundärcontainment führen, sind sekundärseitig mit einem Isolationsventil und einer durchflussbegrenzenden Rückschlagklappe ausgestattet. Die Ausnahme sind acht Messleitungen des alternativen Reaktorabschalt- und Isolationsystems (ARSI) und die RCIC-Systeme, deren Zweigleitungen über keine Rückschlagklappen verfügen. Beim Bruch einer Leitung nach der Rückschlagklappe wird der Kühlmittel- beziehungsweise Dampfverlust durch das Schliessen der Rückschlagklappe automatisch beendet. Beim Bruch einer Leitung vor der Rückschlag-

klappe oder beim Bruch einer der Leitungen ohne Rückschlagklappe besteht die Leckage so lange, bis der Reaktordruck abgebaut ist. In diesem Fall wird automatisch das Sekundärcontainment isoliert und das Notabluftsystem in Betrieb genommen.

Der Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments ist kein limitierender Störfall und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Der Störfall wird hinsichtlich der technischen Grenzwerte, des Kern- und Systemverhaltens durch den Störfall „LOCA im Primärcontainment“ abgedeckt. Als Folge dieses Störfalles werden weder Brennstoffschäden noch eine Gefährdung der Sicherheitsgrenzen des ASME-Codes erwartet.

Beurteilung des ENSI

Analog zum Ereignis „Bruch einer Messleitung innerhalb des Primärcontainments“ (vgl. Kapitel 6.2.2.6) ist auch für den Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments der Sicherheitsnachweis zur Einhaltung der technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 unter Berücksichtigung des wirksamsten Einzelfehlers gemäss Art. 10 Abs. 1 Bst. a KEV und des 30-Minuten-Kriteriums gemäss Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV Teil der Umsetzung der Forderung 6.1-1.

6.2.2.9 Bruch einer Frischdampf-Leitung ausserhalb des Primärcontainments

Angaben des KKM

Beim Bruch einer Frischdampfleitung ausserhalb des Primärcontainments werden folgende Brüche berücksichtigt:

- Brüche einer der Frischdampfleitungen innerhalb des Reaktorgebäudes oder Maschinenhauses
- Bruch einer Clean-Up-Leitung
- Bruch der STCS-Leitungen

Frischdampfleitungsbrüche ausserhalb des Primärcontainments werden als limitierende Störfälle im Sinne der Einhaltung der grundlegenden Schutzziele betrachtet, die nur dann eine Neuanalyse erfordern, wenn eine Änderung in der zulässigen Reaktorkühlmittelaktivität gemäss der Technischen Spezifikation vorliegt. Die STCS-Leitungsbrüche werden in die Störfallkategorie 3 eingestuft, alle anderen in die Störfallkategorie 2.

Der grosse Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes führt zur Isolierung des Abluftsystems im Reaktorgebäude und zum Start der Notabluft. Das Ereignis ist durch den grossen Frischdampfleitungsbruch in Maschinenhaus abgedeckt.

Der grosse Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus stellt in Verbindung mit der Aktivitätsfreisetzung in die Umwelt die grössten Anforderungen an die Einhaltung der radiologischen Grenzwerte dar. Dieser Bruch wird daher radiologisch als Auslegungsbruch betrachtet und deckt sämtliche weiteren Brüche bei dampfführenden Leitungen ausserhalb des Containments ab. Er führt zum Schliessen der Frischdampfisolationsventile (MSIV) gefolgt von einem SCRAM. Die Analyse zeigt, dass der Kern mit Kühlmittel bedeckt bleibt und kein Brennstoffdefekt erwartet wird. Die druckführende Umschliessung des Kühlmittels wird isoliert. Der Druckanstieg wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt, womit nachgewiesen wird, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden. Der berechnete Maximaldruck im Sekundärcontainment bleibt unter dem Auslegungsdruck.

Der Bruch einer Clean-Up-Leitung führt analog zum Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes zur Umschaltung auf die Notabluft im Reaktorgebäude. Die ausgetretene Wassermenge führt nicht zur Gefährdung der Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m.

Der Bruch einer STCS-Leitung führt ebenfalls zur Umschaltung auf die Notabluft im Reaktorgebäude. Der geschätzte Wasserdurchfluss aus einem vollständigen Bruch an der tiefsten Stelle der Abfahrkühlung führt zu einer Überflutung der Ebene -11 m im Reaktorgebäude, wenn konservativ eine Reaktionszeit von 30 Minuten für die Operateurhandlung berücksichtigt wird. Die Betriebsfähigkeit der Kernnotkühlsysteme ist jedoch nicht gefährdet.

Beurteilung des ENSI

In der Analyse „Frischdampfleitungsbruch in Maschinenhaus“ gibt das KKM die freigesetzten Dampf- und Flüssigkeitsmengen im Maschinenhaus bis zur Reaktorisolation an und bewertet die radiologischen Konsequenzen. Der Frischdampfleitungsbruch in Maschinenhaus wird vom ENSI radiologisch im Kapitel 6.3.5.3 bewertet. Technisch wird er durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Die technischen Kriterien werden eingehalten.

Der Bruch einer Clean-Up-Leitung ist im Vergleich zu beiden anderen Szenarien weniger schwerwiegend, da die Gesamtmenge des ausgetretenen Reaktorwassers kleiner ist und unter der Förderkapazität des Containment-Rückfördersystems liegt.

Der Bruch der STCS-Leitung stellt im Unterschied zum Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus die grösseren technischen Anforderungen an die Sicherheit. Er führt zu einem möglichen Kühlmittelverlust aus dem Reaktor sowie aus dem mit dem Reaktor verbundenen Brennelementbecken, welcher durch das Schliessen der STCS-Isolationsventile beendet wird. Der maximal mögliche Wasserdurchfluss (konservative Randbedingung) aus einem vollständigen Bruch an der tiefsten Stelle der Abfahrkühlleitung führt nach Wertung des ENSI zu einer Überflutung auf -11 m. Das Containment-Rückfördersystem CRS pumpt das ausgelaufene Reaktorwasser in den Torus oder in das Aufbereitungsgebäude. Der Operateur hat mehr als 30 Minuten Zeit zu reagieren und Massnahmen zu treffen. In dieser Zeit fällt keines der Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m aus. Die Richtlinie ENSI-A01²³¹ fordert unter Punkt 4.4.5, die Störfallnachweise bis zum Erreichen eines sicheren stabilen Anlagenzustandes zu führen. Das KKM hat den Nachweis „Bruch der STCS-Leitung“ im Rahmen der Forderung 6.1-1 zu behandeln.

6.2.2.10 Bruch einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments

Angaben des KKM

Der Bruch einer Speisewasserleitung ist das repräsentative Ereignis für Brüche grosser wasserführender Leitungen ausserhalb des Primärcontainments. Es wird der Bruch im Maschinenhaus betrachtet, da dieser aus radiologischer Sicht schwerwiegendere Folgen hat als ein Bruch im Reaktorgebäude. Der Bruch hat ein Absinken des RDB-Füllstandes zur Folge, welches einen SCRAM durch das Kriterium „RDB-Füllstand tief“ auslöst. Die Rückschlagventile in der Speisewasserleitung isolieren den Bruch. Durch das Schliessen der MSIV wird der Reaktor isoliert, wobei der Anstieg des Reaktordrucks durch ein Öffnen der SRV begrenzt wird. Die Kernkühlung wird durch eine Kombination der Funktionen des RCIC, CS, ALPS und ADS-LEVEL, die Toruskühlung durch eine Kombination der Funktionen des TCS und STCS gewährleistet.

Der Bruch einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments ist ein nicht limitierender Störfall im Sinne der Einhaltung der technischen Kriterien und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Der Störfall führt zum Verlust des Speisewassers, zur Anregung von SCRAM und Reaktorisolation durch den RDB-Füllstand. Die Kernkühlung wird durch eine Kombination aus Hochdruckeinspeisung (RCIC), Niederdruckeinspeisung (CS und ALPS) und Druckentlastung (ADS-LEVEL) unter Berücksichtigung des N-minus-2-Kriteriums (zweifacher Einzelfehler) gewährleistet. Die Toruskühlung erfolgt durch das Toruskühlsystem (TCS) und Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS).

Aufgrund dieser Analysen werden keine störfallbedingten Brennstoffdefekte erwartet. Eine Reaktordruckspitze wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit wird nachgewiesen, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Der Bruch einer Speisewasserleitung im Reaktorgebäude kann zu einer internen Überflutung der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes mit dem Ausfall von Sicherheitssystemen führen. Der Bruch einer Speisewasserleitung innerhalb des Reaktorgebäudes wird zu einem kurzfristigen und schnellen Füllen des Auffangbehälters im Dampftunnel sowie zu einer Erhöhung der Temperatur im Dampftunnel führen. Die Temperaturerhöhung ist durch die Verdampfung des heissen Speisewassers beim Austritt (Flashing) bedingt. Der

Flashing-Anteil beträgt nach Bewertung des ENSI rund 20 % der ausgetretenen Speisewassermenge. Die Wasserniveau- und Temperatur-Signale im Dampftunnel reduzieren automatisch den Durchfluss des Speisewassers und isolieren die Leckage. Damit wird eine Überflutung des Reaktorgebäudes verhindert. Das Ereignis beeinflusst nach Wertung des ENSI das Abfahren der Anlage in den sicheren Zustand nicht. Der Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus ist hinsichtlich der technischen Kriterien nicht limitierend und wird durch den Bruch einer Speisewasserleitung im Reaktorgebäude abgedeckt.

6.2.2.11 Leckage in oder Versagen der Abgasanlage

Angaben des KKM

Bei diesem Störfall werden drei Ereignisse betrachtet:

- Versagen der Abgasanlage (Störfallkategorie 2)
- Störung im Sperrdampfsystem (Betriebsstörung)
- Versagen der Dampfstrahlsauger (Störfallkategorie 2)

Der Störfall wird von Betriebssystemen beherrscht, es sei denn, es tritt ein Vakuumverlust in beiden Hauptkondensatoren auf. Dieser abdeckende Fall hat den Turbinenabschluss, das Schliessen der Turbinen-Bypass-Ventile und der MSIV zur Folge.

Leckagen in oder Versagen der Abgasanlage sind keine limitierenden Störfälle. Der Verlust des Kondensatorvakuum beider Turbinen wird als geringere Gefährdung für die Grenzwerte bewertet als das abdeckende Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“. Bei diesem Ereignis wird kein Brennstoffdefekt erwartet. Ein steigender Reaktordruck wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit wird nachgewiesen, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Die technischen Kriterien werden eingehalten. Die Unterkritikalität, ein ausreichender Wärmeübergang von den BE-Hüllrohren zum Kühlmittel und die Integrität der Brennstab-Hüllrohre, des Reaktorkreislaufs und des Primärcontainments sind jederzeit gewährleistet.

Der Nachweis dient primär zur Einhaltung der grundlegenden Schutzziele gemäss Art. 1 Bst. d der „Gefährdungsannahmenverordnung“.²²

6.2.2.12 Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung

Angaben des KKM

Das Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung umfasst kleine Leckagen in Anlageleitungen und Brüche der Abwasserbehälter. Bei den radioaktiven Abwässern handelt es sich um Leckage- oder Entleerungswasser aus der kontrollierten Zone sowie Abwässer des Chemielabors, der Wäscherei, der Duschen und der Dekontamination. Es wird erwartet, dass bei einem Versagen des Systems der Operateur die nötigen Massnahmen ergreift, um ein weiteres Austreten des Abwassers zu verhindern. Alle Abwasserspeicherbehälter sind zur Gebäudeatmosphäre hin offen. Vom radiologischen Standpunkt aus hat das auf den Boden ausgelaufene Wasser keine Auswirkungen auf die Umwelt, weil das Aufbereitungsgebäude mit Grundwasserschutzeinrichtungen ausrüstet ist.

Der Störfall ist nicht limitierend hinsichtlich der technischen Kriterien und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Er wird von Betriebssystemen beherrscht. Es ist kein Brennstoffdefekt zu erwarten. Es besteht keine Gefährdung der Barrieren.

Beurteilung des ENSI

Die technischen Kriterien werden eingehalten. Die Unterkritikalität, ein ausreichender Wärmeübergang von den BE-Hüllrohren zum Kühlmittel und die Integrität der Brennstab-Hüllrohre, des Reaktorkreislaufs und des Primärcontainments sind jederzeit gewährleistet. Für eine Nachweisführung sind Angaben zum Inventar erforderlich, damit gezeigt werden kann, wodurch der Störfall radiologisch abgedeckt ist. Das KKM hat den Störfall „Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung“ im Rahmen der Bearbeitung der Forderung 6.1-1 radiologisch zu bewerten.

6.2.3 Sonstige Ereignisse

6.2.3.1 SCRAM-Versagen im Anforderungsfall (ATWS)

Angaben KKM

Der Störfall ATWS (Anticipated Transient Without SCRAM) ist dadurch gekennzeichnet, dass bei einer Reaktorschnellabschaltung SCRAM nur ein Teil oder überhaupt kein Steuerstab in den Kern einfährt. Folgende Versagensmöglichkeiten der Reaktorschnellabschaltung werden unterschieden:

- ein mehrfaches elektromechanisches Versagen im Reaktorschutzsystem
- ein mehrfaches mechanisches Versagen von Steuerstabantrieben oder Steuerstäben
- ein hydraulisches Versagen der Steuerstabantriebe aus gemeinsamer Ursache (Common Cause)

Aufgrund des erforderlichen Mehrfach- oder Common-Cause-Versagens handelt es sich beim ATWS um einen auslegungsüberschreitenden Störfall. Dieser wird unter Verwendung realistischer Anfangs- und Randbedingungen ohne Unterstellung eines Einzelfehlers untersucht.

Aufgrund von Anforderungen der U.S. NRC²⁵⁸ wurden früher folgende Änderungen an der Anlage vorgenommen, um die Zuverlässigkeit der Reaktorabschaltung zu erhöhen:

- alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem ARSI
- Reaktorvergiftungssystem SLCS (Teil der ursprünglichen Auslegung)
- Gewährleistung des automatischen Ausschaltens der Umwälzpumpen bei einem ATWS

Die Sicherheitsanalyse für den ATWS beruht auf generischen ATWS-Studien.²⁵⁶ Das KKM hat auf die Möglichkeit einer anlagenspezifischen Analyse hingewiesen.²⁵⁷

Bei einem ATWS ist eine Reaktorabschaltung in zwei Phasen erforderlich. Ziel der ersten Phase ist die Zufuhr negativer Reaktivität, Ziel der zweiten Phase das Erreichen des kalten unterkritischen Zustands. Die anfängliche Zufuhr negativer Reaktivität erfolgt durch die Abschaltung der Reaktorumwälzpumpen durch das ARSI-System. Bei hohem RDB-Druck oder tiefen RDB-Füllstand erfolgt die Reaktorumwälzpumpen-Abschaltung automatisch. Um den kalten unterkritischen Zustand zu erreichen, muss der Operateur das SLCS in Betrieb nehmen.

Bezüglich Abschaltreaktivität wird die Reaktorabschaltung mit dem SLCS für jeden Betriebszyklus neu bewertet. Die Ergebnisse werden im zyklusspezifischen Brennstoff-Freigabebericht (Supplemental Reload Licensing Report) dokumentiert.

Beurteilungsgrundlage des ENSI

Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50.62²⁵⁸

Beurteilung des ENSI

Gemäss Punkt 5 e der Richtlinie ENSI-A01²³¹ ist der ATWS als auslegungsüberschreitendes Ereignis technisch zu analysieren.

Die Anforderungen der U.S. NRC²⁵⁸ für den ATWS sind durch das Vergiftungssystem (SLCS), das alternative Reaktorabschalt- und Isolationssystem (ARSI) und die automatische Umwälzpumpen-Abschaltung erfüllt. Diese Massnahmen sind geeignet, die Auswirkungen eines ATWS zu mindern. Eine Beherrschbarkeit ist durch diese Massnahmen jedoch nicht anlagespezifisch nachgewiesen. Die bestehende ATWS-Analyse ist eine generische Analyse für Siedewasserreaktoren aus dem Jahre 1979. Das ENSI verlangt deshalb eine KKM-spezifische ATWS-Analyse. Die ATWS-Analyse ist hinsichtlich der Kerntemperatur und der Wassertemperatur des Torus anlagespezifisch zu führen und in die Umsetzung der Forderung 6.1-1 einzubinden.

Hinsichtlich der Abschaltreaktivität liegt dem ENSI mit jeweiligem Brennstoff-Freigabebericht (Supplemental Reload Licensing Report) der zyklusspezifische Nachweis vor, dass der geforderte Grenzwert nicht unterschritten wird.

6.2.3.2 Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM

Angaben des KKM

Das Ereignis „Schliessen der Frischdampfisolationsventile MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ wird analysiert, um nachzuweisen, dass die Anforderungen des ASME-Codes bezüglich Überschreitung des Auslegungsdrucks des RDB und der druckführenden Kühlmittelum-schliessung des Reaktors eingehalten werden. Das Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM wird als abdeckendes Druckaufbauereignis erachtet, wobei konservativerweise die schnellste Schliesszeit der MSIV angenommen sowie die SCRAM-Anregung durch die MSIV ignoriert wird. Darüber hinaus wird angenommen, dass nach dem Schliessen der MSIV die SRV erst beim höchsten Auslösewert öffnen und dass das Öffnen des ersten Ventils versagt.

Dieses Ereignis ist ein generisches Ereignis, welches abdeckend für jeden Betriebszyklus neu bewertet wird, mit dem Ziel, die Anforderungen des ASME-Codes zu erfüllen. Diese zeigen abdeckend, dass die Druckgrenzwerte der Kühlmittelum-schliessung des Reaktors nicht überschritten werden und das technische Kriterium zur Integrität des Reaktorkühlkreislaufs eingehalten wird.

Beurteilung des ENSI

Mit dem abdeckenden Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ wird zyklusspezifisch die Einhaltung der Anforderung des ASME-Codes gezeigt. Die Annahmen bezüglich MSIV-Schliesszeit und SRV-Auslösewert erhöhen die Konservativität der Analyse. Die Ergebnisse der Analyse im jeweiligen zyklusspezifischen „Supplemental Reload Licensing Report“ weisen nach, dass die Kapazität der SRV ausreicht, um die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs sicherzustellen.

6.2.3.3 Stabilität

Angaben des KKM

Schwingungen in der Leistungs- und Kühlmittelverteilung im Reaktorkern können zu einer Verletzung der thermischen Betriebs- oder Sicherheitsgrenzen führen. Mittels Stabilitätsanalysen wird nachgewiesen, dass die Auslegung des Kerns, der Kernkühlung sowie der Regel- und Schutzsysteme solche Schwingungen verhindert beziehungsweise frühzeitig beseitigt. Drei Stabilitätstypen werden betrachtet:

- Stabilität der Gesamtanlage
- Kernstabilität
- thermohydraulische Stabilität in einzelnen Brennelementen

Die Stabilität der Gesamtanlage wird durch die Auslegung und Einstellung von Betriebs- und Sicherheitssystemen gewährleistet und mittels Anfahrversuchen demonstriert.

Die Prüfung der Kern- und Brennelementstabilität erfolgt zyklusspezifisch oder bei der Einführung von neuen Brennelementtypen. Das Stabilitätsverhalten wird mit dem an Stabilitätsversuchen qualifizierten Programm

ODYSY untersucht, wobei die entscheidende analytische Grösse das „Decay Ratio“ ist. Mit der Stabilitätsanalyse wird der unerlaubte Bereich im Leistungs-Durchsatz-Betriebskennfeld für den stationären Reaktorbetrieb festgelegt, in dem die ungedämpften oder unkontrollierten Leistungsschwankungen auftreten können. Der unerlaubte Betriebsbereich wird vom Stabilitätsmonitor SIMON überwacht.

Beurteilung des ENSI

Gemäss Art. 7 Bst. b KEV sollen Abweichungen vom Normalbetrieb soweit möglich durch ein selbstregulierendes, fehlertolerantes Anlagenverhalten aufgefangen werden. Diese Anforderung wird aus Sicht des ENSI im KKM im ausreichenden Masse erfüllt, indem das mögliche instabile Kernverhalten durch die Definition, Überprüfung und Überwachung des unerlaubten Betriebsbereichs vermieden wird. Darüber hinaus greift im Anforderungsfall der Reaktorschutz ein und beendet die Leistungsschwankungen durch Schnellabschaltung. Während des Überprüfungszeitraums traten keine Instabilitäten auf.

6.2.3.4 Ausfall des Haupt-Kommandoraums (MCR)

Angaben des KKM

Ein Brand, Rauch oder sonstige Gase im Haupt-Kommandoraum (Main Control Room, MCR) können dessen Verfügbarkeit und Funktionen bis hin zum Totalausfall einschränken. Bleiben intervenierende Operateurmassnahmen aus, so wird bei Reaktorniveau 3 ein SCRAM ausgelöst. Das RCIC und ALPS werden bei Reaktorniveau 2 aktiviert, wobei das RCIC die anfängliche Kernkühlung sicherstellt. Das automatische Öffnen der PRV ab einem bestimmten Reaktordruck führt zum Druckabbau im Reaktor, worauf das ALPS-System die Kernkühlung übernimmt. Das TCS wird aktiviert, um die Wassertemperatur des Torus zu begrenzen.

Der Ausfall des Haupt-Kommandoraums ist aufgrund der Anzahl unabhängiger Fehler auslegungsüberschreitend. Das Ereignis ist nicht limitierend und in der Sicherheitsanalyse nicht speziell analysiert. Bei diesem Ereignis wird kein Brennstoffdefekt erwartet. Der eventuell ansteigende Reaktordruck wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit ist nachgewiesen, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Falls der Störfall eskaliert, wird die Reaktorschnellabschaltung durch Reaktorniveau 3 ausgelöst. Der Reaktorfüllstand wird durch das RCIC-System aufrechterhalten. 30 Minuten nach dem SCRAM-Signal öffnen die PRV zur Druckabsenkung. Ab einem Reaktordruck von 12 bar übernimmt das ALPS die Kernkühlung. Die Kernbedeckung mit Wasser und somit der ausreichende Wärmeübergang ist jederzeit gewährleistet. Der Störfall ist durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt.

6.2.3.5 Schliessen aller MSIV mit einem offen blockierten SRV (SORV)

Angaben des KKM

Bei diesem Ereignis wird ein Schliessen aller MSIV postuliert. Es wird angenommen, dass beim Schliessen der geöffneten SRV eines in der offenen Stellung blockiert bleibt. Es wird weiter angenommen, dass das Speisewasser für die Kernkühlung nicht verfügbar ist. Das Schliessen der MSIV löst den SCRAM aus und das RCIC übernimmt die anfängliche Kernkühlung. Die Auslösung der automatischen Druckentlastung ADS baut den Druck im RDB ab, bis das ALPS die Aufrechterhaltung des RDB-Füllstandes übernehmen kann. Der über die SRV abgeblasene Dampf verursacht eine Erhöhung der Wassertemperatur des Torus, worauf das TCS und das STCS automatisch oder vom Operateur in Betrieb genommen werden.

Dieses Ereignis ist nicht begrenzend und wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Das auslegungsüberschreitende Ereignis „Verlust der Speisewasserversorgung mit einem SORV und ohne CS“ deckt diesen ab. Die auslegungsgemässe Integrität und Funktion der Barrieren bleiben erhalten.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das Ereignis „Schliessen aller MSIV mit einem offen blockierten SRV (SORV)“ nur dann durch das Ereignis „Verlust der Speisewasserversorgung mit einem SORV und ohne CS“ abgedeckt werden kann, wenn die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 gemäss Art. 10 der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² erfüllt werden. Der Verlust der Speisewasserversorgung stellt eine höhere Anforderung an die Sicherheitssysteme als das Schliessen aller MSIV. Dabei wird die Kernkühlung durch die Sicherheitssysteme des SUSAN gewährleistet. Hierfür kommen die einzelfehlersicheren Systeme für die Hochdruck- bzw. Niederdruckeinspeisung RCIC bzw. ALPS zum Einsatz. Ein Brennelementdefekt ist nicht zu erwarten. Der Störfall „Schliessen aller MSIV mit einem offen blockierten SRV (SORV)“ ist im Rahmen der Forderung 6.1-1 zu überprüfen.

6.2.3.6 Verlust der Speisewasserversorgung mit einem SORV und ohne CS

Angaben des KKM

Bei diesem Ereignis wird ein Verlust der Speisewasserversorgung mit einem offen blockierten SRV postuliert. Zusätzlich wird der Ausfall des CS und des Eigenbedarfs angenommen. Ein SCRAM wird spätestens bei niedrigem Reaktorfüllstand oder hoher Wassertemperatur des Torus vom alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystem (ARSI) ausgelöst. Die SRV öffnen, um den Reaktordruck abzubauen, wobei beim Schliessen ein SRV in der offenen Stellung blockiert bleibt. Die MSIV schliessen und das RCIC übernimmt die anfängliche Kernkühlung. Die durch das ADS initiierte Druckentlastung baut den Druck im RDB ab, bis das ALPS die Aufrechterhaltung des RDB-Füllstandes übernehmen kann. Der über den SRV abgeblasene Dampf verursacht eine Erhöhung der Wassertemperatur im Torus, worauf das TCS und das STCS automatisch oder vom Operateur in Betrieb genommen werden.

Der Verlust der Speisewasserversorgung mit einem SORV und ohne CS wird als nicht limitierendes Ereignis betrachtet und ist aufgrund der Anzahl unabhängiger Fehler auslegungsüberschreitend. Die Sicherheitsanalyse³ zeigt, dass keine Kernabdeckung stattfindet und die Abfuhr der Nachzerfallswärme gewährleistet ist.

Beurteilung des ENSI

Das KKM zeigt, dass die durch die U.S. NRC definierten Kriterien für Kühlwasserverluststörfälle erfüllt werden. Damit sind die Kriterien des schweizerischen Regelwerks für die Störfallkategorie 3 eingehalten.

6.2.3.7 Erdbeben

Angaben des KKM

Bei der Erdbebenauslegung des KKM im Jahre 1967 auf Basis der Seismizität in den Schweizer Alpen und benachbarten Regionen wurde eine horizontale Bodenbeschleunigung von 0,12 g und eine vertikale Bodenbeschleunigung von 0,08 g auf Reaktorgebäudefundamentniveau als Auslegungsbasis für sicherheitsrelevante Systeme, Strukturen und Komponenten (SSK) festgelegt. In den 1970-er Jahren wurde das Sicherheitserdbeben mit einer Eintrittshäufigkeit von 10^{-4} pro Jahr und Bodenbeschleunigungskennwerten von 0,15 g horizontal und 0,10 g vertikal definiert. Im Jahre 1999 forderte das ENSI die Kernkraftwerksbetreiber auf, die Erdbebengefährdung nach dem neuesten Stand der Wissenschaft und Technik neu zu bestimmen, worauf das Projekt PEGASOS in Auftrag gegeben wurde. Um die Unschärfe der PEGASOS-Ergebnisse zu reduzieren, wurde 2008 das PEGASOS Refinement Project (PRP) gestartet.

Das KKM hat die seismischen Gefährdungsannahmen auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED) und der im Rahmen des PRP erhobenen Standortdaten neu ermittelt. Für die Berechnung wurden die aktuellen Resultate der Abminderungsmodellierung verwendet. Da einige Untersuchungen im Rahmen des PRP noch nicht abgeschlossen waren, wurden bei der Bestimmung der vorläufigen Gefährdung „PRP Intermediate Hazard (PRP-IH)“ einige vereinfachende Annahmen gemacht. Des Weiteren wurden die Erdbebenfestigkeiten (Fragilities) mit der PEGASOS Gefährdung berechnet

und nachträglich auf die PRP-IH-Spektralform mit frequenzabhängigen Skalierungsfaktoren umgerechnet. Die neue, für die deterministische Nachweisführung massgebende maximale Bodenbeschleunigung beträgt 0,24 g. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für die zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens relevanten SSK aufgrund der neuen seismischen Gefährdungsannahmen wurden mit der Aktennotiz vom 8. Dezember 2011,²⁵⁹ der deterministische Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens mit Schreiben vom 28. März 2012 eingereicht.²⁴¹ Der Nachweis berücksichtigt das potenzielle Versagen von SSK, welche die erforderlichen Erdbebenfestigkeiten nicht erreichen. Ferner wird konservativ die Nichtverfügbarkeit einer SUSAN-Division (Strang III oder IV des Notstandssystems) angenommen, obgleich die Erdbebenfestigkeit beider Stränge nachgewiesen wurde. Mit dieser Annahme ist das Einzelfehlerkriterium nach Art. 10 Abs. 1 Bst. a KEV abgedeckt.

Ein Erdbeben dieser Stärke wird in die Störfallkategorie 3 gestuft. In der Sicherheitsanalyse werden potenziell abdeckende Ereignisabläufe berücksichtigt. Insbesondere werden folgende Fälle betrachtet:

- Reaktorisolation mit 1 RCIC und 2 PRV
- Reaktorisolation mit 2 RCIC und 1 PRV
- besondere Notfallbedingungen (Special Emergency Conditions, SEC) mit 1 RCIC und 1 ALPS mit einem offen blockierten SRV (SORV)
- besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 PRV, 2 RCIC, 1 ALPS, 1 CWS und 1 TCS
- Frischdampf- und Speisewasserleitungsbruch mit 1 RCIC, ADS und 1 ALPS

Diese Ereignisabläufe werden im Sicherheitsbericht³ sowie in SUSAN-Auslegungsanalysen^{252,253,254} beschrieben.

Kernkühlung

Die Ergebnisse der Analysen bestätigten die ursprüngliche, konservative Auslegung des KKM gegen Erdbeben und zeigen insbesondere, dass die Auslegung des Reaktorgebäudes, des Primärcontainments und der darin aufgestellten mechanischen Ausrüstungen (Reaktorkühlsystem, Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme) auch den höheren Anforderungen genügt. Die Anlage kann in einen sicheren Zustand überführt werden, in dem sie mindestens drei Tage stabil gehalten werden kann.

Es konnte gezeigt werden, dass die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen für einen Zeitraum von mindestens drei Tagen zur Verfügung stehen und die Anlage für diesen Zeitraum in einem sicheren Zustand gehalten werden kann. Die Vorgaben der Strahlenschutzverordnung werden jederzeit eingehalten.

Brennelement-Beckenkühlung

Für das Brennelementbecken (BEB) hat das KKM separate Analysen durchgeführt. Dabei wird das vollständige Versagen der Brennelement-Beckenkühlung angenommen. Es werden die maximalen Verdunstungs- und Verdampfungsverluste für den limitierenden Fall beim Versagen der Dammplatte berücksichtigt. Es wurde nachgewiesen, dass ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel gewährleistet ist.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat den sicherheitstechnischen Nachweis des KKM geprüft und dazu Stellung genommen.²⁶⁰ Das ENSI hat die Neuberechnete Gefährdung PRP-IH sowie die bei deren Bestimmung getroffenen Annahmen und Vereinfachungen geprüft und akzeptiert diese Gefährdung als Grundlage für die gemäss Verfügung vom 1. April 2011²⁴⁴ zu erbringenden Nachweise.

Kernkühlung

Das ENSI hat die deterministische Nachweisführung auf Vollständigkeit und Plausibilität geprüft mit dem Ziel, sowohl das kurzzeitige wie auch das langfristige Anlagenverhalten zu bewerten. Nach Wertung des

ENSI wird die Verfügbarkeit und Wirksamkeit aller erforderlichen Systemfunktionen zur Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand sichergestellt. Die Nachweise für die ausreichende Erdbebenfestigkeit der erforderlichen SSK beurteilt das ENSI als plausibel.

Das ENSI kommt zum Ergebnis,¹⁷²⁶⁰ dass die Kernkühlung unter Einwirkung eines 10 000-jährlichen Erdbebens gewährleistet ist. Die maximal zulässigen Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung werden jederzeit eingehalten.

Brennelement-Beckenkühlung

Das ENSI hat die Erdbebennachweise zur Integrität der Brennelementbecken und zu den maximalen Verdunstungs- und Verdampfungsverlusten auf Vollständigkeit und Plausibilität geprüft. Die Nachweise für die ausreichende Erdbebenfestigkeit und die Kühlbarkeit des Brennelementbeckens beurteilt das ENSI als plausibel.

Im Rahmen des vom ENSI verfügbaren Erdbebennachweises hat das KKM zusätzliche Verbesserungsmaßnahmen zum Erhalt der Integrität des Brennelementlagerbeckens und der Reaktorgrube bei einem Sicherheitserdbeben identifiziert. Aus diesem Grund wurden in der Revision 2012 nachfolgende, zusätzliche Nachrüstungen durchgeführt:

- Setzen einer Anti-Siphon-Bohrung in den Zuleitungen des Brennelementlagerbeckens und der Reaktorgrube zur Vermeidung eines Wasseraustrags bei Bruch einer Anschlussleitung
- Setzen von Stopfen in den Entleerungsleitungen der Reaktorgrube und Verengung des Querschnitts der Leckageüberwachungsleitung
- dauerhaftes Entfernen der Abschirmsteine in der Reaktorgrube zur Vermeidung von Schäden des Dryweldeckels

Mit diesen Massnahmen wurden aus Sicht des ENSI der Schutz des Brennelementlagerbeckens und der Reaktorgrube gegen Erdbeben gezielt verbessert. Allfällige Leckagen werden durch das vom Notstandssystem SUSAN versorgte, seismisch robuste Containment-Rückpumpsystem so beherrscht, dass eine Überflutung auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes und damit eine Gefährdung der dort untergebrachten Sicherheitssysteme verhindert werden.

Ferner stellt das ENSI fest, dass für das KKM keine Bewertung für ein 1 000-jährliches Referenzerebeben vorliegt:

Forderung 6.2-1

Das KKM hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die Auslegung der Anlage den Einwirkungen eines 1 000-jährlichen Referenzerebebens (Störfallkategorie 2) und eines 10 000-jährlichen Sicherheitserbebens SSE (Störfallkategorie 3) gemäss den auf der Basis der PRP-Resultate neu festgelegten Gefährdungsannahmen 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 Referenzerebeben 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. Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festzulegen sind. Das Konzept ist unter Beachtung der Forderung 6.3-2 dem ENSI ein Jahr nach Inkraftsetzung der auf der Basis der PRP-Resultate neu festgelegten Gefährdungsannahmen einzureichen.

Im Rahmen des Aktionsplans-Fukushima wird das ENSI die Anforderungen an die Nachweisführung präzisieren.

6.2.3.8 Externe Überflutung / Hochwasser

Angaben des KKM

Das KKM hat das Ereignis „Externe Überflutung“ in der PSÜ 2010 im Sicherheitsbericht³ und in der deterministischen Sicherheitsanalyse²³³ bewertet. Am 30. Juni 2011 hat das KKM dem ENSI den deterministischen Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers eingereicht.¹³ Der Nachweis basiert auf den für das Rahmenbewilligungsgesuch für das Ersatzkernkraftwerk Mühleberg (EKKM) neubestimmten Gefährdungsannahmen.²⁶¹ Der Nachweis beinhaltet eine Zusammenfassung dieser abdeckenden Gefährdungsannahmen sowie die Auswirkungen des Hochwassers auf die umliegenden Stauanlagen, auf die Gebäude des KKM, auf die Verfügbarkeit der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie Massnahmen zur Verbesserung der Verfügbarkeit der Kühlwassersysteme. Der Nachweis basiert konservativ auf dem Probable-Maximum-Flood-Ansatz mit einem resultierenden maximalen Wasserpegel am Standort von 466,25 m ü. M. Es wurde festgestellt, dass das KKM in der Lage ist, das 10 000-jährliche Hochwasser zu beherrschen.

Nach Wertung des KKM wird bei der Auslegungsüberflutung ein gleichzeitiges Versagen der Dämme der Saane und ein daraus resultierendes Hochwasserniveau bis zur Höhe 472 m ü. M. postuliert, also 6 m über der Arealhöhe. Der Schutz der Anlage ist durch die hochwassersichere Auslegung des SUSAN-Gebäudes, des Reaktorgebäudes und des Zwischenlagergebäudes gegeben. Das Aufbereitungsgebäude und das Maschinenhaus sind teilweise gegen die Auslegungsüberflutung geschützt. Bei diesem Ereignis werden zusätzlich der Verlust der externen Stromversorgung und die Möglichkeit eines offen blockierten SRV (SORV) unterstellt. Bei einer Auslegungsüberflutung dürfen nur Strukturen, Systeme und Komponenten, die sich in hochwassergeschützten Gebäuden befinden, als verfügbar betrachtet werden. Das Ereignis wird mit Hilfe des Reaktorschutzsystems, des ARSI-Systems, der Kernnotkühlssysteme und der SUSAN-Systeme beherrscht.

Die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums ist nicht erforderlich, da die gegebenen Fehler bereits in den Ereignisannahmen enthalten sind. In der Sicherheitsanalyse werden potenziell abdeckende Ereignisabläufe berücksichtigt. Insbesondere werden folgende Fälle betrachtet:

- Kernkühlung und SEC-Ereignis mit 1 RCIC und 1 ALPS mit einem offen blockierten SRV
- Toruswasserkühlung und SEC-Ereignis mit 1 PRV, 2 RCIC, 1 ALPS und 1 CWS und 1 TCS

Die Analysen werden in SUSAN-Auslegungsanalysen beschrieben.^{252,253,254} Aufgrund dieser Analysen werden keine störfallbedingten Brennstoffdefekte erwartet. Ein steigender Reaktordruck wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit wird nachgewiesen, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die für den Nachweis zur Beherrschung der externen Überflutung auf Basis der durch das 10 000-jährlichen Hochwasser unterstellte Gefährdung geprüft und zum Nachweis des KKM Stellung genommen.²⁶² Das ENSI bewertet den Probable-Maximum-Flood-Ansatz für die Bestimmung der zu erwartenden Überflutungshöhe als geeignet. Es erachtet die herangezogenen Durchflusswerte der Aare und Saane als konservativ und die zu erwartende Überflutungshöhe von 466,25 m ü. M. als plausibel. Zusammenfassend kommt das ENSI nach eigener Prüfung und unter Berücksichtigung der Angaben der Sektion Talsperren des Bundesamtes für Energie zum Ergebnis, dass die Stauanlagen Wohlensee, Rossens und Schiffenen einem 10 000-jährlichen Hochwasser standhalten. Ein Versagen der Stauanlagen ist somit für den deterministischen Nachweis des Kernkraftwerks Mühleberg zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers nicht zu unterstellen.

Bei der Prüfung des Nachweises zur Kühlwasserversorgung wurden die in der Jahresrevision 2011 erfolgten Nachrüstungen am Hauptkühlwasserauslauf berücksichtigt. Die Kühlwasserversorgung des SUSAN-Notstandsystems beim 10 000-jährlichen Hochwasser ist nach Wertung des ENSI durch die Vielzahl und die

Diversität der Kühlwasserpfade sowie die Möglichkeit von Reinigungsmaßnahmen an den Ansaugkörpern der mobilen Pumpen gewährleistet.

6.2.3.9 Kombination von Erdbeben und externer Überflutung

Angaben des KKM

Am 29. März 2012 hat das KKM den deterministischen Nachweis zur Beherrschung der Kombination von Erdbeben und Hochwasser für das Kernkraftwerk Mühleberg eingereicht.²⁶³ Darin werden die erforderlichen Erdbebennachweise der Stauanlagen Wohlensee, Rossens und Schiffenen zusammengefasst. Die Nachweise wurden nach den BWG-Vorgaben^{264, 265, 266} erbracht. Es konnte gezeigt werden, dass für die festgelegte neue Erdbebengefährdung die Integrität und Stabilität der Stauanlagen Wohlensee, Rossens und Schiffenen gewährleistet ist (Nachweis gemäss Variante 1 der Verfügung vom 1. April 2011²⁴⁴). Für ein postuliertes Versagen der Stauanlage Wohlensee wird gezeigt, dass alle für die Sicherheitssysteme des KKM relevanten Nebenanlagen funktionsfähig bleiben.

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat die Erdbebensicherheit der Stauanlagen Wohlensee, Rossens und Schiffenen gemäss den vom ENSI vorgegebenen Gefährdungsannahmen geprüft. Das ENSI erachtet die vom KKM dargelegten Erdbebensicherheitsnachweise als plausibel. Eine unkontrollierte Wasserabgabe infolge eines 10 000-jährlichen Erdbebens kann ausgeschlossen werden. Somit ist der Nachweis der Beherrschung der Kombination von Erdbeben und dem durch das Erdbeben ausgelöste Versagen der Stauanlagen im Einflussbereich des KKM gemäss Variante 1 der Verfügung vom 1. April 2011 erbracht.

6.2.3.10 Extreme Wetterbedingungen

Angaben des KKM

Mit dem Schlussbericht zum EU-Stresstest²⁴⁰ ist das KKM der Forderung des ENSI vom 1. Juni 2011²⁴⁵ nachgekommen und hat die Auslegung gegen extreme Wetterbedingungen dargelegt. Im Bericht wurden folgende Wetterbedingungen und deren relevante Sicherheitsmargen bewertet: Starkwinde und Tornados, Extremniederschläge, extreme Umgebungstemperaturen sowie extreme Trockenheit. Bei der Bestimmung der Gefährdungsannahmen bezieht sich das KKM auf die anlagenspezifische PSA, auf den Sicherheitsbericht für das EKKM²⁶¹ und auf Daten des Bundesamts für Meteorologie und Klimatologie.

Bei Starkwinden und Tornados weist die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude eine ausreichende Sicherheitsmarge auf. Bei Extremniederschlägen bedarf es keiner Margenbestimmung, da sich keine Wasserakkumulationen in gefährdendem Ausmass bilden können. Bei extrem tiefen Temperaturen hat das KKM keine sicherheitsrelevanten Einflüsse auf die Anlage identifiziert. Bei extrem hohen Temperaturen ist eine Bestimmung der Sicherheitsmargen mit den aktuell vorliegenden Angaben und Betriebserfahrungen nicht möglich. Bezüglich extremer Trockenheit verweist das KKM auf die Auslegung des SUSAN-Einlaufbauwerks, welches auch bei minimalem Pegelstand der Aare genügend Kühlwasser für die SUSAN-Kühlsysteme bereitstellen kann.

Das KKM hat den potenziellen Bedarf zur Verbesserung der Nachweise der Widerstandsfähigkeit gegen extreme Wetterbedingungen identifiziert. Insbesondere die theoretischen Nachweise bezüglich extremer Schneelasten und extremer Umgebungstemperaturen sind neu durchzuführen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat im Rahmen des Schweizer Länderberichtes zum EU-Stresstest²⁶⁷ sowie des Aktionsplans Fukushima 2012²⁶⁸ zu den Angaben der Kernkraftwerks-Betreiber bezüglich extremer Wetterbedingungen Stellung genommen. Weiter hat das ENSI im Schreiben vom 4. Juli 2012²⁶⁹ die Anforderungen an die fehlenden Randbedingungen für die Nachweisführung präzisiert. Das ENSI kommt zum Schluss, dass nachvollziehbare Gefährdungsanalysen für extreme Wetterbedingungen und zugehörige Nachweise der Beherr-

schung nicht durchgängig vorhanden sind. Von besonderer Relevanz für den Kraftwerksstandort sind aus Sicht des ENSI die Gefährdungen durch extreme Winde, Tornados, extreme Luft- und Flusswassertemperaturen, Starkregen auf dem Anlageareal, Schneelasten sowie Überlagerungen von verschiedenen extremen Wetterbedingungen.

Gestützt auf die „Gefährdungsannahmenverordnung“²² ist bis Ende 2014 der Nachweis des ausreichenden Schutzes der Anlagen gegen extreme Wetterbedingungen mit einer Überschreitungshäufigkeit grösser gleich 10^{-4} pro Jahr entsprechend den im Schreiben vom 4. Juli 2012²⁶⁹ genannten Anforderungen an die probabilistischen Gefährdungsanalysen zu erbringen.

6.2.3.11 Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes

Angaben des KKM

Bei der Bewertung der Auswirkungen eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes werden neben dem Eintreten des Ereignisses auch der Verlust des Eigenbedarfs und die Möglichkeit eines offen blockierten SRV (SORV) angenommen. Es dürfen nur Strukturen, Systeme und Komponenten als verfügbar betrachtet werden, die sich in Gebäuden befinden, die den Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes standhalten. Das Ereignis wird mit Hilfe des Reaktorschutzsystems, des ARSI-Systems, der Kernnotkühlsysteme und der SUSAN-Systeme beherrscht.

Dieses Ereignis muss gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² und ENSI-A01²³¹ nicht in eine Störfallkategorie eingestuft werden. Die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums ist nicht erforderlich, da die gegebenen Fehler bereits in den Ereignisannahmen enthalten sind. In der Sicherheitsanalyse werden potenziell abdeckende Ereignisabläufe berücksichtigt. Insbesondere werden folgende Fälle betrachtet:

- Kernkühlung : SEC-Ereignis mit 1 RCIC-Systempumpe und 1 ALPS-Pumpe mit einem SORV
- Toruswasserkühlung: SEC-Ereignis mit 1 PRV, 2 RCIC-, 1 ALPS-, 1 CWS-Strang und 1 TCS-Pumpe

Die Analysen werden in SUSAN- Auslegungsanalysen^{252,253,254} beschrieben. Aufgrund dieser Analysen werden keine störfallbedingten Brennstoffdefekte erwartet. Ein steigender Reaktordruck wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit wird nachgewiesen, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Ein unfallbedingter Absturz eines Flugzeugs auf ein Kernkraftwerk wird als extrem seltenes Ereignis eingestuft. Laut MUSA2010 beträgt die mittlere Kernschadenhäufigkeit (CDF) infolge des Ereignisses „Flugzeugabsturz“ $1,69 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr. Obwohl das KKM beim Bau nicht explizit gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, bietet die Anlage mit einer günstigen Topographie, der räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen, dem gebunkerten SUSAN-Notstandsystem und massiven internen Beton- und Stahlstrukturen dennoch erhebliche Schutzfaktoren.

Bezüglich des Schutzes gegen einen Flugzeugabsturz kam die damalige HSK in der Stellungnahme zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz²⁷⁰ für das KKM zum Ergebnis, dass bei mittleren Geschwindigkeiten eines Passagierflugzeuges ein Schutz der im Reaktorgebäude installierten Einrichtungen gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes besteht. Weiterhin zeigen die vom KKM eingereichten Untersuchungen, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit des Reaktor- und SUSAN-Gebäudes auch nach einem grösseren Kerosinbrand erhalten bleibt. Aus Sicht des ENSI wird ein weiter gehender Schutz in Anbetracht der sehr geringen Kernschadenhäufigkeit als nicht angemessen beurteilt. Ungeachtet dessen wird das ENSI neue Erkenntnisse weiterverfolgen.

6.2.3.12 Blitzschlag

Angaben des KKM

Bei diesem Ereignis werden zusätzlich zum Blitzschlag die Nichtverfügbarkeit aller Netzstromversorgungsquellen sowie die Möglichkeit eines in der offenen Stellung blockierten SRV (SORV) unterstellt. Es werden nur Systeme und Komponenten berücksichtigt, die so ausgelegt sind, dass sie den Auswirkungen eines Blitzschlags standhalten. Dies sind folgende Systeme und Komponenten: Das ARSI-System, das ECCS und die Systeme zur Abfuhr der Nachzerfallwärme der Stränge III und IV mit der dazugehörigen Stromversorgung und Leittechnik. Das Ereignis wird mit Hilfe des Reaktorschutzsystems, des ARSI-Systems, der Kernnotkühlsysteme und der SUSAN-Systeme beherrscht.

Dieses Ereignis wird als nicht begrenzend betrachtet und ist aufgrund der Anzahl unabhängiger Fehler auslegungsüberschreitend. Die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums ist nicht erforderlich, da die gegebenen Fehler bereits in den Ereignisannahmen enthalten sind. In der Sicherheitsanalyse werden potenziell abdeckende Ereignisabläufe berücksichtigt. Insbesondere werden folgende Fälle betrachtet:

- Kernkühlung : besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 RCIC-System- und 1 ALPS-Strang mit einem SORV
- Toruswasserkühlung: besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 PRV, 2 RCIC-, 1 ALPS-, 1 CWS-Strang und 1 TCS-Pumpe

Die Analysen werden im Sicherheitsbericht³ sowie in SUSAN-Auslegungsanalysen^{252,253,254} beschrieben. Aufgrund dieser Analysen werden keine störfallbedingten Brennstoffdefekte erwartet. Ein steigender Reaktordruck wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit wird nachgewiesen, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Die Blitzschutzmassnahmen des KKM und insbesondere des SUSAN sind derart ausgelegt, dass im Falle eines Auslegungsblitzes eine Abschaltung der Anlage und die Abfuhr der Nachzerfallwärme gewährleistet sind. Das ENSI erachtet die getroffenen Annahmen bei der Analyse des Ereignisses „Blitzschlag“ als plausibel. Drei der vier namhaften Blitzeinschläge während des Überprüfungszeitraums hatten keinen Einfluss auf den Anlagebetrieb (vgl. Kapitel 5.9). Eine Anzahl von Systemen wurde bei den Blitzeinschlägen vom 30. Juni 2009 beeinflusst. Aus Sicht des ENSI wurden aber weder Sicherheitsfunktionen noch SUSAN-Systeme beeinträchtigt. Die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme, welche zur Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand erforderlich sind, wird jederzeit gewährleistet.

6.2.3.13 Interner und externer Brand

Angaben des KKM

Schutzziele des Brandschutzes des KKM sind unter anderem das Sicherstellen der Reaktorabschaltung und das Gewährleisten der Nachwärmeabfuhr im Falle eines Brandes. Die Schutzsequenz im Brandfall beinhaltet folgende Erfordernisse: Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation. Bei der Bewertung des Ereignisses werden der Ausfall der externen Stromversorgung und ein offen blockiertes SRV postuliert. Betriebssysteme werden nicht zur Störfallbeherrschung kreditiert. Das Akzeptanzkriterium bei diesem Störfall ist die Gewährleistung des sicheren Abschaltens der Anlage.

Dieses Ereignis hat eine sehr kleine Eintrittshäufigkeit und ist nicht Teil der aktuellen durch das ENSI genehmigten Störfallliste des KKM.²³⁶ Das Anlagenverhalten bei diesem Ereignis wird in der Sicherheitsanalyse durch die SUSAN-Auslegungsanalysen^{252,253,254} abgedeckt. Die begrenzende Schutzsequenz wurde konservativ hergeleitet und es wurde nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann.

Beurteilung des ENSI

Gemäss dem KKM²³⁸ sind die am 26. August 2011²⁷¹ gemachten Angaben eine erste Bewertung dieses Störfalls. Bevor eine detaillierte deterministische Analyse durchgeführt werden kann, ist eine umfangreiche probabilistische Analyse notwendig, welche derzeit bearbeitet wird. Das KKM hat den deterministischen Sicherheitsnachweis für das Ereignis „Interner und externer Brand“ nach Abschluss der probabilistischen Analysen im Rahmen der Forderung 6.1-1 zu überprüfen.

6.2.3.14 Turbinenexplosion

Angaben des KKM

Eine Turbinenexplosion kann durch einen extremen Überdrehzahlzustand der Turbine verursacht werden. Die Turbinen sind räumlich so ausgelegt, dass die Gefährdung des Reaktor- und SUSAN-Gebäudes durch Turbinenprojektele minimiert wird. Die Schutzsequenz im Falle einer Turbinenexplosion beinhaltet folgende Erfordernisse: Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation. Betriebssysteme werden nicht zur Störfallbeherrschung kreditiert. Für die Kernkühlung wird nur die Verfügbarkeit des SUSAN angenommen. Das Akzeptanzkriterium bei diesem Störfall ist die Gewährleistung des sicheren Abschaltens der Anlage.

Dieses Ereignis wird in die Störfallkategorie 3 eingestuft. Das Anlagenverhalten bei diesem Ereignis wird in der Sicherheitsanalyse durch das Ereignis „Bruch einer Frischdampfleitung ausserhalb des Primärcontainments“ abgedeckt. Die begrenzende Schutzsequenz wurde konservativ hergeleitet und es wurde nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann.

Beurteilung des ENSI

Die Turbinen sind radial zum Reaktorgebäude ausgerichtet. Demzufolge führt eine grosse Turbinenexplosion lediglich zur Zerstörung von Systemen und Komponenten im Maschinenhaus. Das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude sind bei diesem Ereignis nicht betroffen. Das Anlageverhalten ist durch den Störfall „Bruch einer Frischdampfleitung ausserhalb des Primärcontainments“ abgedeckt. Die betrieblichen Systeme auf der Sicherheitsebene 2 werden zur Störfallbeherrschung nicht kreditiert.

Das Ereignis wird mit einer Reaktorisolierung beendet. Die Unterkritikalität ist sichergestellt. Die Kühlung der Brennelemente und die Nachzerfallswärmeabfuhr erfolgen durch die Sicherheitssysteme im Reaktor- und SUSAN-Gebäude. Die Integrität des Primärcontainments ist gewährleistet. Die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 gemäss Art. 11 der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² werden somit jederzeit eingehalten.

6.2.3.15 Absturz des Brennelementbehälters

Angaben des KKM

Der Auslegungsstörfall „Absturz eines Brennelement-Behälters innerhalb des Reaktorgebäudes“ stellt eine Gefährdung für die Abfuhr der Nachzerfallswärme durch das Versagen des Primärcontainments und Ausfall des inneren Torus dar.

Das KKM hat mit dem Schreiben vom 2. Juli 2012²³⁸ dem ENSI mitgeteilt, dass Voranalysen zur Abklärung der Kategorisierung des Störfalls und der Randbedingungen einer deterministischen Analyse durchgeführt werden. Das KKM wird dem ENSI den deterministischen Sicherheitsnachweis vor dem nächsten Brennelementtransport vorlegen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat von KKM im Rahmen der Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg¹ gefordert, die deterministischen Sicherheitsnachweis für den Störfall „Absturz

eines Brennelement-Behälters innerhalb des Reaktorgebäudes“ vor der nächsten Beladung eines Brennelementbehälters zu erbringen.

6.2.3.16 Interne Überflutung im Maschinenhaus

Angaben des KKM

Das begrenzende Überflutungsszenario im Maschinenhaus ist eine Leckage im Hauptkühlwassersystem. Eine Überflutung im Maschinenhaus kann einen Ausfall der sich im Maschinenhaus befindlichen Systeme verursachen. Im Maschinenhaus befinden sich jedoch keine Sicherheitssysteme. Die Schutzsequenz bei diesem Ereignis beinhaltet folgende Erfordernisse: Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation. Betriebssysteme werden nicht zur Störfallbeherrschung kreditiert. Das Akzeptanzkriterium bei diesem Störfall ist die Gewährleistung des sicheren Abschaltens der Anlage.

Dieses Ereignis hat eine sehr kleine Eintrittshäufigkeit. Das begrenzende Anlagenverhalten bei diesem Ereignis wird in der Sicherheitsanalyse dem des Ereignisses „Ausfall der Speisewasserversorgung“ gleichgesetzt. Die begrenzende Schutzsequenz wurde konservativ hergeleitet und es wurde nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI betrachtet das Ereignis als nicht limitierend, da bei einem Ausfall aller Systeme im Maschinenhaus keine Sicherheitssysteme betroffen sind. Der limitierende Fall ist der Ausfall des Speisewassers. Dieses führt zum Absinken des Reaktorniveaus. Die Reaktorabschaltung erfolgt auf dem Reaktorniveau 3. Die Kernkühlung wird ab dem Reaktorniveau 2 nach der RDB-Isolation durch das einzelfehlertolerante Hochdruckeinspeisesystem des SUSAN (RCIC) sichergestellt. Das RCIC stellt das Kühlmittelinventar im RDB wieder her. Die Druckregelung und -entlastung erfolgen mittels SRV und PRV. Die Kernkühlung im Niederdruckbereich ist durch das einzelfehlertolerante Niederdruckeinspeisesystem des SUSAN (ALPS) sichergestellt. Brennstoffschäden sind bei diesem Ereignis nicht zu erwarten. Die Überführung der Anlage in den sicheren Zustand kann jederzeit gewährleistet werden. Die technischen Akzeptanzkriterien für die Störfallkategorie 2 wurden erfüllt.

6.2.3.17 Interne Überflutung durch das Hilfskühlwassersystem

Angaben des KKM

Das KKM hat dem ENSI am 15. Juli 2011²⁷² mitgeteilt, dass es im Rahmen der Überprüfung der Auslegung sowohl die Versagenshäufigkeiten für alle Hilfskühlwasserleitungspfade innerhalb und ausserhalb des Reaktorgebäudes mit probabilistischen Methoden neu bestimmen als auch einen deterministischen Nachweis für die Beherrschung des Störfalls „Interne Überflutung des Reaktorgebäudes durch das Hilfskühlwassersystem“ erbringen wird. In der Jahresrevision 2011 wurde das Zwischenkühlwassersystem des Reaktorgebäudes mit einer motorbetriebenen Absperrarmatur nachgerüstet. Diese Absperrarmatur wurde in das Hilfskühlwassersystem im Maschinenhaus ausserhalb des Reaktorgebäudes eingebaut. Diese Nachrüstung wird in der hier beurteilten Analyse berücksichtigt. Die Versetzung der Einbindung der Rücklaufleitung der Speisewasserpumpenkühlung in das Hilfskühlwassersystem wurde während der Jahresrevision 2012 durchgeführt.

Eine Überflutung des Reaktorgebäudes durch das Hilfskühlwassersystem kann einen Ausfall der sich auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes befindlichen Systeme verursachen. Die Folgen einer Überflutung hängen von der Lage der Leckage, der Leckagemenge, den Auswirkungen auf Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie dem begrenzenden Einzelfehler ab. Die Schutzsequenz bei diesem Ereignis beinhaltet folgende Erfordernisse: Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation. Betriebssysteme werden nicht zur Störfallbeherrschung kreditiert. Das Akzeptanzkriterium bei diesem Störfall ist die Gewährleistung des sicheren Abschaltens der Anlage und ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstabhüllrohren zum Kühlmittel.

Das KKM hat den deterministischen Sicherheitsnachweis zur Beherrschung von internen Überflutungen durch das Hilfskühlwassersystem im Reaktorgebäude „Deterministischer Sicherheitsnachweis für den Störfall Interne Überflutung des KKM Reaktorgebäudes auf der Ebene -11m bei Leckagen des Hilfskühlwassersystems“ eingereicht.²⁷² Dieser Nachweis enthält neben den Versagenshäufigkeiten einzelner relevanter Segmente aller Hilfskühlwasserverbraucher im Reaktorgebäude (hier das Zwischenkühlwassersystem des Reaktorgebäudes und das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) auch den deterministisch technischen Sicherheitsnachweis mit und ohne Berücksichtigung eines Einzelfehlers. Ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers ist der Störfall gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Unter der Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers ist der Störfall auslegungsüberschreitend.

In der Betrachtung ohne Einzelfehler konnte gezeigt werden, dass die allfälligen Leckagen erfolgreich abgesperrt werden, bevor relevante Sicherheitssysteme betroffen werden. Für den Nachweis mit Einzelfehler (auslegungsüberschreitend) hat das KKM technische Analysen durchgeführt. Die Analysen zeigen, dass der Reaktorkern ausreichend gekühlt wird und die radiologischen und technischen Erfolgskriterien für die Störfallkategorie 3 eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat den Nachweis geprüft. Der Einbau der motorisierten Absperrklappe im Strang des Hilfskühlwassersystems zum Zwischenkühler des Reaktorgebäudes ist nach Wertung des ENSI sicherheitsgerichtet.

Das ENSI hat die Bestimmung der Versagenshäufigkeiten und der Gesamtstörfallhäufigkeit geprüft und mit den Daten aus MUSA2010 verglichen. Das ENSI bestätigt die Klassierung des Störfalls durch das KKM. Demzufolge ist der Störfall ohne Einzelfehler ein Auslegungsstörfall der Störfallkategorie 3 und mit Einzelfehler ein auslegungsüberschreitender Störfall. Die Wahl des limitierenden Einzelfehlers beurteilt das ENSI als korrekt. Die rechnerischen Analysen zum auslegungsüberschreitenden Szenario, hier der Störfall mit Einzelfehler, sind nachvollziehbar und plausibel. Die Anfangs- und Randbedingungen sind konservativ. Die Ergebnisse der Analysen wurden durch eigene Berechnungen bestätigt. Die Einhaltung der technischen und radiologischen Grenzwerte für die Störfallkategorie 3 ist mit und ohne Einzelfehler jederzeit gewährleistet.

Mit dem in der Jahresrevision 2012 erfolgten Umbau der Einbindung der Speisewasserpumpenkühlung wird der Weiterbetrieb des Hilfskühlwassersystems und somit des Speisewassersystems nach der automatischen Absperrung des Hilfskühlwassersystem-Strangs ins Reaktorgebäude sichergestellt. Dies stellt einen zusätzlichen Sicherheitsgewinn dar. Die für 2013 geplanten Nachrüstungen am Abfahr- und Toruskühlsystem, (vgl. Kapitel 6.1.6) führen zu einer deutlichen Reduktion des Gesamtrisikos und zur Erhöhung von Sicherheitsmargen.

6.2.3.18 Interne Überflutung durch den Torus / Torusleckage

Angaben des KKM

Das KKM analysiert potenzielle Leckagen aus dem Torus und allen anschliessenden Leitungen hinsichtlich der Gefährdung für die Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m im Reaktorgebäude probabilistisch und deterministisch. Beim Nachweis werden die Anforderungen des aktuellen Regelwerks berücksichtigt. Das KKM hat dem ENSI mitgeteilt,²³⁸ dass die Ergebnisse der probabilistischen und deterministischen Untersuchung zum Störfall „Interne Überflutung durch den Torus“ dem ENSI im Rahmen der Umsetzung der Anforderung des neuen Regelwerks vorgelegt werden.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat vom KKM im Rahmen der Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg¹ gefordert, den Nachweis für den Störfall „Torusleckage“ bis zum 31. Dezember 2013 zu führen.

Das auslösende Ereignis „Torusleckage“ wird vom KKM im Rahmen des Konzepts zur Umsetzung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks probabilistisch und deterministisch detailliert behandelt. Nach dem derzeitigen Kenntnisstand kann die Anlage jederzeit in einen sicheren Zustand überführt werden.

6.2.3.19 Turbinenbypass unter besonderen Notfallbedingungen (SEC)

Angaben des KKM

Bei dem Ereignis „Turbinenbypass unter besonderen Notfallbedingungen (SEC)“ wird das Öffnen eines oder mehrerer Turbinenbypassventile während eines SEC-Ereignisses postuliert. Es wird der Ausfall der externen Stromversorgung angenommen. Die Schutzsequenz bei diesem Ereignis beinhaltet folgende Erfordernisse: Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation. Es wird die Verfügbarkeit nur eines SUSAN-Stranges für die Kernkühlung angenommen und Betriebssysteme werden nicht zur Störfallbeherrschung kreditiert. Das Akzeptanzkriterium bei diesem Störfall ist die Gewährleistung des sicheren Abschaltens der Anlage.

Dieses Ereignis wurde nicht in eine Störfallkategorie eingestuft. Es dient ausschliesslich dem Zweck, die Fähigkeit der Anlage zur Beherrschung von besonderen Notfallbedingungen mit Turbinenbypass aufzuzeigen. Folgende Ereignissequenzen werden in den SUSAN-Auslegungsanalysen^{252,253,254} bewertet:

- Kernkühlung: besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 RCIC-Systempumpe und 1 ALPS-Pumpe mit einem SORV
- Toruswasserkühlung: besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 PRV, 2 RCIC-Systempumpen, 1 ALPS-Pumpe, 1 CWS-Pumpe und 1 TCS-Pumpe
- Öffnen aller Turbinen-Bypassventile ohne Speisewasserversorgung
- Öffnen zweier Turbinen-Bypassventile nach einem SCRAM ohne Speisewasserversorgung
- Öffnen eines Turbinen-Bypassventils nach einem SCRAM ohne Speisewasserversorgung

In Anbetracht dieser Analysen wird kein Brennstoffdefekt erwartet. Ein allfälliger Druckanstieg im Reaktor wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt, womit nachgewiesen wird, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden. Die begrenzende Schutzsequenz wurde konservativ hergeleitet und es wurde nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann.

Beurteilung des ENSI

Ziel des Nachweises ist es zu zeigen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand übergeführt werden kann. Im Nachweis werden konservative Annahmen und Randbedingungen verwendet. Gemäss Punkt 4.4.3 d der Richtlinie ENSI-A01²³¹ wird das zweite zeitlich verzögerte Anregekriterium für die Reaktorschnellabschaltung betrachtet. Die Annahme der Verfügbarkeit nur eines SUSAN-Stranges deckt das Einzelfehlerkriterium ab. Das Ereignis endet in einer Reaktorisation, welche den Verlust des Kühlmittelinventars im RDB limitiert. Das entsprechende Störfall-Szenario wurde im Kapitel 6.2.3.21 bewertet. Die Kernkühlung beziehungsweise die Wiederherstellung des Reaktorniveaus ist durch das Hochdruckeinspeisesystem des SUSAN (RCIC) sichergestellt.

Die SUSAN-Auslegungsanalysen bestätigen, dass in den betrachteten Fällen die Hüllrohrintegrität, die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs und des Primär-Containments gewährleistet wird. Brennstoffschäden sind nicht zu erwarten. Das Akzeptanzkriterium, hier die Überführung der Anlage in den sicheren Zustand, ist nach Wertung des ENSI mit der erfolgreichen Reaktorisation erfüllt.

6.2.3.20 Unbefugte Einwirkungen durch Dritte

Unbefugte Einwirkungen durch Dritte sind Gegenstand des klassifizierten Sicherheitsberichts.

6.2.3.21 Isolation des RDB

Angaben des KKM

Das Ereignis „Isolation des RDB“ wird bewertet, um zu zeigen, dass die Anlagenauslegung RDB-Isolationsereignisse beherrscht. Die Schutzsequenz bei diesem Ereignis beinhaltet folgende Erfordernisse: Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation. Das Akzeptanzkriterium bei der Isolation des RDB ist die Gewährleistung des sicheren Abschaltens der Anlage und der fortwährenden Kernkühlung und Abfuhr der Nachzerfallswärme.

Dieses Ereignis wurde nicht in eine Störfallkategorie eingestuft. Es dient als Demonstration der Anlagenfähigkeit das Isolationsereignis unter den möglichst konservativen Randbedingungen (hier Isolation auf Reaktorniveau 2) zu beherrschen. Das Anlagenverhalten bei diesem postulierten Ereignis wird in der Sicherheitsanalyse durch die SUSAN-Auslegungsanalysen^{252,253,254} abgedeckt. Folgende Fälle werden betrachtet:

- Reaktorisation mit 1 RCIC-Systempumpe und 2 PRV
- Reaktorisation mit 2 RCIC-Systempumpen und 1 PRV
- besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 RCIC-Pumpe und 1 ALPS-Pumpe mit einem SORV
- besondere Notfallbedingungen (SEC) mit 1 PRV, 2 RCIC-Pumpen, 1 ALPS-Pumpe, 1 CWS-Pumpe und 1 TCS-Pumpe

In Anbetracht der SUSAN-Auslegungsanalysen wird kein Brennstoffdefekt erwartet. Ein allfälliger Druckanstieg im Reaktor wird durch das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt, womit nachgewiesen wird, dass die Sicherheitsgrenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden. Die begrenzende Schutzsequenz wurde konservativ hergeleitet und es wurde nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann.

Beurteilung des ENSI

Die SUSAN-Auslegungsanalysen bestätigen, dass in den betrachteten Fällen eine Isolation des RDB die Hüllrohrintegrität nicht gefährdet. Der Druckaufbau während der Isolation wird vom Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ (vgl. Kapitel 6.2.3.2) abgedeckt. Das Ereignis „Schliessen der MSIV mit Neutronenfluss-SCRAM“ entspricht einem konservativen Ansatz ohne Berücksichtigung der SCRAM-Anregung beim Schliessen aller Isolationsventile. Die Annahme der Nichtverfügbarkeit eines SUSAN-Stranges stellt den limitierenden Einzelfehler dar. Dieser Ansatz entspricht Punkt 4.4.3 d der Richtlinie ENSI-A01.²³¹ Somit ist nachgewiesen, dass die Druckgrenzwerte für den Reaktorkühlkreislauf nicht überschritten werden. Mit dem vorgelegten Nachweis wurde gezeigt, dass die Reaktorabschaltung, Druckentlastung, Kernkühlung und RDB-Isolation auslegungsgemäss erfolgt.

6.3 Radiologische Auswirkungen

6.3.1 Nachweisführung

Mit Hilfe radiologischer Analysen wird nachgewiesen, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störfälle die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für die Umgebung unzulässigen Dosen auftreten.

Generell umfassen die radiologischen 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 sowie
- die Strahlenbelastung der Bevölkerung.

Es entspricht der internationalen Praxis, für den Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte bei Auslegungstörfällen konservative Berechnungsergebnisse zu verlangen. Damit wird sichergestellt, dass die ausgewiesenen Dosen einen oberen Wert der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen.

Experimentelle und analytische Arbeiten zur Freisetzung, dem Transport und der Wirkung radioaktiver Stoffe haben in den letzten 10 Jahren neue Erkenntnisse erbracht, die in den Rechenmodellen und Annahmen der radiologischen Analyse zu berücksichtigen sind. Auf der Basis eines abdeckenden Spektrums auslösender Ereignisse und unter Berücksichtigung der in der Anlage getroffenen Vorsorgemassnahmen zur Verhinderung beziehungsweise zur kurzfristigen Beherrschung dieser auslösenden Ereignisse wurden Auslegungstörfälle identifiziert. Die folgenden Störfälle wurden vom KKM als radiologisch repräsentative beziehungsweise relevante Störfälle eingestuft und analysiert:²³³

- LOCA im Primärcontainment
- Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments
- Bruch einer FD-Leitung ausserhalb Primärcontainment
- Bruch einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments
- Leckage in oder Versagen der Abgasanlage
- Brennelementabsturz
- Steuerstabfall (CRDA)
- Erdbeben

Das vom KKM im Sicherheitsbericht³ dargelegte Spektrum von Störfällen umfasst darüber hinaus weitere Störfälle, für welche keine radiologische Bewertung erforderlich ist. Deren Auswirkungen sind entweder durch einen der oben genannten Störfälle abgedeckt oder durch die für den Betrieb festgelegten Abgabegrenzen begrenzt. Das Spektrum der radiologisch abdeckenden Störfälle wird vorbehaltlich der anstehenden Überprüfung des umhüllenden Spektrums hinsichtlich der Konformität mit dem Regelwerk (vgl. Kapitel 6.1.3 und 6.1.4) vom ENSI akzeptiert.

Das ENSI hat die vom KKM eingereichten Analysen sowie deren Annahmen und Modellparameter für diese Störfälle durch eigene Betrachtungen, häufig mittels eigener Modelle, überprüft. Die gemäss Richtlinie ENSI-G14³⁴ ermittelten Auswirkungen in der Umgebung wurden mit den Ergebnissen des KKM verglichen. Dazu wurden die im Rahmen der PSÜ eingereichte deterministische Sicherheitsstatusanalyse und der Sicherheitsbericht herangezogen, sowie die sie begleitenden Berichte.

6.3.2 Beurteilungsgrundlage des ENSI

„Gefährdungsannahmenverordnung“²²

Art. 94 StSV

Richtlinien ENSI-G14³⁴, ENSI-G15¹²⁰, ENSI-A01²³¹ und ENSI-A08²³²

U.S. NRC Regulatory Guide 1.183²⁷³

6.3.3 Aktivitätsinventare und Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage

Angaben des KKM

Die Analysen der radiologischen Folgen der Ereignisse, die Brennstoffdefekt verursachen, beruhen auf einem nuklidspezifischen Aktivitätsinventar.

Die Aktivitätsinventare der Brennelemente bilden die Grundlage für die Bestimmung der Dosisbelastung beim Kühlmittelverlust- und Brennelementhandhabungsstörfall. Von Bedeutung sind insbesondere gasförmige Isotope und Isotope, die durch das Kühlwasser aus dem Brennstoff gelöst werden. Das Spaltproduktinventar im Reaktor wurde für mehrere Gleichgewichtszyklen je nach eingesetzten Brennelementtypen und deren Endabbränden bestimmt, wobei die Zerfallszeiten zwischen den Betriebszyklen konservativ vernachlässigt wurden. Die Berechnungen wurden mit dem Programm KORIGEN und validierten Nuklearbibliotheken durchgeführt, welche die spezifischen Zustandsparameter eines Siedewasserreaktors berücksichtigen. Die Inventare im Kern und in den Brennelementen wurden für mehrere Zeitpunkte bestimmt.

Es konnte gezeigt werden, dass die langlebigen Spaltprodukte mit dem steigenden Abbrand aufgebaut werden und die im Störfall bestimmenden kurzlebigen Isotope eine Funktion der Reaktorleistung sind. Da sich die Reaktorleistung im Überprüfungszeitraum nicht änderte, stieg das Gesamtkerninventar aufgrund des Einsatzes von neuartigen Brennelementen und deren maximalen Abbränden zwischen 55 und 65 MWd/kgHM nur geringfügig an. Für die radiologischen Folgen nach einem Handhabungsstörfall wurde das Inventar der im Überprüfungszeitraum eingesetzten Brennelementtypen abdeckend mit einem Faktor von 1,6 zur mittleren Brennelementleistung bestimmt.

Die radiologischen Analysen, die keinen Verlust der Brennstabintegrität verursachen, beruhen auf Aktivitätskonzentrationen für das Reaktorwasser, das Speisewasser und den Frischdampf, wie sie im Sicherheitsbericht zusammengestellt sind.

Die Aktivität im Reaktorwasser wurde aufgrund von Referenzwerten der Norm ANSI/ANS-18.1²⁷⁴ und von Messwerten im KKM festgelegt. Aus den Werten für das Reaktorwasser werden die Konzentrationen im Frischdampf und im Speisewasser auf der Basis von generischen Angaben abgeleitet. Die Nuklidkonzentrationen im Frischdampf werden ausser für Iod und Edelgase von denen des Reaktorwassers durch Anwendung eines Übertragungsfaktors (Carryover) von 0,1 % gemäss der Dampffeuchte abgeleitet. Für Iod wird ein Übertragungsfaktor von 1,4 % verwendet. Die Edelgaskonzentrationen im Frischdampf beruhen auf Gasfreisetzungsraten aus dem Reaktordruckbehälter.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen der PSÜ 2000 forderte das ENSI aufgrund der verzeichneten Entwicklung eingesetzter Brennelemente und der Beladestrategie eine Aktualisierung des Aktivitätsinventars und die Neuanalyse von betroffenen Störfallanalysen bis 2003. Das KKM erfüllte diese Forderung termingerecht und lieferte nuklidspezifische Aktivitätsinventare für die Referenzkerne, die den Einsatz von Brennelementen der Typen GE8, GE11 und GE14 mit maximalen Abbränden bis zu 65 MWd/kgHM berücksichtigen. Dieser maximale Brennelementabbrand entspricht einem lokalen Brennstababbrand von etwa 80 MWd/kgHM und deckt damit die aktuell gültige lokale Abbrandlimite ab. Das ENSI bestätigte die Inventare mittels eigener Nachrechnungen. Des Weiteren konnte das KKM darlegen, dass die Inventare der GE14-Brennelemente den Einsatz von GNF2-Brennelementen abdecken beziehungsweise dass die für das Inventar relevanten Unterschiede zwischen diesen Brennelementen minimal sind. Das ENSI akzeptierte dies und verlangte keine GNF2-spezifischen Berechnungen. Das ENSI bewertet die vorliegenden Aktivitätsinventare als ausreichend repräsentativ für die aktuelle sowie für die zu erwartende Kernbeladestrategie mit den GNF2-Brennelementen. Die in den Berechnungen verwendeten Programme und nukleare Daten entsprechen dem aktuellen Wissensstand.

Das KKM hat keine zusammenhängende detaillierte Information zur Nachvollziehbarkeit der angegebenen Inventare für Reaktorwasser, Speisewasser und Frischdampf im Sicherheitsbericht mitgeliefert. Die Angaben, welche Modelle für die Berechnung der Aktivitäten in Kühlmittel, Speisewasser und Frischdampf zu-

grunde gelegt wurden und welchen Bezug diese zur Anlage haben, erfüllen daher Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 nicht vollumfänglich. Die im Sicherheitsbericht aufgeführten Tabellen zum Aktivitätsinventar des Reaktorkerns sowie zur Aktivitätskonzentration im Reaktorkühlmittel, Speisewasser und Frischdampf erscheinen betreffend aufgeführte Nuklide im Vergleich zu heutigen Anforderungen des ENSI zudem verkürzt. Die Richtlinie ENSI-A08 verlangt zur Bestimmung des Nuklidspektrums und der Inventare für das Reaktorwasser und den Frischdampf eine Darlegung der zugrunde gelegten Modelle mit ihrem Bezug zur Anlage. Eine Abstützung auf die deutsche Störfall-Leitlinie für DWR mit einigen Anpassungen reicht dafür nicht aus. Darüber hinaus basieren die Aktivitätskonzentrationen des Reaktorwassers auf Messwerten des KKM und auf Standard-Konzentrationen, die das American Nuclear Society Standard Committee für einen Referenz-Siedewasserreaktor 1976 angegeben hat (ANS-18.1). Der Standard erfuhr in der Vergangenheit mehrfach Revisionen und wird zur Zeit wieder überarbeitet. Die letzte Revision von 1999 wurde zurückgezogen. Das ENSI stellt deshalb folgende Forderung:

Forderung 6.3-1

Das KKM hat zu den Aktivitätskonzentrationen in Reaktorwasser, Frischdampf und Speisewasser das jeweils zugrunde gelegte Modell und dessen Bezug zur Anlage zusammenhängend in einem Bericht darzulegen und dem ENSI bis zum 15. Dezember 2015 einzureichen. Die Anforderungen nach den Punkten 4.2.3 und 4.3.2 der Richtlinie ENSI-A08 sind dabei zu berücksichtigen.

Im März 2012 hat das KKM eine Änderung der Technischen Spezifikation beantragt, wonach die Grenzwerte für Iod-131 im Reaktorwasser um einen Faktor 10 gesenkt werden sollten.²⁷⁵ Im Mai 2012 hat das ENSI dem Antrag stattgegeben.²⁷⁶ Damit verbunden sind auch tiefere Werte für die Konzentrationen von Iod im Frischdampf und im Speisewasser. Diese neuen Randbedingungen sind in den hier behandelten radiologischen Analysen zumeist noch nicht berücksichtigt. Schätzungsweise ist bei Störfällen mit Freisetzung der entsprechenden Medien mit einer Reduktion der in der Umgebung resultierenden Dosen um den gleichen Faktor zu rechnen.

6.3.4 Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

Angaben des KKM

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen des KKM wurden mit den Modellen und Parametern der Richtlinie ENSI-G14³⁴ jeweils für 1-jährige Kleinkinder, 10-jährige Kinder und Erwachsene durchgeführt. Bei allen Störfällen wurde angenommen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt erfolgt und somit die Wetterbedingungen nicht bekannt sind. Zur Ermittlung der maximalen Dosis in der Umgebung wurden Berechnungen für verschiedene Abwinddistanzen, Ausbreitungsrichtungen und Stabilitätsklassen der Atmosphäre bei trockener und nasser Ablagerung durchgeführt und die jeweils ungünstigsten Resultate verwendet.

In den Störfallanalysen wurde unterschieden zwischen Freisetzungen direkt aus Anlageräumen und Freisetzungen über den Abluftkamin. Bei Freisetzungen aus Anlageräumen wurde in den Berechnungen eine bodennahe Freisetzung angenommen. Bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde die tatsächliche Freisetzungshöhe von 125 m angesetzt. Je nach Störfall ergibt sich unter Berücksichtigung der Topographie am ungünstigsten Ort eine effektive Freisetzungshöhe von rund 80 m (in 200 m Abwinddistanz) oder rund 30 m (in 350 m Abwinddistanz). Bei allen Berechnungen wurde für die Ermittlung der Gesamtdosis eine minimale Abwinddistanz von 200 m angesetzt.

In den Berechnungen wurde eine konstante höhenunabhängige Windgeschwindigkeit von 1 m/s angenommen. Ferner wurde davon ausgegangen, dass es bei nasser Ablagerung während der ersten 8 Stunden ständig mit einer mittleren Intensität von 2 mm/h regnet. Bei länger dauernden Freisetzungen radioaktiver Stoffe darf davon ausgegangen werden, dass sich Windrichtung und Wetterlage zeitlich ändern. Die Störfallanalysen wurden deshalb mit zeitlich gestaffelten Ausbreitungs- und Auswaschbedingungen gemäss Richtlinie ENSI-G14 durchgeführt. Bei der trockenen und nassen Ablagerung wurde unterschieden zwischen Edel-

gasen, Iod und Aerosolen. Edelgase lagern sich nicht ab und werden nicht ausgewaschen. Für Iod hängt die Ablagerung von der chemischen Form ab.

Die Ermittlung der maximalen Dosis in der Umgebung erfolgte gemäss Richtlinie ENSI-G14 für Einzelpersonen der Bevölkerung (1-jährige Kleinkinder, 10-jährige Kinder oder Erwachsene) am ungünstigsten Aufpunkt. Zur Überprüfung der Einhaltung der gemäss Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosiswerte wurde in den Berechnungen grundsätzlich von einer Integrationszeit von einem Jahr unmittelbar nach dem Ereignis ausgegangen. Bei den ermittelten Dosen aus Inhalation und Ingestion handelt es sich zudem um Folgedosen über 50 Jahre. Die Dosisfaktoren für externe und interne Bestrahlung wurden aus der Strahlenschutzverordnung übernommen.

Folgende Expositionspfade wurden berücksichtigt:

Wolkenphase (Wolkendosis)

- externe Bestrahlung aus der vorbeiziehenden radioaktiven Wolke
- interne Bestrahlung während des Wolkendurchzugs durch Inhalation luftgetragener radioaktiver Stoffe

Bodenphase (Bodendosis)

- externe Bestrahlung durch auf dem Boden abgelagerte radioaktive Stoffe
- interne Bestrahlung durch Inhalation der nach dem Wolkendurchzug wiederaufgewirbelten radioaktiven Stoffe
- interne Bestrahlung durch Ingestion kontaminierter Lebensmittel

Gemäss der Richtlinie ENSI-G14 darf bei Auslegungsstörfällen mit einer Eintrittshäufigkeit kleiner als 10^{-2} pro Jahr für den Ingestionspfad davon ausgegangen werden, dass spätestens nach zwei Tagen ein Ernte- und Weideverbot erlassen würde. Bei den Berechnungen darf unterstellt werden, dass nur innerhalb der ersten 48 Stunden nach Störfalleintritt aus dem betroffenen Gebiet eine nicht überwachte Ernte und Konsum von kontaminierten Nahrungsmitteln erfolgt.

Bei der Inhalation wurde für Erwachsene während der ersten 8 Stunden des Wolkendurchzugs von einer erhöhten Atemrate von $3,5 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ ausgegangen; während der restlichen Zeit des Wolkendurchzugs und bei der langfristigen Inhalation durch Wiederaufwirbelung wurde eine mittlere Atemrate von $2,5 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ angesetzt. Für 1-jährige Kleinkinder und 10-jährige Kinder wurden unabhängig vom Zeitintervall mittlere Atemraten von $6,4 \cdot 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$ und $1,8 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ verwendet.

Bei der externen Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden wurde für die Zeit nach dem Wolkendurchzug für alle Störfälle vorausgesetzt, dass sich die Bevölkerung im Mittel über die Expositionsdauer während 2/3 der Zeit in einem Gebäude aufhält. Für den Aufenthalt in Gebäuden wurde ein mittlerer Schutzfaktor von 10 gegen äussere Bestrahlung angesetzt; damit ergibt sich insgesamt ein Schutzfaktor von 2,5.

Beurteilung des ENSI

Die im Rahmen der radiologischen Störfallanalysen erforderlichen Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden gemäss der Richtlinie ENSI-G14 durchgeführt. Das ENSI hat die vom Betreiber unterbreiteten Analysen hinsichtlich Ausbreitungs- und Dosisberechnungen im Detail überprüft und gute Übereinstimmung mit eigenen Berechnungen festgestellt (vgl. Tabelle 6.3-1). Das ENSI akzeptiert die verwendeten Rechenmethoden und erachtet die getroffenen Annahmen und Eingabeparameter als konservativ.

6.3.5 Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

6.3.5.1 LOCA im Primärcontainment

Angaben des KKM

Der Störfall ist aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Störfallablauf

Beim LOCA kommt es zu einem Verlust des Kühlmittels mit einer teilweisen Kernfreilegung, einer Druckabsenkung und anschliessender Reaktorschnellabschaltung. Aufgrund des Nettoverlustes an Kühlmittelinventar sinkt der Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) und die Hüllrohrtemperatur steigt an. Dieser Anstieg wird durch die Systeme zur Kernnotkühlung (ECCS und SUSAN) begrenzt. Bei grossen Brüchen wird der Druck im RDB über die Bruchstelle abgebaut und das Kernsprühsystem übernimmt die Funktion der Kernkühlung. Das Toruskühlsystem wird automatisch in Betrieb genommen und führt die Nachzerfallwärme aus dem Reaktor ab.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Es wird der Ausfall der externen Stromversorgung während der ersten 8 Stunden unterstellt. Als Folge des Störfalls erleiden 10 % der Brennstäbe einen Hüllrohrschaden. Die radioaktiven Stoffe gelangen ins Toruswasser, in dem ein Grossteil der nicht gasförmigen radioaktiven Stoffe zurückgehalten wird. Der Rest gelangt in die Torusatmosphäre. Durch Leckage des Primärcontainments gelangen radioaktive Stoffe ins Reaktorgebäude und über die Filter des Notabluftsystems zum Abluftkamin und schliesslich in die Umgebung. Leckagen aus dem Primärcontainment in den Turbinenkondensator und von dort in das Maschinenhaus werden berücksichtigt. Die Freisetzung aus dem Maschinenhaus erfolgt in den ersten 8 Stunden ungefiltert auf Bodenhöhe und danach über eine Dauer von knapp 30 Tagen über den Abluftkamin in die Umgebung. Die höchste ermittelte Dosis von 0,15 mSv ergibt sich für Kleinkinder und liegt weit unter dem Grenzwert für die Störfallkategorie 3.

Beurteilung des ENSI

Der Kühlmittelverluststörfall LOCA im Primärcontainment (doppelendiger Bruch einer Reaktorummwälzleitung im Drywell) gehört gemäss der in der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse ausgewiesenen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses mit und ohne Einzelfehler der Kategorie 3 an. Der maximal zulässige Dosiswert beträgt somit 100 mSv.

Das ENSI konnte mit den Angaben des KKM den Quellterm nachvollziehen und erhielt übereinstimmende Ergebnisse für die daraus resultierende Dosis in der Umgebung. Nach Auffassung des ENSI wurden aber aufgrund eines Bilanzierungsfehlers die Freisetzungen um etwa einen Faktor zwei unterschätzt. Das ENSI stellte bei der Überprüfung ebenfalls fest, dass abweichend zur Modellbeschreibung das verwendete Modell konservativer rechnet, ohne dass dafür eine Begründung gegeben wird. Die vom KKM für den Störfall unterstellten Freisetzungannahmen aus dem Brennstoff entstammen den Berechnungsgrundlagen der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR.²⁷⁷ Diese Grundlage wird vom ENSI nicht mehr vorrangig berücksichtigt. Ferner entsprechen die unterstellten Freisetzungannahmen aus dem Brennstoff und auch der verwendete Nuklidsatz von 30 Nukliden nicht mehr denen der Richtlinie ENSI-A08. Zudem wurden Partitionsvorgänge für Iod im Toruswasser und im Kondensator nicht explizit modelliert. Die radiologische Analyse zum LOCA im Primärcontainment ist im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln.

Die HSK hatte in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007²⁵ festgestellt, dass die Freisetzungen mit eigenen Ergebnissen aus Nachrechnungen mit einem eigenen Modell zufriedenstellend übereinstimmten. Im Hinblick auf den Quellterm gab es seither keine Änderungen. Aktuelle Abschätzungen des ENSI zum Quellterm und der resultierenden Dosis in der Umgebung unterstützen diese Einschätzung, dass der zulässige Dosiswert für Störfälle der Kategorie 3 von 100 mSv deutlich eingehalten wird.

6.3.5.2 Störfall „Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments“

Angaben des KKM

Aufgrund der Eintrittshäufigkeit wird dieser Störfall in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Störfallablauf

Es wird ein spontaner und vollständiger Bruch einer Messleitung innerhalb des Sekundärcontainments, aber ausserhalb des Primärcontainments postuliert. Falls der Bruch hinter der Rückschlagklappe auftritt, wird der Verlust an Reaktorkühlmittel durch das Schliessen der Klappe automatisch beendet. Wenn der Bruch vor der Rückschlagklappe eintritt, besteht die Leckage so lange, bis der Operateur Massnahmen zur Behebung des Störfalls einleitet. Letzteres beinhaltet das Abschalten und Abfahren des Reaktors. Die Isolation des Sekundärcontainments erfolgt automatisch aufgrund eines hohen Strahlungspegels im Abluftsystem, was ebenso die automatische Inbetriebnahme des Notabluftsystems zur Folge hat.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Als Folge des Bruchs wird kein Brennstoffdefekt erwartet. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe erfolgt ohne Verzögerung über die Notabluftanlage und den Kamin. Aerosol-Ablagerungen im Reaktorgebäude werden nicht berücksichtigt. Ausgehend von einer Leckagedauer von 1,5 h treten 30,3 Mg Reaktorkühlmittel aus. Davon verdampfen 30 % mit einem Übertrag von 10 % (Teilungsrate) der sich darin befindlichen Aktivität. Die maximale Dosis von 1.51E-3 mSv (für Kleinkinder) liegt unter dem für diesen Störfall geltenden Dosisgrenzwert von 1 mSv.²⁸⁴

Beurteilung des ENSI

Der Störfall „Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments“ gehört gemäss der in der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse ausgewiesenen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses der Störfallkategorie 2 (Störfallkategorie 3 mit Einzelfehler) an. Demnach gilt ein zulässiger Dosiswert von 1 mSv für eine Reaktorwasseraktivität entsprechend dem I-131-Grenzwert 1 der Technischen Spezifikation für den zeitlich unbefristeten Betrieb.

Die Überprüfung des Quellterms durch das ENSI zeigte, dass sich bei Verwendung der KKM-Annahmen und -Parameter nahezu gleiche Resultate ergeben. Allerdings wurde die Konservativität der Übertragung von nur 10 % der Aktivität aus dem verdampfenden Anteil (30 %) des Kühlmittels nicht nachgewiesen. Das ENSI erachtet diesen Ansatz des KKM nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik²⁷⁸ und nach der Richtlinie ENSI-A08 als nicht mehr ausreichend begründet.

Das ENSI stellte bei der Überprüfung der Analyse Mängel betreffend Vollständigkeit und Anlagenbezug der Darlegungen fest. Diese betreffen die relative Aufteilung der Halogene in die verschiedenen chemischen Formen, die fehlende Berücksichtigung von Spiking und von Zeitspannen für die Detektion sowie für das Umschalten auf Notabluft. Weiterhin fehlen Angaben über die integrierte freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe vor und nach automatischer Sekundärcontainmentisolation. Generell ist der Anlagenbezug bei der Verwendung von Zeitspannen auszuweisen. Die radiologische Analyse zum Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments ist daher im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln.

Aufgrund eigener Abschätzungen unter Berücksichtigung der Änderung der Technischen Spezifikation hinsichtlich zulässiger Kühlmittelaktivität²⁷⁶ schliesst das ENSI, dass der Dosisgrenzwert eingehalten wird.

6.3.5.3 Störfall „Bruch einer Frischdampfleitung ausserhalb des Primärcontainments“

Angaben des KKM

Der Bruch einer Frischdampf-Leitung ausserhalb des Primärcontainments ist aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses für eine Reaktorwasseraktivität entsprechend dem I-131-Grenzwert 1 für den zeit-

lich unbefristeten Betrieb gemäss der Technischen Spezifikation in die Kategorie 2 (ohne Einzelfehler), und für eine Reaktorwasseraktivität entsprechend dem I-131-Grenzwert 2 für den zeitlich befristet zulässigen Betrieb in die Störfallkategorie 3 eingestuft. Als begrenzender Fall wird bei den radiologischen Auswirkungen eine Reaktorwasseraktivität entsprechend dem I-131-Grenzwert 2 betrachtet.

Für eine radiologisch abdeckende Analyse der Störfallfolgen aus Brüchen bei dampfführenden Leitungen ausserhalb des Primärcontainments wurde der postulierte grosse Bruch im Maschinenhaus und Brüche von Clean-up-Leitungen sowie die Frischdampf-Leckage im Maschinenhaus untersucht, weil dabei Freisetzungen direkt in die Umgebung stattfinden können.

Störfallabläufe

1. grosser Bruch im Maschinenhaus

Ein solcher führt kurz nach dem Bruch zum Schliessen der Frischdampfschnellschlussventile (MSIV), gefolgt von einer Reaktorschnellabschaltung. Während des Abblasens wird die Reaktorgebäuelüftung isoliert und das Notabluftsystem gestartet.

2. Bruch einer Clean-up-Leitung

Ein spontaner Bruch in einer Hochdruckleitung (abdeckender Fall bei Clean-up-Leitungsbrüchen) ausserhalb des Clean-up-Raumes strömt so lange ein Wasser-Dampf-Gemisch aus der gebrochenen Leitung, bis diese vom Operateur isoliert wird.

3. kleiner/mittlerer Bruch im Maschinenhaus

Ein spontaner Bruch einer zum Frischdampf-Leitungssystem gehörenden Leitung führt zu einer kleinen Leckage, welche manuell isoliert werden muss.

Analyseannahmen und Ergebnisse^{283,284}

Bei keinem der Fälle wird von einem Brennstoffdefekt als Folge des Störfalls ausgegangen. Eine Rückhaltewirkung durch Ablagerung von Aerosolen wird nicht berücksichtigt. Von den freigesetzten Flüssigkeitsmengen an Reaktorwasser verdampfen 30 %, welche wiederum 10 % ihrer Aktivität mitreissen. Für Operateurhandlungen wird eine Reaktionszeit von 30 Minuten berücksichtigt.

1. grosser Bruch im Maschinenhaus

Aus dem Bruch tritt bis zum automatischen Schliessen der MSIV sowohl Frischdampf als auch Reaktorwasser aus. Das gesamte so im Dampf mitgetragene Aktivitätsinventar wird über die geborstenen Scheiben des Maschinenhauses ungefiltert und ohne Verzögerung in die Umgebung abgegeben. Die maximale Dosis von 1,03 mSv (für Kleinkinder, I-131-Grenzwert 2) liegt weit unterhalb des für diesen Störfall geltenden Dosisgrenzwerts von 100 mSv. Die maximale Dosis im Fall von I-131-Grenzwert 1 liegt mit 4.47E-2 mSv für Kleinkinder unterhalb des geltenden Dosisgrenzwerts von 1 mSv.

2. Bruch einer Clean-up-Leitung

In allen drei betrachteten Fällen wird von einer Freisetzung in das Sekundärcontainment und von dort unverzögert via Notabluftsystem und Kamin gefiltert in die Umwelt ausgegangen. Die maximale Dosis von 9.17E-4 mSv (für Kleinkinder) liegt deutlich unterhalb des für diesen Störfall geltenden Dosisgrenzwerts von 100 mSv. Für den I-131-Grenzwert 1 liegt die maximale Dosis von 4.0E-5 mSv für Kleinkinder deutlich unterhalb des für die Störfallkategorie 2 geltenden Dosisgrenzwerts von 1 mSv.

3. kleiner/mittlerer Bruch im Maschinenhaus

Das unterstellte kleine Leck im Maschinenhaus führt zu einem Austreten von 18 Mg Dampf. Aufgrund des unbedeutenden Druckaufbaus erfolgt die Abgabe an die Umwelt über den Kamin. Die aus diesem Störfall resultierende maximale Dosis von 1.32 mSv (für Kleinkinder) liegt deutlich unterhalb des für diesen Fall geltenden Dosisgrenzwertes von 100 mSv.

Beurteilung des ENSI

Die Störfälle gehören gemäss der ausgewiesenen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses den Störfallkategorien 2 (ohne Einzelfehler) an. Bei Berücksichtigung eines Einzelfehlers oder einer erhöhten Reaktorwasseraktivität gemäss Technischer Spezifikation fallen sie in die Störfallkategorie 3. Demnach gilt ein Dosisgrenzwert von 1 mSv (gewährleistet bei Reaktorwasseraktivitäten bis zum I-131-Grenzwert 1) beziehungsweise 100 mSv (gewährleistet bei Reaktorwasseraktivitäten bis zum I-131-Grenzwert 2).

Die Überprüfung der Quellterme durch das ENSI hat beim grossen Bruch im Maschinenhaus und Bruch einer Clean-up-Leitung ergeben, dass sich bei Verwendung der KKM-Annahmen und -Parameter nahezu gleiche Resultate ergeben. Allerdings wurde die Konservativität der Übertragung von nur 10 % der Aktivität aus dem verdampfenden Anteil (30 %) des Kühlmittels nicht nachgewiesen. Das ENSI erachtet diesen Ansatz des KKM nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik²⁷⁸ und nach Richtlinie ENSI-A08²³² als nicht mehr ausreichend begründet. Ferner wurde die Vernachlässigung von Spikingeffekten beim Bruch einer Clean-up-Leitung nicht begründet. Unter Berücksichtigung der neuen I-131-Grenzwerte 1 und 2²⁷⁶ führen ENSI-interne Abschätzungen und Dosisberechnungen auf höhere Dosen, welche dennoch deutlich unterhalb der geltenden Dosislimite liegen. Die radiologische Analyse des grossen Bruchs im Maschinenhaus und des Bruchs einer Clean-up-Leitung ist daher im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln.

Durch das ENSI ausgeführte Kontrollrechnungen für den kleinen/mittleren Bruch im Maschinenhaus können sowohl der Quellterm als auch die Dosiswerte nachvollzogen werden. Das KKM legte ebenfalls Dosisberechnungen für den I-131-Grenzwert 1 dar, welche mit einer maximalen Dosis von 5.71E-2 mSv für Kleinkinder deutlich unterhalb von 1 mSv liegen. Die Annahme einer bodennahen Freisetzung für die Dosisberechnung bei einer über Kamin stattfindenden Abgabe ist nach Auffassung des ENSI sehr konservativ.

6.3.5.4 Störfall „Bruch einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments“

Angaben des KKM

Der Störfall wird aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses in die Störfallkategorie 2 und mit Berücksichtigung eines Einzelfehlers in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Störfallablauf

Ein Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments führt zu einem Absinken des Reaktor-druckbehälter-Füllstandes. Eine Reaktorschnellabschaltung wird ausgelöst und das Abfahren des Reaktors wird eingeleitet. Das Kriterium „RDB-Füllstand tief“ führt zur Schliessung aller MSIV.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Der Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus stellt den radiologisch abdeckenden Fall gegenüber dem Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude dar.

Das Ereignis führt zu keiner Überschreitung der Brennstoffauslegungsgrenzen. Der in die Atmosphäre des Maschinenhauses freigesetzte Dampf und die darin enthaltenen radioaktiven Stoffe gelangen durch geborstene Fenster direkt und ungefiltert in die Umgebung. Die freigesetzte Aktivität resultiert aus Beiträgen aus dem Wasser des betroffenen Speisewasserstrangs, aus dem Kondensat der Turbinen-Hotwells und aus den Leckagen des Reaktorwassers, das durch die Speisewasser-Rückschlagventile entweicht. Es wird angenommen, dass 20 % des Speisewassers, 10 % des Kondensats und 10 % des Reaktorwassers verdampfen. Weiterhin wird angenommen, dass das verdampfte Wasser 10 % der Aerosole in die Atmosphäre des Maschinenhauses einträgt und dass Speisewasser und Kondensat dieselbe Aktivitätskonzentration wie der Frischdampf aufweisen. Davon ausgenommen sind die Edelgase, die als nicht kondensierbare Gase vom Abgassystem abgesaugt werden. Eine Rückhaltung durch Ablagerung von Stoffen im Maschinenhaus wird nicht berücksichtigt. Bei der Freisetzung in die Umgebung wird die Iod-Zusammensetzung zu 95 % als Cäsiumiodid, zu 4,85 % als elementar und zu 0,15 % als organisch angenommen.

Die höchste Dosis in der Umgebung des Werks ergibt sich für Kleinkinder und beträgt 1,6 mSv (für den I-131-Grenzwert 2).

Beurteilung des ENSI

Der Störfall gehört gemäss der ausgewiesenen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses der Störfallkategorie 2 (ohne Einzelfehler) an. Bei Berücksichtigung eines Einzelfehlers oder einer erhöhten Reaktorwasseraktivität gemäss Technischer Spezifikation fällt er in die Störfallkategorie 3. Demnach gilt ein Dosisgrenzwert von 1 mSv (gewährleistet bei Reaktorwasseraktivitäten bis zum I-131-Grenzwert 1) beziehungsweise 100 mSv (gewährleistet bei Reaktorwasseraktivitäten bis zum I-131-Grenzwert 2).

Das ENSI folgt der Auffassung des KKM, wonach der Bruch der Speisewasserleitung im Maschinenhaus aufgrund der ungefilterten Abgaben den radiologisch abdeckenden Fall darstellt.

Die Konservativität der Übertragung von 10 % der Aktivität aus dem verdampfenden Anteil des Speisewassers wurde nicht nachgewiesen. Das ENSI erachtet diesen Ansatz des KKM nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik²⁷⁸ und nach Richtlinie ENSI-A08 als nicht mehr ausreichend begründet.

Die kurzfristige Erhöhung der Iodaktivitätskonzentration im Kühlmittel (Spiking) wurde nicht betrachtet, ebenso wenig ein allfälliger Beitrag von in die Atmosphäre des Maschinenhauses entweichenden Halogenen aus Wasservorlagen. Auf einen möglichen Beitrag zum Quellterm vom Aktivitätsinventar der Kondensatreinigungsanlage wurde nicht eingegangen. Die radiologische Analyse des Bruchs einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments ist daher im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln.

Anhand von konservativen eigenen Abschätzungen zum Quellterm unter Berücksichtigung maximal zulässiger Leckageraten von Reaktorwasser gemäss der anwendbaren Prüfvorschrift²⁷⁹ und Dosisberechnungen unter Berücksichtigung der neuen I-131-Grenzwerte 1 und 2²⁷⁶ schliesst das ENSI, dass die Schutzziele gemäss Art. 94 StSV eingehalten werden.

6.3.5.5 Störfall „Leckage in oder Versagen der Abgasanlage“

Angaben des KKM

Unter dieser Bezeichnung werden die drei Störfallszenarien „Versagen der Abgasanlage“, „Störung im Sperrdampfsystem“ und „Versagen der Dampfstrahlsauger“ betrachtet. Auf Grundlage der auslösenden Ereignishäufigkeit gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² und Richtlinie ENSI-A01²³¹ wird ein Versagen des Abgassystems in die „Störfallkategorie 2“, die Störung im Sperrdampfsystem der Turbinengruppen als „Betriebsstörung“ und das Versagen der Dampfstrahlsauger in die „Störfallkategorie 3“ eingestuft.

Störfallablauf

Beim zu betrachtenden abdeckenden Ereignis „Bruch des ersten Aktivkohlefilterbehälters“ erfolgt ein sequenzielles Schliessen der Turbinen-Hauptabschliessungen und der Turbinen-Bypassventile. Die Nachzerfallswärme wird über den Torus abgeführt.

Beim Versagen eines Dampfstrahlsaugers wird, sofern nur eine Turbinengruppe betroffen ist, ein Turbinenschnellschluss mit einem Teil-SCRAM und Runback ausgelöst. Wenn beide Turbinengruppen betroffen sind, kommt es zur Reaktorschnellabschaltung und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor Druckbehälter erfolgt über den Torus.

*Analyseannahmen und Ergebnisse*²⁸³

Die Freisetzungen erfolgen in das Maschinenhaus und von dort direkt und ohne Verzögerung in die Umgebung. Eine Ablagerung von Aerosolen wird nicht unterstellt und die Abgabe erfolgt auf Bodenhöhe. Aufgrund der Einhaltung der geltenden Brennstoffauslegungsgrenzen wird kein Brennstoffdefekt erwartet.

Beim Bruch des ersten Aktivkohlefilterbehälters, der als schlimmster Fall für ein Versagen der Abgasanlage betrachtet wird, wurde angenommen, dass das störungsverursachende Ereignis auch eine Isolation des

Reaktors ausgelöst hat. Dadurch wird der Dampfstrom zum Kondensator unterbrochen. Es wird von einer Edelgasfreisetzung von 100 % und einer Iodfreisetzung von 1 % ausgegangen. Das Iod wird als zu 100 % elementar postuliert.²⁸⁰ Ausgehend vom Inventar im Aktivkohlebehälter beträgt für den I-131-Grenzwert 2 die maximale Dosis $8.10E-2$ mSv für Erwachsene, was deutlich unter dem Dosisgrenzwert von 1 mSv liegt. Dosisberechnungen für den I-131-Grenzwert 1 weisen aus, dass die maximale Dosis von $3.50E-3$ mSv (für Erwachsene) ebenfalls deutlich unter dem Dosisgrenzwert liegt.

Im Szenario „Versagen der Dampfstrahlsauger“ wird die Freisetzung von Iod zu 100 % in elementarer Form postuliert. Die resultierende maximale Dosis in der Umgebung für I-131-Grenzwert 2 beträgt $9.14E-2$ mSv (für Kleinkinder).

Die radiologischen Folgen der „Störung im Sperrdampfsystem“ werden vom Szenario „Versagen des Abgassystems“ abgedeckt.

Beurteilung des ENSI

Das Versagen des Abgassystems gehört gemäss der ausgewiesenen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses der Störfallkategorie 2 (mit und ohne Einzelfehler) an. Bei Berücksichtigung einer erhöhten Reaktorwasseraktivität gemäss Technischer Spezifikationen bleibt er in der Störfallkategorie 2. Der Dosisgrenzwert beträgt 1 mSv. Im Sicherheitsbericht³ hat das KKM das Szenario „Versagen der Dampfstrahlsauger“ mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Ohne Einzelfehler wurde es in der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse²³³ der Störfallkategorie 2 zugeordnet. Die Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses wurde nicht ausgewiesen. Die Einordnung des Störfalls „Störung im Sperrdampfsystem“ als Betriebsstörung ist als eine konservative Einstufung akzeptabel. Somit ist der quellenbezogene Dosisrichtwert einzuhalten.

Die Berechnung der aus dem Störfall „Versagen des ersten Aktivkohlefilters“ resultierenden Dosis basiert auf Berücksichtigung des Inventars des Aktivkohlefilters. Das ENSI hat den Quellterm des KKM nachvollziehen können und ermittelte ähnliche Dosen in der Umgebung. Im Sicherheitsbericht wurden ebenfalls die Folgedosen beim Abgasleitungsbruch ($6.96E-2$ mSv für Kleinkinder), aber ohne den zugehörigen Quellterm ausgewiesen. Der Abgasleitungsbruch selbst wurde im aktuellen Sicherheitsbericht nicht beschrieben, ist aber als Teil des Störfalls „Versagen der Abgasanlage“ anzusehen und entspricht in den Auswirkungen denen des Versagens der Dampfstrahlsauger, was durch das KKM auf Nachfrage bestätigt wurde. Die radiologischen Folgen des Störfalls „Versagen der Abgasanlage“ ergeben sich daher als Summe aus den Teilbeiträgen für den Abgasleitungsbruch und das Versagen des ersten Aktivkohlefilterbehälters und liegen somit bei etwa 0.17 mSv.²⁸³ Das ENSI hatte in einer früheren Stellungnahme die Methodik zur Bestimmung des Quellterms für das „Versagen der Dampfstrahlsauger“ akzeptiert. Die Richtlinie ENSI-A08 verlangt heute eine Darlegung der zugrunde gelegten Modelle mit ihrem Bezug zur Anlage. Die Dokumentation der Modellierung des Störfallablaufs und daraus resultierende freigesetzte Aktivitätsmengen erfüllen heute die in der Richtlinie ENSI-A08 formulierten Anforderungen nicht mehr. Sofern die vom Betreiber vorgenommene Einteilung „Versagen der Dampfstrahlsauger“ in die Störfallkategorie zutreffend ist, zeigen eigene Abschätzungen und Dosisberechnungen des ENSI, dass unter Berücksichtigung der abgesenkten Werte für die Reaktorwasseraktivität²⁷⁶ der zulässige Dosiswert für die Störfallkategorie 2 und 3 für beide Störfälle eingehalten wird.

Das ENSI hält die Auffassung des KKM für korrekt, wonach die radiologischen Folgen einer Störung im Sperrdampfsystem durch diejenigen des Versagens des Abgassystems abgedeckt sind. Eine eigene radiologische Analyse für die Störung im Sperrdampfsystem ist nicht erforderlich, wenn beim abdeckenden Störfall die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden. Dies ist gemäss den vom KKM ausgewiesenen Dosen der Fall. Jedoch kann dies abschliessend erst beurteilt werden, wenn die detailliertere Analyse zum abdeckenden Fall vorliegt. Eine Abschätzung der in 30 Minuten austretenden Sperrdampfmenge lässt jedoch darauf schliessen, dass der Dosisgrenzwert deutlich eingehalten werden kann.

Weil die Analysen zu einer Leckage in oder einem Versagen der Abgasanlage die aktuellen Anforderungen nicht mehr voll erfüllen, ist die radiologische Analyse zu den Störfällen „Versagen der Dampfstrahlsauger“ und „Versagen der Abgasleitung“ im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln. Die Einteilung des Störfalls „Versagen der Dampf-

strahlsauger“ in eine Störfallkategorie ist unter Berücksichtigung der Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-A01 im Rahmen der Umsetzung der Forderung 6.1-1 zu begründen.

6.3.5.6 Brennelementabsturz

Angaben des KKM

Der Brennelementabsturz wird aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Störfallablauf

Bei Brennelementbewegungen über dem Reaktorkern stürzt ein Brennelement ab und prallt auf den Reaktorkern auf. Dabei wird das Brennelement beschädigt und ein Teil der darin enthaltenen Aktivität wird zuerst in das Reaktorwasser und dann in das Sekundärcontainment freigesetzt. Der Störfall wird durch einen Alarm angezeigt, womit die Lüftung des Reaktorgebäudes isoliert und die Notabluft gestartet wird. Die in der Luft des Reaktorgebäudes enthaltenen radioaktiven Stoffe werden gefiltert über den Kamin freigesetzt.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Das abgestürzte Brennelement wurde einen Zyklus lang mit einem Lastfaktor von 1,6 betrieben. Es wird konservativ und abdeckend angenommen, dass die Brennelementhandhabung ein Tag nach Reaktorabschaltung beginnt, dass die Brennstäbe einer äusseren Reihe des Brennelements beschädigt werden und ihr gesamtes Spaltgasinventar in das Kühlmittel gelangt. Für Edelgase und Iod wird der freigesetzte Anteil des Spaltproduktinventars allgemein mit 5 % angenommen, davon ausgenommen sind Kr-85 und I-131 mit einem Freisetzunganteil von 10 % respektive 8 %. Die Zusammensetzung des Iods im Wasser wird zu 99,85 % als elementar und zu 0,15 % als organisch angenommen. Die Freisetzung von Edelgasen und des organischen Iods in die Luft wird mit 100 %, für das elementare Iod mit 0,2 % modelliert.

Für die Freisetzung in die Umgebung wird unterstellt, dass das Notabluftsystem 50 % des freien Luftvolumens im Reaktorgebäude pro Tag über eine Dauer von 30 Tagen austauscht. Die Filterwirkung für organisches Iod beträgt 99 % und für elementares Iod 99,9 %.

Die höchste Dosis in der Umgebung des Werks ergibt sich zu $4.35E-03$ mSv für Kleinkinder.

Beurteilung des ENSI

Die Eintrittshäufigkeit des Störfalls Brennelementabsturz wurde nicht ausgewiesen. Gemäss Art. 10 Bst. c der „Gefährdungsannahmenverordnung“²² darf bei einem Störfall der Kategorie 2 die Integrität der Brennstab-Hüllrohre nicht beeinträchtigt werden. Das KKM hat den Nachweis für das Ereignis „Brennelementabsturz“ im Rahmen der Erfüllung der Forderung 6.1-1 zu behandeln (vgl. Kapitel 6.2.2.7).

Vor diesem Hintergrund hat das ENSI auf eine eigene Ermittlung der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung verzichtet und sich darauf beschränkt, die Angaben des KKM zu überprüfen. Das ENSI konnte anhand der vom KKM dargelegten Modellannahmen das im Sicherheitsbericht ausgewiesene Ergebnis der Quelltermberechnung weitgehend nachvollziehen. Die unterstellten Freisetzunganteile für Iod aus dem Hüllrohrspalt und für die anschliessende Freisetzung aus dem Wasser in die Raumluft des Reaktorgebäudes orientieren sich an den Vorgaben aus dem U.S. NRC Regulatory Guide 1.183²⁷³. Allerdings berücksichtigt das KKM irrtümlich die Freisetzung von Iod aus dem Wasser mit einem Faktor von 1/500 (0,2 %) statt den von der U.S. NRC korrigierten Wert von 1/285.

Gemäss Angaben des KKM im Sicherheitsbericht wird das Reaktorgebäude nach einem Brennelementabsturz ohne zeitlichen Verzug isoliert, so dass die Raumluft gefiltert über Kamin abgegeben wird. Das ENSI vermisst an dieser Stelle Angaben über die erforderliche Zeit für die Detektion der freigesetzten radioaktiven Stoffe. Die radiologische Analyse des Brennelementabsturzes ist daher im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln.

Das ENSI hat anhand der ausgewiesenen Quellterme die Dosisberechnungen des KKM überprüft und stellte eine gute Übereinstimmung fest. Die maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tabelle 6.3-1 der vom KKM ausgewiesenen Dosis gegenübergestellt.

6.3.5.7 Steuerstabfall (CRDA)

Angaben des KKM

Der Störfall wird aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses und auch bei Berücksichtigung eines Einzelfehlers in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Störfallablauf

Zum Störfallablauf wird auf Kapitel 6.2.2.1 verwiesen. Der Störfall führt zu einer lokalen Leistungsexkursion. Der Reaktor wird abgefahren und befindet sich nach 30 Minuten im Zustand „heiss abgestellt“. Das Schliessen der MSIV beendet den Abfluss von Dampf aus dem Reaktor.

*Analyseannahmen und Ergebnisse*²⁸⁴

Als Folge des Störfalls wird unterstellt, dass 1 200 Brennstäbe einen Hüllrohrschaden erleiden. Dies obwohl aufgrund der zykluspezifischen Analysen kein Brennstoffdefekt zu erwarten ist. Aus dem Kondensator wird über die Dauer von 30 Tagen eine konstante Leckage von 0,5 Vol.-%/Tag ins Maschinenhaus unterstellt. Die Freisetzung vom Maschinenhaus in die Umgebung erfolgt ungefiltert über Kamin. Die höchste Dosis in der Umgebung des Werks ergibt sich zu $7.71E-3$ mSv für Kleinkinder.

Beurteilung des ENSI

Gemäss der vom ENSI akzeptierten Störfallliste²³⁶ ist der Störfall Steuerstabfall in der Störfallkategorie 3 eingeordnet (vgl. Kapitel 6.2.2.1). Damit gilt ein Dosisgrenzwert von 100 mSv.

Das ENSI stellte fest, dass der vom KKM ausgewiesene Quellterm anhand der dargelegten Modellannahmen nicht abschliessend überprüft werden kann. Es fehlen in den für die Beurteilung herangezogenen Unterlagen des KKM Begründungen oder Referenzen für wichtige Modellparameter, namentlich für den Verteilungskoeffizienten für die Partitionierung von Iod zwischen Dampfraum und Wasservorlage im Kondensator. Aufgrund eigener konservativer Abschätzungen schliesst das ENSI, dass der Dosisgrenzwert von 100 mSv eingehalten wird. Da keine störfallbedingten Hüllrohrschäden zu erwarten sind (vgl. Kapitel 6.2.2.1), fällt bei einer realistischen Betrachtung die Dosis deutlich kleiner aus als in Tabelle 6.3-1 ausgewiesen.

6.3.5.8 Erdbeben

Angaben des KKM

Erdbeben mit Magnituden, wie sie für diesen Nachweis angenommen werden, sind aufgrund der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²² der Störfallkategorie 3 zuzuordnen.

Störfallablauf

Angaben zum Störfallablauf sind in Kapitel 6.2.3.7 zu finden.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Als verfügbar werden nur Strukturen, Systeme und Komponenten der Erdbebenklasse I betrachtet. Die radiologischen Auswirkungen des Sicherheitserdbebens ergeben sich aus der Überlagerung der radiologischen Auswirkungen der Störfälle „Versagen einer Abgasleitung“, „Versagen eines Aktivkohlefilters“, „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ und „Bruch einer Speisewasserleitung innerhalb des Maschinenhauses“. Bei der Analyse dieser Störfälle wurde für die Aktivität des Reaktorwassers der neue I-131-Grenzwert 2 ge-

mäss Technischer Spezifikation (vgl. Kapitel 6.3.3) für den zeitlich befristet zulässigen Betrieb zugrunde gelegt.

Eine Rückhaltung von freigesetzten radioaktiven Stoffen im Maschinenhaus wurde nicht unterstellt. Die Freisetzung erfolgt ungefiltert in die Umgebung. Für die Freisetzung von radioaktiven Stoffen wird beim Versagen der Abgasleitung und eines Aktivkohlefilters eine Abgabe in Bodennähe angenommen. Die Freisetzung aus dem Maschinenhaus von Frischdampf und Speisewasser wird mit einer Abgabehöhe von 20 m modelliert.

Die Dosisberechnungen erfolgen nach Richtlinie ENSI-G14. Es ergibt sich für die meist betroffene Personengruppe der Kleinkinder eine maximale Folgedosis von 2,8 mSv. Zusätzlich wurden weitere Abschätzungen zur maximalen Folgedosis bei Abgabe der in der Anlage vorhandenen Aktivitäten in verschiedenen Sammel- und Vorratsbehältern durchgeführt.²⁴¹ Die dafür ermittelte Zusatzdosis für die am meisten betroffene Bevölkerungsgruppe der Erwachsenen beträgt 0,3 mSv.

Aufgrund des Ausfalls der Brennelementlagerbeckenkühlung werden durch Verdunstung radioaktive Stoffe aus dem Lagerbeckenwasser über den Kamin abgegeben. Würde die in einem Überprüfungszeitraum von 72 Stunden verdunstende Menge über die verschiedenen Wasservorlagen in die Umgebung gelangen, so würden $3.8E+3$ Bq Aerosole und $3.1E+7$ Bq I-131 über Kamin abgegeben. Aus dem Abgabereglement lässt sich folgern, dass bei der Abgabe von $1E+8$ Bq I-131 mit einer Folgedosis von etwa 0,002 mSv zu rechnen ist.

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat aufgrund von Verfügungen des ENSI^{243,244} den deterministischen Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens (Sicherheitserdbeben) neu eingereicht²⁴¹ und die radiologischen Auswirkungen dargelegt. Die hierzu eingereichten Unterlagen stellen die massgeblichen Bewertungsunterlagen dar, welche das ENSI zur Beurteilung des Sicherheitserdbebens herangezogen hat. Die radiologischen Folgen des 10 000-jährlichen Erdbebens wurden bereits in der Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens¹⁷ bewertet. Dieser Nachweis beruhte auf der neu berechneten Gefährdung PRP-IH (vgl. Kap. 6.2.3.7).

Eine Bewertung der radiologischen Folgen eines 1 000-jährlichen Referenzerdbebens liegt für das KKM nicht vor. Als Grundlage für die Bewertung hat das KKM zuvor eine Schadensumfanganalyse durchzuführen (vgl. Forderung 6.2-1).

Das ENSI erhebt folgende Forderung:

Forderung 6.3-2

Das KKM hat in einem Bericht die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme darzulegen, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 6.2-1 den Einwirkungen eines 1 000-jährlichen Referenzerdbebens und eines 10 000-jährlichen Sicherheitserdbebens nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis zu ermitteln. Die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV ist nachzuweisen. Der Termin für diesen Nachweis ist im gemäss Forderung 6.2-1 zu erstellenden Konzept verbindlich festzulegen.

6.3.5.9 Schliessen aller Frischdampfisolationsventile

Angaben des KKM

Der Störfall ist aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Störfallablauf

Das Schliessen aller Frischdampfisolationsventile (MSIV) verursacht eine Schnellabschaltung und einen Druckanstieg im Reaktor, der durch Öffnen der Sicherheitsabblaseventile (SRV) begrenzt wird. Damit wird radioaktiver Dampf in den Torus geleitet und dort kondensiert. Die Kernkühlung erfolgt durch das Speise-

wassersystem. Die nicht kondensierbaren Gase gelangen in die Torusatmosphäre und die löslichen radioaktiven Stoffe verbleiben im Toruswasser.²³⁹ Das Betriebspersonal kann die im Containment enthaltene Aktivität unter kontrollierten Freisetzungsbedingungen spülen.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Das gesamte durch den Betrieb der SRV freigesetzte radioaktive Material wird im Primärcontainment zurückgehalten. Die zulässigen Brennstoffauslegungswerte werden eingehalten. Das Ereignis führt zu keiner unkontrollierten Freisetzung an die Umgebung. Durch die kontrollierte und überwachte Abgabe ist sichergestellt, dass sowohl die Technische Spezifikation als auch das Abgabereglement¹⁵⁴ eingehalten werden. Damit ist gewährleistet, dass die Folgedosis für die Bevölkerung kleiner als der quellenbezogene Dosisrichtwert von 0,3 mSv bleibt.

Konservativ abdeckend können die radiologischen Folgen abgeschätzt werden:²³⁹ Mittels Berechnungen zu Folgedosen für die Freisetzung von 1 Mg Frischdampf wird für die Berechnung der Folgedosis konservativ eine Frischdampfabgabe an die Umgebung über 72 Stunden angenommen.²⁸¹ Da eine Aktivitätsabgabe frühestens nach 48 Stunden erfolgt, ist die Berücksichtigung von Interventionen zur Dosisreduzierung gemäss Richtlinie ENSI-G14 zulässig. Wenn die Folgedosis für 1 Mg Frischdampf mit der maximal in 72 h abgegebenen Frischdampfmenge von 144 Mg²⁸² multipliziert wird, ergibt dies für den Betrieb des KKM mit dem neuen zeitlich begrenzten Aktivitätswert für I-131 im Reaktorwasser (I-131-Grenzwert 2) eine Folgedosis von 0,2 mSv. Für den Betrieb mit dem zeitlich unbeschränkten Aktivitätswert im Reaktorwasser ergibt sich eine Folgedosis von 0,01 mSv. Die radiologischen Grenzwerte für die Störfallkategorie 2 und 1 können auch für dieses viel schwerwiegendere Störfallszenario eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall „Schliessen aller Frischdampfschnellschlussventile“ gehört gemäss der ausgewiesenen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses der Störfallkategorie 2 (mit und ohne Einzelfehler) an. Der Störfall wird vom KKM als radiologisch abdeckender Störfall für eine Reihe anderer Störfälle der Kategorie 2 und 1 angegeben. Daher ist auch die Einhaltung des quellenbezogenen Dosisrichtwerts nach Art. 94 StSV nachzuweisen.

Die radiologischen Folgen wurden lediglich aus Analogiebetrachtungen abgeschätzt und ziehen Betrachtungen zu einem anderen Störfall mit Ausfall aller Sicherheitssysteme heran. Die vom KKM daraus abgeschätzten Folgen für den deutlich milder verlaufenden Störfall Schliessen aller MSIV erscheinen zunächst plausibel, gehen nach Auffassung des ENSI aber zum Teil von falschen Annahmen aus. Für radiologische Nachweise für Störfälle der Kategorie 1 ist die Berücksichtigung von dosisreduzierenden Schutzmassnahmen nicht zulässig. Das ENSI erhält mit dem vom KKM angegebenen Quellterm deshalb eine höhere Folgedosis von 0,51 mSv (für den aktuellen I-131-Grenzwert 2 der Reaktorwasseraktivität, vgl. Kapitel 6.3.3).

Die Modellierung des herangezogenen Störfalls übersieht das vorgängige Abblasen und mögliches Spiking. Diese Vorgehensweise vermischt somit konservative Ansätze (keine Rückhaltung radioaktiver Stoffe unterstellt) mit einer nichtkonservativen Modellierung. Für den hier zu betrachtenden Störfall „Schliessen aller Frischdampfschnellschlussventile bei Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme“ ist daher der Anlagenbezug nicht in ausreichendem Mass gegeben. Es fehlen namentlich Angaben über die anzunehmende Zeitdauer des Abblasens und die dabei in den Torus gelangenden Dampfmengen sowie den Zeitpunkt und die Dauer der Inbetriebnahme des Notabluftsystems (Spülen des Containments). Die radiologische Analyse ist daher neu anzufertigen. Aufgrund dieses Befundes hat das ENSI eigene Abschätzungen zum Quellterm vorgenommen. Das ENSI schliesst daraus, dass die Dosiswerte für Störfälle der Kategorie 1 und 2 eingehalten werden. Die radiologische Analyse zum Störfall „Schliessen aller Frischdampf-Schnellschlussventile“ ist daher im Rahmen der Forderung 6.1-1 entsprechend den Anforderungen der Richtlinien ENSI-A01 und ENSI-A08 zu behandeln.

6.3.6 Radiologische Auswirkungen für das Betriebspersonal in 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 Einflussbereich der Freisetzung befindet. Eine Ausnahme bildet der Absturz eines Brennelements, dessen Auswirkungen für das betroffene Personal am schwersten 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 voraus, dass die auslegungsgemäss vorgesehenen automatischen Schutzmassnahmen versagt haben. In diesem Fall handelt es sich um sehr seltene, auslegungüberschreitende Störfallszenarien.

Angaben des KKM

Für die Ermittlung der Dosisbelastung des Personals bei einem Brennelementabsturz im Reaktorgebäude (vgl. auch Kapitel 6.3.5.6) wird angenommen, dass sich die aus dem Wasser austretende Aktivität gleichmässig im freien Luftvolumen des Reaktorgebäudes verteilt. Bei einer unterstellten Expositionsdauer von 10 Minuten und einer Inhalationsrate von $1,2 \text{ m}^3/\text{h}$ ergibt sich für einen Mitarbeiter eine Folgedosis von 16,3 mSv, wovon 14,5 mSv durch die Inhalation von Iod bestimmt wird.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI zieht für seine Beurteilung der Personendosen bei einem Brennelement-Handhabungsstörfall den Art. 4 Abs. 3 KEG unter Beizug der Werte aus Art. 35 und 96 StSV heran. Letztere stellen keine einzuhaltenden Dosiswerte für das direkt vom Unfallgeschehen betroffene Personal dar. Sie haben hier orientierenden Charakter.

Die Quellterm- und Dosisangaben zur Belastung des Personals im Reaktorgebäude konnten vom ENSI anhand der dargelegten Angaben weitgehend nachgerechnet werden. Bei der Überprüfung hat das ENSI festgestellt, dass in den Berechnungen für die Inhalationsdosis von Iod Dosisfaktoren aus der Richtlinie ENSI-G14 verwendet wurden. Zwar gelten diese Werte primär für Personen aus der Bevölkerung, doch sie fallen zum Teil konservativer aus als jene Werte für den operationellen Strahlenschutz aus Anhang 3 der Strahlenschutzverordnung, die eigentlich zu verwenden wären. Die in der mit radioaktiven Stoffen belasteten Raumluft unterstellte Aufenthaltsdauer von 10 Minuten erachtet das ENSI ebenfalls als sehr konservativ. Hingegen ist das ENSI der Auffassung, dass die getroffenen Annahmen zur gleichmässigen Verteilung der radioaktiven Stoffe und zur Verteilung auf das freie Volumen des gesamten Reaktorgebäudes nicht konservativ getroffen wurden. Für eine diesbezüglich annähernd konservative Betrachtung sollte nur der Raum oberhalb der Wasseroberfläche für die Verteilung der Stoffe herangezogen werden. Ferner geht das ENSI von einer nicht idealen Durchmischung aus.

Das ENSI hat für die Inhalationsdosis von Iod unter Verwendung der Dosisfaktoren aus der Analyse des KKM, eines bezüglich der Freisetzung aus dem Wasser korrigierten Quellterms, eines abgeschätzten Raums von $17\,000 \text{ m}^3$ über der Wasseroberfläche und eines Durchmischungsfaktors der freigesetzten Stoffe in die Raumluft von 0,5 einen Wert von 122 mSv berechnet. Auch wenn in diesem Fall keine einzuhaltenden Dosiswerte für das direkt vom Unfallgeschehen betroffene Personal gelten, erachtet das ENSI Überprüfungen weiterer dosisreduzierender Massnahmen zum Schutz des Personals für notwendig. Das ENSI erhebt deshalb folgende Forderung:

Forderung 6.3-3

Das KKM hat bis zum 15. Dezember 2015 die Analyse der Personaldosen für den Brennelementhandhabungsstörfall anhand konservativer Annahmen und Randbedingungen durchzuführen und zu überprüfen, ob für diesen Fall eine weitere Reduktion der Personaldosen erreicht werden kann. Die Möglichkeiten sind in einem Bericht zu diskutieren und, wo sinnvoll, umzusetzen.

6.3.7 Allgemeine Beurteilung der radiologischen Störfallanalysen durch das ENSI

Das ENSI hat die radiologischen Störfallanalysen der vom KKM als radiologisch relevant eingestuft und analysierten Auslegungsstörfälle überprüft. Eine Zusammenfassung der maximal zu erwartenden Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung bietet Tabelle 6.3-1. Das ENSI hat im Rahmen der Überprüfung der radiologischen Störfallanalysen mehrere Verbesserungsmassnahmen identifiziert. Diese sind insbesondere darauf zurückzuführen, dass neue Erkenntnisse und Änderungen des Regelwerkes vom KKM bisher noch nicht ausreichend berücksichtigt sind.

Die offenen Punkte betreffen insbesondere:

- die Berücksichtigung neuer Randbedingungen rechtlicher Anforderungen und neuer Richtlinien
- die Berücksichtigung neuer Erkenntnisse zur Freisetzung, zum Transport und zur Wirkung radioaktiver Stoffe
- die Nachvollziehbarkeit der Dokumentation

Die Nachvollziehbarkeit der radiologischen Analysen wird vor allem dadurch eingeschränkt, dass ihre Dokumentation

- a. verwendete Einflussgrössen (z. B. Modelle) nicht ausreichend begründet und verwendete Werte nicht durchgehend referenziert,
- b. den Bezug zur Anlage beziehungsweise zum Störfallablauf nicht durchgehend ausreichend herstellt und
- c. auf verschiedenen Berichten basiert, die einen unterschiedlichen Grad an Aktualität aufweisen.

Auf die Auswirkungen der in den Analysen betrachteten Einzelfehler auf die radiologischen Folgen wurde zudem nicht explizit eingegangen. Es fehlen Angaben darüber, ob und in welchem Ausmass sich die Einzelfehlerannahme auf die radiologischen Folgen auswirkt. Nach Prüfung der vorgelegten Dokumente erhebt das ENSI daher zusätzlich zur Forderung 6.1-1 die folgende Forderung:

Forderung 6.3-4

Bei der Bewertung der betrachteten Einzelfehler zu radiologisch untersuchten Störfällen hat das KKM bis zum 15. Dezember 2015 anzugeben, ob und in welchem Ausmass sich die Einzelfehlerannahme auf die radiologischen Folgen auswirkt.

Tabelle 6.3-1: Maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebungauf Grundlage der Richtlinie ENSI-G14 und der KKM-Analysen^{283,284}

Maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse			ENSI-Analyse		
	KK	KI	ER	KK	KI	ER
Störfallkategorie 2 (maximal zulässig 1 mSv)						
Brennelementabsturz	8.3E-3	5.5E-3	4.4E-3	9.1E-3	5.9E-3	4.7E-3
Messleitungsbruch (erhöhte Kühlmittelaktivität)	1.5E-3	5.7E-4	2.7E-4	1.4E-3	5.2E-4	2.5E-4
Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus (erhöhte Kühlmittelaktivität)	8.1E-2	8.1E-2	8.1E-2	8.1E-2	8.1E-2	8.1E-2
Störfallkategorie 3 (maximal zulässig 100 mSv)						
Steuerstabfall	7.7E-3	3.6E-3	1.8E-3	8.7E-3	3.9E-3	2.3E-3
Kühlmittelverluststörfall	1.5E-1	6.2E-2	3.2E-2	1.4E-1	5.8E-2	3.0E-2
RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude (erhöhte Kühlmittelaktivität)	9.2E-4	3.5E-4	1.7E-4	8.0E-4	3.1E-4	1.5E-4
Frischdampfleckage im Maschinenhaus (erhöhte Kühlmittelaktivität)	1.3	5.2E-1	2.6E-1	1.5	6.0E-1	3.0E-1
Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus (erhöhte Kühlmittelaktivität)	1.0	4.0E-1	2.0E-1	1.2	4.7E-1	2.4E-1
Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus (erhöhte Kühlmittelaktivität)	1.6	6.2E-1	3.1E-1	1.9	7.4E-1	3.7E-1
Abgasleitungsbruch (erhöhte Kühlmittelaktivität)	9.1E-2	7.4E-2	6.8E-2	8.9E-2	6.5E-2	5.7E-2
Störfälle durch Einwirkungen von aussen (erhöhte Kühlmittelaktivität)	2.8	1.2	6.6E-1	3.3	1.4	7.5E-1

Legende

KK = 1-jährige Kleinkinder

KI = 10-jährige Kinder

ER = Erwachsene

7 Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

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. Dieses Sicherheitskonzept deckt alle nach der Erfahrung zu erwartenden und nicht sehr unwahrscheinlichen Störfälle ab.

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 verschiedenartiger Unfallursachen wie beispielsweise Systemausfälle, menschliches Versagen oder Naturkatastrophen. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage beziehungsweise auf sinnvolle Anlageverbesserungen, 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 Freisetzungsriskos 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 führen. Als Ergebnis wird die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) pro Jahr ausgewiesen. Die CDF ist zudem ein wichtiges Zwischenresultat bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kernbeschädigung 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 Kernschaden und das damit verbundene Freisetzungsrisiko. Dabei wird ein Zeitraum von mindestens 48 Stunden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses für die Containmentfunktion berücksichtigt. Als Ergebnis werden die Freisetzungshäufigkeit pro Jahr sowie die Art und der Umfang der freigesetzten radioaktiven Stoffe ausgewiesen.

7.1 Beurteilungsgrundlagen

Art. 34 Abs. 2 Bst. d und Art. 34 Abs. 3 KEV

Richtlinien ENSI-A05²⁴⁶ und ENSI-A06²⁸⁵

ASME/ANS RA-Sa-2009²⁸⁶

BFS-SCHR-37/05²⁸⁷

7.2 Vorgehen bei der Beurteilung

Für die PSÜ 2010 entwickelte das KKM eine neue PSA, die Mühleberg Safety Analysis 2010, im Weiteren als MUSA2010 bezeichnet. Das ENSI hat diese Studie überprüft. Hierbei sind auch Untersuchungen einbezogen worden, die das KKM nach dem Einreichen der PSÜ 2010 im Rahmen der Erfüllung von Forderungen zur MUSA2005, der PSA-Studie aus der PSÜ 2005, vorgelegt hat. Dies betrifft die Überprüfung von Erfolgskriterien für den Stillstand, überarbeitete Brand- und Erdbebenanalysen für den Stillstand, Unsicherheits- und Importanzanalysen für den Stillstand sowie die Vervollständigung der Stufe-2-PSA für den Stillstand. Mit diesen Unterlagen hat KKM die letzten offenen Forderungen aus der Stellungnahme zur MUSA2005 erfüllt.

Seit Einreichen der PSÜ 2010 liegen verschiedene neue Erkenntnisse vor, die einen signifikanten Einfluss auf die Einschätzung des Anlagenrisikos des KKM haben. Sie betreffen vor allem Risiken aus Erdbeben

sowie aus externen und internen Überflutungen. Das KKM hat kurzfristig nach dem schweren Unfall im japanischen Kernkraftwerk Fukushima bereits erste Nachrüstungen vorgenommen und plant die Durchführung eines umfassenden Nachrüstprojekts (Projekt DIWANAS). Im Rahmen des Konzeptantrags hat das KKM ein überarbeitetes Stufe-1-PSA-Modell (Modell Juni 2012) für Volllast eingereicht, um das Konzept risikotechnisch zu bewerten. Das Modell Juni 2012 berücksichtigt die neuen Erkenntnisse sowie einen Teil der bereits getätigten Nachrüstungen (Installation eines zusätzlichen, luftgekühlten Notstromaggregats, Installation von Ansaugstutzen für den SUSAN-Kühlwassereinlauf, Verbesserung der Leckageabspermmöglichkeiten bei internen Überflutungen). Dieses Modell ist vom KKM im Hinblick auf die Gesamt-CDF, die CDF-Beiträge von Ereigniskategorien und Importanzen (bezogen auf das Gesamtmodell) ausgewertet worden. Die vorliegenden Ergebnisse werden ohne Kreditierung des Nachrüstprojekts DIWANAS für die Stellungnahme zur MUSA2010 herangezogen, um die Kernschadenshäufigkeit der Anlage entsprechend dem aktuellen Stand zu beurteilen. Für die Beurteilung des Freisetzungsriskos des KKM sowie des mit dem Stillstand verbundenen Risikos stehen keine entsprechend aktualisierten Modelle zur Verfügung.

Die Ergebnisse der Überprüfung sind in der vorliegenden Stellungnahme festgehalten. Aus der Überprüfung abgeleitete Verbesserungspunkte zur MUSA2010 sind detailliert in einer Aktionsliste ausgeführt. Die bedeutendsten Punkte sind in den einzelnen Abschnitten dieser Stellungnahme zusammenfassend dargelegt. Die Umsetzung der in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungen ist Gegenstand der in den Kapiteln 7.3.8, 7.4.6, 7.5.8 und 7.6.5 enthaltenen Forderungen.

7.3 Stufe-1-PSA für Volllast

Die ursprüngliche Stufe-1-PSA für das KKM (MUSA90) wurde von einer US-amerikanischen Firma im Auftrag der BKW durchgeführt. 1993 erfolgte eine Aufdatierung dieser Studie. Für die PSÜ 2000 wurde von einer anderen Firma im Auftrag der BKW eine komplett neue PSA angefertigt (MUSA2000). Die MUSA2000 enthielt verschiedene neu durchgeführte Analysen, insbesondere eine detaillierte Brandanalyse. Zudem wurden die seit der Erstellung der MUSA90 erfolgten Anlagenänderungen sowie Accident-Management-Massnahmen im PSA-Modell berücksichtigt.

Die für die PSÜ 2005 erforderliche PSA-Studie (MUSA2005) wurde wiederum komplett neu erstellt und der grösste Anteil der hierfür erforderlichen Arbeiten an eine weitere US-amerikanische Firma vergeben. Inhaltliche Hauptunterschiede zwischen der MUSA2005 und der MUSA2000 betreffen insbesondere die Anwendung neuer Erfolgskriterien (Nachwärmeabfuhr durch gefilterte Containment-Druckentlastung, Hochdruckeinspeisung durch das Steuerstabantriebssystem, Niederdruckeinspeisung durch das Feuerlöschsystem, Einsatz der Kernisolationskühlung und der Hauptwärmesenke für die Beherrschung von Transienten).

Die im Rahmen der PSÜ 2010 vorgelegte PSA-Studie (MUSA2010) baut auf der MUSA2005 auf. Sie umfasst sowohl den Volllastbetrieb als auch den Stillstand. Die Weiterentwicklung der Studie basiert unter anderem auf den Forderungen der HSK (heute ENSI) zur PSÜ 2005.²⁵ Daraus resultieren insbesondere umfangreich überarbeitete Analysen zu Erdbeben, Brand und Operateurhandlungen.

7.3.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

Angaben des KKM

Die Komponentenzuverlässigkeitsdaten in der MUSA2010 umfassen Ausfallraten, Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungsarbeiten (d. h. Wartung oder Instandsetzung) sowie Parameter für die Beschreibung gemeinsam verursachter (abhängiger) Ausfälle (Common Cause Failures, CCF). Zur Bestimmung der Zuverlässigkeitskenngrössen macht das KKM unter anderem folgende Angaben:

- Datenerfassungsgrundlage

Als Basis für die Erfassung der anlagenspezifischen Rohdaten zur Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen definiert das KKM die Komponentengrenzen für alle modellierten Kom-

ponententypen. Die Population der Komponenten, für welche Instandhaltung berücksichtigt wird, wie auch der Komponentenumfang, der für die Quantifizierung einer Komponentenausfallrate herangezogen wird, wird beschrieben.

- anlagenspezifische Rohdaten

Das KKM gibt für jeden betrachteten Komponentenfehlermodus die Anzahl Ausfälle sowie die Anzahl Anforderungen oder Betriebsstunden an, die für die Ermittlung der Komponentenausfallrate verwendet werden. Zu Tests und Instandhaltungen von Komponentengruppen werden folgende Rohdaten gesammelt: „Anzahl Stunden ausser Betrieb“ und „Anzahl Instandhaltungsereignisse“. Der gesamte Datenerfassungszeitraum in der MUSA2010 beträgt 35 Jahre (1972 bis 2007).

- generische Daten

Die generischen Zuverlässigkeitsdaten beinhalten eine statistische Auswertung der internationalen Betriebserfahrung. Als Quelle für die Herleitung von generischen Komponentenausfallraten und zu CCF-Parametern dient eine eigentums geschützte Datenbank.

- Entwicklung anlagenspezifischer Komponentenausfallraten

Zur Bestimmung der anlagenspezifischen Komponentenausfallraten werden die oben erwähnten anlagenspezifischen Rohdaten mit Hilfe eines Bayes-Verfahrens²⁸⁸ mit den generischen Daten verrechnet. Nicht alle Komponentenausfallraten der MUSA2010 werden anhand anlagenspezifischer Daten aktualisiert. Insbesondere bei Fehlermodi elektrischer Komponenten und einiger Armaturen werden ausschliesslich generische Ausfallraten verwendet. Aus Sicht des KKM gibt es für einen Teil der Komponentenausfallraten ungenügende Information zur Anzahl der Anforderungen, Betriebsstunden oder Ausfälle. Für einen weiteren Teil sind die generischen Ausfallraten schon so gering, dass eine weitere Senkung der Ausfallrate aufgrund der Berücksichtigung der anlagenspezifischen Daten nicht glaubwürdig wäre.

- Bestimmung der Instandhaltungsunverfügbarkeiten

Die Instandhaltungshäufigkeiten und -dauer basieren auf rein anlagenspezifischen Daten (ohne Berücksichtigung generischer Information).

- Entwicklung anlagenspezifischer CCF-Parameter

Zur Bestimmung der anlagenspezifischen CCF-Parameter wird der Multiple-Greek-Letter-Ansatz (MGL)²⁸⁹ verwendet. Für die Ermittlung der CCF-Parameter wird, wo möglich, die anlagenspezifische Betriebserfahrung berücksichtigt. Dabei werden die anlagenspezifischen Daten zu den generischen Rohdaten hinzugefügt und die Werte der MGL-Parameter neu berechnet.

Beurteilung des ENSI

Die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen entspricht dem Stand der Technik. Die in der MUSA2010 verwendeten Komponentenausfallraten sind plausibel. Aus Sicht des ENSI entspricht das angewendete Bayes-Verfahren dem Stand der Technik. Die verwendete Methode zur Analyse der CCF entspricht ebenfalls dem Stand der Technik.

Aufgrund der vorliegenden statistischen Auswertung der Komponentenzuverlässigkeiten hat das ENSI keine Komponenten identifiziert, deren Ausfallrate im internationalen Vergleich ausserordentlich hoch ist.

Das ENSI hat jedoch auch Verbesserungsbedarf festgestellt, der im Folgenden in zusammenfassender Form dargestellt wird:

- Vollständigkeit der Datenaktualisierung

In der MUSA2010 werden nicht alle Komponentenausfallraten anhand anlagenspezifischer Daten aktualisiert. Gegenüber der MUSA2005 hat sich jedoch die Anzahl der aktualisierten Komponentenausfallraten erhöht. Gemäss Richtlinie ENSI-A05 sind grundsätzlich alle Komponentenausfallraten

mittels eines Bayes'schen Verfahrens aufzudatieren. Für industrielle Massenerzeugnisse (z. B. elektronische Schaltkreise), für die typischerweise keine anlagenspezifische Ausfallstatistik geführt wird, sieht die Richtlinie ENSI-A05 eine Ausnahme vor. Die Aufdatierung von üblichen Komponentenfehlerraten (wie z. B. das Fehlöffnen von Sicherheitsabblaseventilen), für die anlagenspezifische Information einbezogen werden kann, ist aus Sicht des ENSI erforderlich.

- Dokumentation der Datenanalyse

Die Dokumentation der Datenanalyse hat Verbesserungspotenzial. Zum Beispiel ist die Aufdatierung der CCF-Parameter mit anlagenspezifischen Daten nicht nachvollziehbar, da die dafür verwendeten anlagenspezifischen Daten nicht explizit ausgewiesen wurden.

- Umfang der CCF-Modellierung

Nicht alle gemäss Richtlinie ENSI-A05 zu betrachtenden CCF werden analysiert. Dies betrifft die Berücksichtigung von Sieben und eine Analyse von systemübergreifenden CCF.

Insgesamt kommt das ENSI zu dem Schluss, dass der oben aufgelistete Verbesserungsbedarf keinen signifikanten Einfluss auf das ermittelte Kernschadensrisiko hat.

7.3.2 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Die Analyse von Operateurhandlungen im Rahmen einer PSA wird als HRA (Human Reliability Analysis) bezeichnet. Die HRA in der MUSA2010 für Vollastbetrieb betrachtet Operateurhandlungen der gemäss IAEA Safety Series No. 50-P-10296²⁹⁰ definierten Kategorien A (latente Fehler im Zusammenhang mit Instandhaltungstätigkeiten), B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse) und C (direkte Beeinflussung von Störfallabläufen). Die in der MUSA2010 hierzu durchgeführten Analysen sind nachfolgend zusammengefasst.

Angaben des KKM

Kategorie A (latente Fehler im Zusammenhang mit Instandhaltungstätigkeiten)

Diese Kategorie umfasst 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. Massgeblich für die Zuweisung des Betriebszustands (Vollast oder Stillstand) zu einer Fehlhandlung der Kategorie A ist der Zeitpunkt des störfallbedingten Anforderungsfalls des betroffenen Systems. So wird z. B. eine während des Stillstands herbeigeführte Armatur-Fehlstellung dem Betriebszustand Vollast zugewiesen, wenn das betroffene System bei Störfällen während Vollast angefordert wird.

Zur Identifizierung latenter Fehler wird zu jeder Komponente, die im Fehlerbaum der berücksichtigten Systemfunktionen abgebildet ist, geprüft, ob sie durch eine Instandhaltungsvorschrift betroffen ist. Für Komponenten, deren Betriebsbereitschaft von einer plausiblen Handlung aufgehoben oder beeinträchtigt werden könnte (z. B. vorübergehende Aufhebung der Betriebsbereitschaft zu Testzwecken gemäss Instandhaltungsvorschrift), wird ein Fehler der Kategorie A (z. B. Nichtwiederherstellung der Betriebsbereitschaft) in Betracht gezogen.

Die Methoden ASEP (Accident Sequence Evaluation Program)²⁹¹ und THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)²⁹² werden zur Ermittlung der zugehörigen Fehlerwahrscheinlichkeiten (Human Error Probabilities, HEPs) verwendet. Abhängigkeiten zwischen den Fehlern, die mehrere Stränge eines Systems betreffen können, werden ebenfalls quantifiziert.

Kategorie B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse)

Zu dieser Kategorie gehören Handlungen, welche die Auslösung eines Störfalles beeinflussen oder direkt zur Folge haben. Derartige Handlungen werden üblicherweise nicht explizit modelliert. Stattdessen wird ange-

nommen, dass ihr Beitrag implizit in den Häufigkeiten auslösender Ereignisse enthalten ist. Dieses Vorgehen ist auch in der MUSA2010 für die Mehrzahl der auslösenden Ereignisse gewählt worden. Die Häufigkeiten von einigen Ereignissen (z. B. Ausfall des Hilfskühlwassersystems) werden durch Fehlerbaumanalysen, in denen zum Teil auch Operateurhandlungen berücksichtigt sind, ermittelt. Diese Handlungen (z. B. das Umschalten auf Automatiksteuerung für ein Ventil in der Hilfskühlwasserrücklaufleitung) werden der Kategorie C zugewiesen. Für interne Überflutungen werden mögliche Beiträge aufgrund von Instandhaltungsarbeiten an Wärmetauschern analysiert und als vernachlässigbar bewertet.

Kategorie C (direkte Beeinflussung von Störfallabläufen)

Diese Kategorie umfasst Handlungen, die zur Störfallbeherrschung erforderlich sind und in der Regel gemäss Stör- und Notfallvorschriften durchzuführen sind. Fehlhandlungen haben einen direkten Einfluss auf den Störfallablauf. Solche Handlungen werden in der MUSA2010 im Rahmen der Ereignis- und Unfallablaufanalyse identifiziert.

Bei der Bestimmung der HEP (Human Error Probability) von durch Störfallvorschriften angeleiteten Handlungen wird zwischen Diagnose (einschliesslich Entdeckung und Entscheidungsfindung) und Handlungsausführung unterschieden. Die Bestimmung der HEP erfolgt massgeblich unter Verwendung der Methode THERP. Neben der in Abhängigkeit von der verfügbaren Diagnosezeit gemäss THERP zu bestimmenden Wahrscheinlichkeit für die nicht rechtzeitige Diagnose, werden die Wahrscheinlichkeiten von sieben weiteren Beiträgen zum Diagnoseversagen (z. B. aufgrund irreführender Information oder Fehlinterpretation schriftlicher Anweisungen) berücksichtigt. Fehler bei der Ausführung werden mit den in THERP dafür empfohlenen HEPs (z. B. für das versehentliche Auslassen eines Schrittes) ermittelt. Für die manuelle Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und für die Inbetriebnahme des Notstromgenerators 390 werden Fehler bei der Handlungsausführung vernachlässigt.

Für Handlungen, die in durch Erdbeben ausgelösten Störfällen angefordert werden, wird ein Modell zur HEP-Erhöpfung (in der Regel ausgedrückt durch Erhöhungsfaktoren) angewendet, welches neben der Horizontalbeschleunigung (PGA, Peak Ground Acceleration, auf Niveau Reaktorgebäudefundament) auch den Ort der Handlung und die zur Verfügung stehende Zeit berücksichtigt. Das Modell basiert auf drei PSA-Studien aus den USA sowie auf KKM-eigenen Abschätzungen. Grundsätzlich wird ab einer PGA von 0,3 g eine HEP-Erhöpfung in Betracht gezogen. Für innerhalb des Hauptkommandoraums (HKR) durchführbare Handlungen wird eine HEP-Erhöpfung nur dann angenommen, wenn weniger als 30 Minuten für die Handlungsdurchführung verfügbar sind oder wenn die PGA grösser als 0,75 g ist.

Für die übrigen externen (z. B. Flugzeugabsturz) und internen systemübergreifenden (z. B. Brand) Ereignisse werden keine erhöhten HEPs angenommen. Falls die für eine Handlung benötigten Komponenten (z. B. infolge Brand) unverfügbar oder die Handlungsorte unzugänglich sind, wird diese Handlung als garantiert ausgefallen angenommen.

Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen werden unter Verwendung der THERP-Skala analysiert, welche von keiner bis totaler Abhängigkeit fünf Abstufungen vorsieht. Die vom KKM hierzu entwickelten Kriterien beinhalten den zeitlichen Abstand zwischen zwei Handlungen sowie die Unterschiedlichkeit der Anzeigen für die Anforderung der betroffenen Handlungen.

Handlungen zur Absperrung (Beendigung) von internen Überflutungen werden mit der vom EPRI (Electrical Power Research Institute) entwickelten Methode für die Implementierung sogenannter Recovery Actions quantifiziert.²⁹³

Handlungen zur Brandbekämpfung werden mit der Methodik quantifiziert, die in einem gemeinsam vom EPRI und der U.S. NRC herausgegeben Bericht beschrieben ist.²⁹⁴ Gemäss dieser Methodik wird die HEP in Abhängigkeit von den vorhandenen Zeitreserven und der Art der vom Brand betroffenen Komponenten bestimmt. Der Erfolg dieser Handlungen wird im allgemeinen Brandereignisbaum zur Bestimmung von Brandverläufen abgefragt.

Bewertung des ENSI

Die in der MUSA2010 verwendeten Methoden zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit entsprechen nach Auffassung des ENSI im Allgemeinen dem Stand der Technik. Der Umfang der berücksichtigten Handlungen der Kategorien A, B und C entspricht weitgehend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Aus Sicht des ENSI ist hervorzuheben, dass für fast alle Handlungen der Bezug zu den Vorschriften in aussagekräftiger und nachvollziehbarer Form beschrieben wird. Für die Mehrzahl der Handlungen ist die HEP-Ermittlung mit dem Stand der Technik entsprechenden Methoden (THERP, ASEP) durchgeführt worden und gut dokumentiert. Als positiv ist zu werten, dass in übersichtlicher Form der Störfall, in dessen Verlauf die jeweilige Handlung angefordert wird, skizziert wird, und dass Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen anhand konkreter Kriterien in nachvollziehbarer Weise berücksichtigt werden. Die gesonderte Quantifizierung von Absperrungen interner Überflutungen mit Hilfe der EPRI-Methode für Recovery Actions ist angemessen, da sich diese Handlungen in der Regel weniger explizit durch Vorschriften anleiten lassen und diese Eigenschaft durch die EPRI-Methode berücksichtigt wird.

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung der HRA identifizierte Punkte mit Verbesserungsbedarf. Die wichtigsten Punkte sind nachfolgend aufgelistet:

- In der HRA für Fehlhandlungen der Kategorie A fehlt das versehentliche Offenlassen von Handarmaturen in den STCS-Druckerhöhungsleitungen.
- Die vorliegende Abschätzung eines vernachlässigbaren Beitrags zur Häufigkeit interner Überflutungen aufgrund von Fehlhandlungen (Kategorie B) bei Instandhaltungsarbeiten an Wärmetauschern beruht auf optimistischen Annahmen (z. B. Unabhängigkeit zwischen den beitragenden Fehlhandlungen).
- Die besonderen, die Handlungsdurchführung (Kategorie C) erschwerenden Bedingungen in durch Erdbeben, Flugzeugabsturz, Überflutung oder Brand ausgelösten Störfällen werden unzureichend berücksichtigt.
- In einigen Fällen wird ein günstiger Verlauf der zeitabhängigen Diagnose-HEP angenommen, ohne dass der hierzu gemäss THERP erforderliche gute Trainings- und Übungsstand dargelegt wird.
- Einige Handlungen weisen Unstimmigkeiten bezüglich der Erfolgskriterien auf. Beispielsweise berücksichtigt das angenommene Zeitfenster (10 Stunden bis zur Entleerung der für den RCIC-Betrieb benötigten Batterien) für die Inbetriebnahme des Notstromgenerators 390 nicht die automatische RCIC-Isolation bei Reaktordruck kleiner als 4,5 bar als zusätzliche, den Erfolg limitierende Bedingung.
- Bei der Berücksichtigung von Abhängigkeiten werden in einigen Fällen optimistische Annahmen getroffen, z. B. Unabhängigkeit zwischen Handlungen mit teilweise gleichem Inhalt und zwischen Handlungen zur Absperrung interner Überflutungen.
- Die HRA für die Absperrung interner Überflutungen weist Unstimmigkeiten auf. Hierzu gehört die Nichtberücksichtigung der Diagnose-HEP.
- Die Vernachlässigung der HEP für den Ausführungsteil der Inbetriebnahme des Notstromgenerators 390 im Störfall aufgrund der als gross eingeschätzten Zeitreserve steht nicht im Einklang mit der gemäss Richtlinie ENSI-A05 verlangten umfassenden Bewertung der Handlungszuverlässigkeit, weil neben der Zeitreserve noch andere Faktoren (z. B. die Komplexität der zu befolgenden Anweisungen und die Erkennbarkeit möglicher Fehler) zum Tragen kommen.

7.3.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Die PSA-Erfolgskriterien reflektieren die minimal für die Vermeidung eines Kernschadens erforderlichen Systemfunktionen. Ein Erfolg im Sinne der PSA ist dann gegeben, wenn innerhalb eines Zeitraums von 24

Stunden ein sicherer und stabiler Anlagenzustand erreicht wird. Hierfür sind die Unterkritikalität des Kerns sowie dessen Kühlung und Integrität zu betrachten.

Angaben des KKM

Zur Verifizierung der in der MUSA2005 verwendeten Erfolgskriterien bezüglich Kernkühlung sind im Jahre 2008 anlagenspezifische thermohydraulische Analysen durchgeführt worden. Eine erfolgreiche Kernkühlung und damit die Vermeidung eines Kernschadens werden angenommen, wenn die Temperatur in jedem Bereich des Reaktorkerns unterhalb von 1 200 °C bleibt. Die in der MUSA2010 angewendeten Erfolgskriterien basieren auf diesen Analysen.

Im Vergleich zur Vorgängerstudie MUSA2005 wurden für Transienten und für den Störfall eines fehlerhaft offenen Sicherheitsabblaseventils zusätzlich neue Erfolgskriterien nachgewiesen. Insbesondere reicht die Einspeisung des hydraulischen Steuerstabantriebsystems bereits nach einer Stunde (während der ein anderes Einspeisesystem zur Verfügung stehen muss) aus, um Kernschaden zu verhindern.

Einige Erfolgskriterien der MUSA2005 für kleine Kühlmittelverluststörfälle (Small Loss of Coolant Accidents, SLOCA) und mittlere Kühlmittelverluststörfälle (Medium Loss of Coolant Accidents, MLOCA) konnten jedoch nicht bestätigt werden. Daher wurde für die MUSA2010 die Grenze zwischen SLOCA und MLOCA anders gezogen. Dadurch konnten alle alten Erfolgskriterien für SLOCA beibehalten werden, während neu für MLOCA immer Druckabsenkung und Niederdruckeinspeisung erforderlich sind.

Zwischenzeitlich wurde neu erkannt, dass die Einspeiserate des Feuerlöschsystems aus dem Hochreservoir in den Reaktordruckbehälter (RDB) geringer ist als ursprünglich angenommen. Diese Niederdruckeinspeisung kann daher nur dann für die Vermeidung eines Kernschadens kreditiert werden, wenn bereits eine gewisse Zeit lang (je nach Störfall 18 Minuten bis 2 Stunden) ein anderes System die Bespeisung des Reaktors sichergestellt hat. Das KKM hat diese neue Erkenntnis im überarbeiteten Modell Juni 2012 berücksichtigt.

Beurteilung des ENSI

Die für die Bestimmung der Erfolgskriterien in der MUSA2010 angewendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Mit der Berücksichtigung der eingeschränkten Kreditierung des Feuerlöschsystems zur Niederdruckbespeisung des RDB im Modell vom Juni 2012 sind die verwendeten Erfolgskriterien bezüglich erforderlicher Einspeisesysteme aus Sicht des ENSI plausibel.

Bei der Überprüfung der Erfolgskriterien wurde Verbesserungsbedarf festgestellt. Der bedeutendste Punkt betrifft die in der MUSA2010 modellierte Anzahl der Sicherheitsventile, die im Fall einer nicht erfolgreichen Reaktorschnellabschaltung den Druckanstieg im Reaktordruckbehälter begrenzen. Sie basiert nicht auf anlagenspezifischen Untersuchungen, sondern auf einem Vergleich mit Kernkraftwerken ähnlichen Designs. Aus Sicht des ENSI sind zur Überprüfung dieses Erfolgskriteriums anlagenspezifische thermohydraulische Analysen erforderlich.

7.3.4 Interne Ereignisse

7.3.4.1 Auslösende Ereignisse

Angaben des KKM

Bei den internen auslösenden Ereignissen wird in der MUSA2010 zwischen Transienten und Kühlmittelverluststörfällen (Loss of Coolant Accidents, LOCA) unterschieden.

Zur Identifizierung der für das KKM relevanten Transienten werden folgende drei Ansätze verwendet:

- Auf der Basis internationaler Veröffentlichungen^{295,296} wurde eine Liste generischer, für das KKM relevanter auslösender Ereignisse erstellt.

- Von elf dem KKM ähnlichen US-amerikanischen Siedewasserreaktoren werden auf Basis der Individual Plant Evaluation²⁹⁷ zusätzliche Transienten untersucht.
- Elf KKM-Systeme werden hinsichtlich ihres Potenzials zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung genauer untersucht.

Die mit diesen Ansätzen identifizierten Transienten werden in 28 Kategorien zusammengefasst. Die Häufigkeiten von 10 Transienten-Kategorien werden mittels eines Bayes'schen Verfahrens auf der Grundlage generischer Daten und der KKM-eigenen Betriebserfahrung des Zeitraums 1974 – 2007 ermittelt. Die Häufigkeiten der restlichen 18 Transienten werden mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen bestimmt.

Die MUSA2010 unterscheidet zwischen LOCA innerhalb und ausserhalb des Containments:

- LOCA innerhalb des Containments werden durch die Bruchgrösse (klein, mittel, gross) und den Mediumtyp in der Rohrleitung (Wasser oder Dampf) definiert. Basierend auf der Auslegung der Anlage und auf den Erfolgskriterien sind in der MUSA2010 fünf Kategorien von LOCA innerhalb des Containments definiert worden, die entsprechend der Grösse zu drei auslösenden Ereignissen zusammengefasst wurden. Zusätzlich wird der sogenannte „Excessive LOCA“, d. h. das nicht beherrschbare, katastrophale RDB-Versagen mit nachfolgendem Kernschaden definiert. Zur Ermittlung der Häufigkeit der LOCA innerhalb des Containments wird ein Bayes'sches Verfahren verwendet. Generische Werte aus der Brunswick Individual Plant Evaluation²⁹⁸ werden als Prior verwendet. Anlagenspezifische Daten zu LOCA werden mithilfe der EPRI-Methodologie^{299,300} zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit von LOCA ermittelt.
- Die Analyse zu LOCA ausserhalb des Containments, d. h. Brüche an den Schnittstellen zwischen Hoch- und Niederdrucksystemen (sogenannte „Interfacing Systems LOCA“, ISLOCA) erfolgt in drei Schritten: 1. Identifizierung potenzieller ISLOCA-Wege, 2. quantitatives Auswahlverfahren und 3. Bestimmung der Eintrittshäufigkeit der verbleibenden ISLOCA-Ereignisse. Die aufgrund dieses Vorgehens definierten ISLOCA-Ereignisse sind im PSA-Modell abgebildet.

Wie in der MUSA2005 wird die Möglichkeit eines Lastabwurfs mit nachfolgendem Eigenbedarfsbetrieb der Anlage explizit modelliert, d. h. eine entsprechende Berücksichtigung bei der Quantifizierung der Häufigkeiten verschiedener auslösender Ereignisse entfällt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die Liste der für den Volllastbetrieb berücksichtigten auslösenden Ereignisse als umfassend. Die für die PSA relevanten internen auslösenden Ereignisse wurden mit einem systematischen Verfahren identifiziert. Der Umfang der bei der Modellierung berücksichtigten auslösenden Ereignisse ist grösser als in den Vorgängerstudien. Die Betriebserfahrung wurde korrekt erfasst und den entsprechenden auslösenden Ereignissen nachvollziehbar zugeordnet.

Das zur Quantifizierung der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse für den Volllastbetrieb angewandte Verfahren entspricht dem Stand der Technik und die ausgewiesenen Ergebnisse sind nachvollziehbar. Die ermittelten Häufigkeiten weisen plausible Werte auf und liegen im Rahmen der internationalen Betriebserfahrung.

Die neue ISLOCA-Analyse ist umfassend, betrachtet wesentlich mehr Pfade als die Vorgängeranalyse (MUSA2005) und stellt eine klare Verbesserung dar.

Das ENSI identifizierte einige Verbesserungspunkte, von denen die wichtigsten nachfolgend aufgeführt sind:

- Die Auswahl der elf KKM-Systeme zur Identifizierung der anlagenspezifischen internen auslösenden Ereignisse ist klarer zu begründen und zu dokumentieren.
- Die Ermittlung der LOCA-Häufigkeiten beruht auf Daten aus zwei EPRI-Berichten aus den 1990er Jahren. Es ist dem ENSI unklar, warum nicht neuere Unterlagen wie namentlich NUREG-1829³⁰¹ mit einbezogen wurden.

7.3.4.2 System- und Unfallablaufanalyse

Angaben des KKM

Die Systemanalyse erfolgt in der MUSA2010 in so genannten System Notebooks. Diese enthalten unter anderem eine kurze Systembeschreibung, eine Darstellung der zugehörigen Anzeigen und Alarme, der automatischen Regelungen und manuellen Eingriffsmöglichkeiten, der Abhängigkeiten von anderen Systemen sowie Angaben zur Umsetzung der genannten Information in den entsprechenden System-Fehlerbäumen. Die MUSA2010 enthält 35 solcher System Notebooks.

Die Modellierung der Unfallabläufe in der MUSA2010 stützt sich auf Ereignisablaufdiagramme (Event Sequence Diagrams, ESD), die für Transienten, für ein fehlerhaft offenes Sicherheitsabblaseventil, für kleine, mittlere und grosse Kühlmittelverluststörfälle sowie für ein Versagen der Reaktorschnellabschaltung erstellt wurden. Die ESD sind in Form von Flussdiagrammen aufgebaut und dokumentieren die Folgen möglicher Fehler und Erfolge von Systemfunktionen, welche als Folge eines auslösenden Ereignisses angefordert werden. Die durch die ESD beschriebenen möglichen Ereignisabläufe (Sequenzen) werden mit Hilfe von Ereignisbäumen abgebildet. Ausgehend von einem auslösenden Ereignis werden im zugehörigen Ereignisbaum basierend auf den KKM-spezifischen Erfolgskriterien die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen abgefragt. In Abhängigkeit der Verfügbarkeit der Systemfunktionen ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die entweder zu einer ausreichenden Kühlung des Reaktorkerns oder zu einem Kernschaden führen. Die Abfrage der Systemfunktionen (inklusive Hilfssysteme und Operateurhandlungen) erfolgt mit Hilfe von Fehlerbäumen. Diese bilden ab, welche Kombinationen von Basisereignissen zu einem Funktionsausfall führen können. Ein Basisereignis ist im Allgemeinen ein Ereignis, das nicht weiter unterteilt wird, wie z. B. das Startversagen einer Pumpe. Ereignisbäume und die Fehlerbäume für die Systeme werden mit Hilfe der PSA-Software CAFTA (Computer Assisted Fault Tree Analysis) erstellt und zu einem einzigen, grossen Fehlerbaum zusammengesetzt.

Bei der Quantifizierung des Gesamtmodells werden für jedes auslösende Ereignis die minimalen Kombinationen von Basisereignissen bestimmt, die im Zusammenhang mit dem jeweiligen auslösenden Ereignis zu einem Kernschaden führen. Eine einzelne derartige Kette bestehend aus auslösendem Ereignis und Basisereignissen wird häufig als Minimalschnitt bezeichnet.

Zur Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit wird für die Detailanalyse von internen Ereignissen (aber auch von Bränden, Flugzeugabstürzen, externen und internen Überflutungen, extremen Winden und Tornados in der MUSA2010) das Verfahren „Minimal Cut Set Upper Bound Estimation“ (MCUB) verwendet. Gemäss MCUB ist die Wahrscheinlichkeit, dass kein Kernschaden auftritt, mindestens so gross ist wie die Wahrscheinlichkeit, dass keiner der berechneten Minimalschnitte eintritt.

Für die zusammenfassende Ergebnisdarstellung, aber auch für die Detailanalyse von Erdbeben in der MUSA2010 sowie für die Quantifizierung des Modells Juni 2012 wird die Funktion ACUBE (Advanced Cut Set Upper Bound Estimator) von CAFTA eingesetzt. ACUBE teilt die Minimalschnitte in zwei Gruppen, wobei die Grösse der Gruppen von der verfügbaren Zwischenspeicherkapazität des Computers abhängt. Für die erste Gruppe wird, getrennt nach auslösenden Ereignissen, mit Hilfe eines binären Entscheidungsalgorithmus die Kernschadenshäufigkeit exakt bestimmt. Für die zweite Gruppe wird der Kernschadensbeitrag mit dem Verfahren MCUB berechnet. Durch die Anwendung von ACUBE soll die Konservativität, die bei einer ausschliesslichen Berechnung mit MCUB auftritt, reduziert werden.

Beurteilung des ENSI

Die System- und Unfallablaufanalyse entspricht aus Sicht des ENSI dem Stand der Technik. Die System Notebooks umfassen die PSA-relevanten Systeme. Sie sind übersichtlich gegliedert und enthalten die wesentlichen Informationen. Sie sind daher als Grundlage für die Modellierung der Systeme geeignet. Die ESD geben eine gute Übersicht über das modellierte Anlagenverhalten. Das Modell ist detailliert, und der verwendete Rechencode entspricht im Allgemeinen dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Die Verwendung eines binären Entscheidungsalgorithmus für die Quantifizierung des CDF-Beitrags eines Teils der Minimalschnitte stellt eine wesentliche Verbesserung gegenüber der Vorgängerstudie dar. Das in der MUSA2005 noch ausschliesslich verwendete Verfahren MCUB basiert auf der Annahme, dass die in den Minimalschnitten auftretenden Versagenswahrscheinlichkeiten klein sind und darauf basierend als Näherung die entsprechenden Erfolgswahrscheinlichkeiten als 1 angenommen werden. MCUB ergibt daher umso konservativere CDF-Werte, je grösser die in den Minimalschnitten auftretenden Versagenswahrscheinlichkeiten sind. Insbesondere von vorhergehenden Handlungen abhängige Operateurhandlungen und seismisch bedingte Ausfälle können hohe Versagenswahrscheinlichkeiten und damit deutlich von 1 unterschiedliche Erfolgswahrscheinlichkeiten aufweisen. Eine Quantifizierung mit MCUB alleine ergibt daher potenziell unrealistisch hohe CDF-Werte. Die Verwendung eines binären Entscheidungsalgorithmus hingegen lässt realistischere CDF-Werte erwarten.

Das ENSI hat aber auch Verbesserungsbedarf identifiziert. Die bedeutendsten Punkte betreffen die Verwendung eines einheitlichen Berechnungsverfahrens zur Bestimmung von CDF-Beiträgen und die Validierung des Computercodes ACUBE:

- Die Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit für die Detailanalyse interner Ereignisse sowie für diverse andere Detailanalysen der MUSA2010 anhand des Verfahrens MCUB führt teilweise zu Abweichungen zwischen CDF-Resultaten der Detailanalysen und den (mit ACUBE berechneten) Resultaten der Zusammenfassung der MUSA2010. Die Verwendung von MCUB ist darauf zurückzuführen, dass einige Analysen bereits zu einem Zeitpunkt durchgeführt und dokumentiert worden waren, zu dem der Algorithmus ACUBE noch nicht zu Verfügung stand. Damit dokumentierte PSA-Kennwerte wie CDF-Beiträge und Importanzen in sich konsistent sind, ist es erforderlich, dass das PSA-Modell in allen Teilbereichen und für alle Anwendungen mit einem einheitlichen Berechnungsverfahren quantifiziert wird. Das ENSI erwartet jedoch keinen signifikanten Einfluss auf die Interpretation der Ergebnisse, da kleine Erfolgswahrscheinlichkeiten hauptsächlich in der Erdbeben-PSA eine bedeutende Rolle spielen. Diese ist bereits sowohl für die Detailanalyse als auch für die Zusammenfassung mit ACUBE quantifiziert worden.
- Gemäss Richtlinie ENSI-A05 ist für die Bestimmung der PSA-Ergebnisse ein anerkannter Computercode einzusetzen. Der vom KKM vorgelegte Testbericht für ACUBE enthält jedoch keine Überprüfung des Codes bezüglich der Behandlung von Basisereignissen, die einen Erfolg und nicht ein Versagen beschreiben. Das KKM setzt solche Basisereignisse für die Modellierung von Erdbeben ein, um Wahrscheinlichkeiten für das Funktionieren einer Komponente beziehungsweise für die Integrität eines Gebäudes trotz Erdbebeneinwirkung zu modellieren. Aus Sicht des ENSI ist ein systematischer Test erforderlich, ob ACUBE Erfolgs-Basisereignisse korrekt behandelt.

7.3.4.3 Ergebnisse

Angaben des KKM

Die in der MUSA2010 für interne auslösende Ereignisse für die Bewertung des Leistungsbetriebes ermittelte CDF beträgt laut Detailanalyse $9,91 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr. Tabelle 7.3-1 zeigt das zugehörige Risikoprofil.

Tabelle 7.3-1: Risikoprofil des KKM für Volllast bezüglich interner Ereignisse (Modell MUSA2010, Quantifizierung mit MCUB)

Ereigniskategorie	Auslösende Ereignisse	CDF [1/Jahr]	Anteil
Transienten	Transienten mit Reaktorschnellabschaltung	$1,78 \cdot 10^{-7}$	18,0 %
	Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	$1,25 \cdot 10^{-7}$	12,6 %
	Total	$3,03 \cdot 10^{-7}$	30,6 %
LOCA	LOCA ausserhalb des Containments	$4,80 \cdot 10^{-7}$	48,4 %
	LOCA mittlerer Leckgrösse (innerhalb des Containments)	$1,58 \cdot 10^{-7}$	15,9 %
	RDB-Versagen	$4,55 \cdot 10^{-8}$	4,6 %
	Sonstige LOCA	$4,69 \cdot 10^{-9}$	0,5 %
	Total	$6,88 \cdot 10^{-7}$	69,4 %
Alle internen Ereignisse	Gesamttotal	$9,91 \cdot 10^{-7}$	100,0 %

Kühlmittelverluststörfälle liefern in der MUSA2010 einen grösseren CDF-Beitrag als Transienten. Der bedeutendste Beitrag entsteht durch Kühlmittelverluststörfälle ausserhalb des Containments, die unmittelbar zu Kernschaden führen (48,8 %). Einen weiteren Hauptbeitrag liefern Kühlmittelverluststörfälle mittlerer Leckgrösse (15,9 %) innerhalb des Containments. Dazu zählen Lecks mit einem Querschnitt zwischen $1,5 \text{ cm}^2$ und $463,5 \text{ cm}^2$ in Wasser führenden Leitungen sowie Lecks mit einem Querschnitt zwischen $14,5 \text{ cm}^2$ und $463,5 \text{ cm}^2$ in Dampf führenden Leitungen.

Von den 41 quantifizierten Transienten liefert der Auslöser „Ausfall des Hilfskühlwassersystems“ mit $1,37 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr den höchsten Beitrag (13,8 %) zur CDF.

Die wichtigsten Unfallsequenzen (CDF-Anteil > 10 %) sind:

- Kühlmittelverluststörfälle ausserhalb des Containments
- Kühlmittelverluststörfälle mittlerer Leckgrösse innerhalb des Containments mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung, aber Versagen der Druckentlastung des Reaktordruckbehälters
- Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung, aber Ausfall aller Nachwärmeabfuhrsysteme

Das Modell Juni 2012 weist für interne auslösende Ereignisse einen CDF-Beitrag von $1,07 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr aus. Hiervon entfallen $3,81 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr auf Transienten und $6,86 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr auf LOCA.

Beurteilung des ENSI

Wie in Kapitel 7.3.3 dargelegt, betreffen die nach Einreichen der PSÜ 2010 gewonnenen neuen Erkenntnisse die Erfolgskriterien der MUSA2010 bezüglich des Feuerlöschsystems als Einspeisesystem. Hiervon ist die Analyse interner auslösender Ereignisse betroffen. Die Erhöhung der CDF von Transienten bei Verwendung des Modells Juni 2012 im Vergleich zu dem in der MUSA2010 ausgewiesenen Wert ist plausibel, da das Feuerlöschsystem in der MUSA2010 nur für Transienten, nicht aber für LOCA als Einspeisesystem kreditiert worden ist. Das Risikoprofil, das sich auf der Grundlage der Ergebnisse der Detailanalyse der MUSA2010 ergibt (insbesondere die Dominanz von Kühlmittelverluststörfällen ausserhalb des Containments und der Ausfall des Hilfskühlwassersystems als bedeutendste Transiente), verändert sich durch die Einschränkung der Erfolgskriterien nicht wesentlich.

Trotz des in den vorangegangenen Kapiteln beschriebenen Verbesserungsbedarfs geht das ENSI davon aus, dass die mit dem Modell Juni 2012 für interne Ereignisse ausgewiesene CDF sowie das in der MUSA2010 ausgewiesene entsprechende Risikoprofil plausibel sind.

7.3.5 Interne systemübergreifende Ereignisse

7.3.5.1 Auswahl relevanter systemübergreifender Ereignisse

Angaben des KKM

Die Auswahl der internen systemübergreifenden Ereignisse basiert grundsätzlich auf der MUSA2005. Es werden die Gefährdungen Brand, Explosion, interne Überflutung, Wasserstrahl, Dampfstrahl, Projektile, herabfallende Objekte und Verätzung betrachtet. Die Gefährdungen Brand (enthält auch die Gefährdung Explosion) und interne Überflutungen (enthält auch die Gefährdungen Wasserstrahl und Dampfstrahl) werden detailliert analysiert.

Beurteilung des ENSI

Die in der MUSA2010 für die detaillierte Analyse getroffene Auswahl der internen systemübergreifenden Ereignisse ist plausibel und abdeckend.

7.3.5.2 Interner Brand

Angaben des KKM

Die im Rahmen der MUSA2010 durchgeführte Brandanalyse umfasst die nachfolgend dargestellten Analyseschritte:

- Sammlung von Anlageinformation

Brandschutzrelevante Information ist mittels einer Anlagenbegehung sowie aus der verfügbaren Dokumentation ermittelt worden. Daten zu Zündquellen, Brandlasten, aktiven und passiven Brandschutzmassnahmen, Kabelverläufen sowie zur Anordnung von PSA-Komponenten sind in einer Datenbank abgelegt.

- Qualitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche

Die Anlagenbereiche werden raumweise untersucht, wobei die Abgrenzung der Räume anhand der KKM-Raumbezeichnungen erfolgt.

- Ermittlung von Brandeintrittshäufigkeiten

Zunächst werden generische Brandhäufigkeiten pro Reaktorjahr für einzelne Komponentenkategorien auf Basis von Brandereignissen in US-amerikanischen Kernkraftwerken zwischen 1968 und 1988 bestimmt. Die so erhaltenen Brandhäufigkeiten werden mittels des Bayes-Theorems mit der KKM-Betriebserfahrung des Zeitraums von 1980 bis 2000 kombiniert und proportional zur Anzahl der lokal vorhandenen Komponenten den zu analysierenden Räumen zugeteilt. Die Beschränkung auf den Zeitraum nach 1980 begründet das KKM damit, dass heute im Vergleich zu den Jahren vor 1980 der Brandschutz substanziell verbessert ist und Daten aus dem Zeitraum vorher daher nicht mehr repräsentativ sind.

- Quantitativer Auswahlprozess

Für die aufgrund der qualitativen Auswahl zu untersuchenden Räume werden mit Hilfe des PSA-Modells die CDF-Beiträge unter folgenden Randbedingungen berechnet:

- Die Brandeintrittshäufigkeit des Raumes entspricht der Summe der Brandeintrittshäufigkeiten aller in dem Raum vorhandenen Komponenten.

- Alle Komponenten, die sich in dem Raum befinden oder zu im Raum befindlichen Kabeln gehören, werden als ausgefallen angenommen.

Die Räume, für die die Summe ihrer so berechneten CDF-Beiträge kleiner ist als 10^{-8} pro Jahr, werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Von den verbleibenden 60 Räumen werden drei Räume des Reaktorgebäudes und zwölf des Betriebsgebäudes, die unter den genannten Randbedingungen die höchsten CDF-Beiträge der genannten Gebäude ausweisen, detaillierter untersucht. Für die restlichen 45 Räume werden die Brandszenarien gemäss dem quantitativen Auswahlverfahren beibehalten.

- Auswahlverfahren für Zündquellen

Für die im Detail zu untersuchenden Räume werden Zündquellen vernachlässigt,

- wenn ihre Brandeintrittshäufigkeit geringer ist als die zufallsbedingte Ausfallrate der zugehörigen Komponente und ihr Beitrag zur Brand-CDF bei Annahme des Ausfalls aller PSA-relevanten Komponenten und Kabel des Raumes weder bei einem Raumbrand, noch bei Brandausbreitung (unter Beachtung der Wahrscheinlichkeit hierfür) grösser ist als $5 \cdot 10^{-12}$ pro Jahr oder
- wenn ihre Entzündung nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung oder einer administrativen Abschaltung führt und darüber hinaus weder eine einzelne im normalen Volllastbetrieb laufende, in der PSA modellierte Komponente häufiger gefährdet wird als durch ihre eigene zufallsbedingte Ausfallrate, noch mehrere Redundanzen solcher Komponenten in der Brandeinflusszone liegen. Dieses Kriterium wird jedoch nicht für Kabel als Zündquelle angewandt und auch nicht, falls sich Kabel in der Brandeinflusszone befinden. Die Brandeinflusszone wird aufgrund deterministischer Brandausbreitungsrechnungen bestimmt.

- Detailanalyse ausgesuchter Räume

Die Detailanalyse basiert auf einem Brandereignisbaum, der Charakteristika der Zündquelle und vorhandener Brandlasten, verschiedene Möglichkeiten des Versagens des Raumabschlusses, der Branderkennung und der Brandbekämpfung sowie das Potenzial für Schäden aufgrund von Rauchentwicklung abfragt. Die sich daraus ergebenden zahlreichen möglichen Brandverläufe werden zu 23 Brandschadensklassen zusammengefasst. Diese Brandschadensklassen unterscheiden sich z. B. darin, ob aufgrund des Brandes nur die Zündquelle ausfällt oder auch benachbarte Komponenten, der gesamte Raum oder sogar Komponenten in angrenzenden Räumen. Mit Hilfe des Brandereignisbaums werden Brandszenarien gebildet, die raumspezifisch Brandschadensklassen verschiedener Zündquellen mit gleichen brandbedingten Komponentenunverfügbarkeiten zusammenfassen.

- Integration der Brandauswirkungen in das PSA-Modell

Der CDF-Beitrag von Bränden wird berechnet, indem jedes Brandszenario als auslösendes Ereignis im PSA-Modell abgebildet wird. Hierfür wird das Modell um die entsprechenden brandbedingten Komponentenunverfügbarkeiten ergänzt.

Die durch Brände verursachte Kernschadenshäufigkeit wird in der Brandanalyse der MUSA2010 mit $9,81 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr angegeben. Bei Quantifizierung mit ACUBE (vgl. Kapitel 7.3.4.2) reduziert sich dieser Beitrag auf $5,38 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Brände in einem Pumpen- und Schaltanlagenraum des Pumpenhauses (dieser Raum ist keiner Detailanalyse unterzogen worden) tragen mit 37 % und solche im Deconticraum A (im Detail analysiert) mit 24 % massgeblich zur brandbedingten CDF bei. Eine hohe Bedeutung kommt der Löschwassereinspeisung in den Reaktordruckbehälter mit einem CDF-Beitrag von 64 % beim Versagen der entsprechenden Operateurhandlung zu. Dominierend auf Ebene der Unfallsequenzen sind mit 70 % solche mit einem Ausfall der Abfuhr der Nachzerfallswärme.

Mit dem Modell Juni 2012 weist KKM eine brandbedingte CDF von $5,34 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr aus.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass die im Rahmen der MUSA2010 vom KKM durchgeführte Brandanalyse dem Stand der Technik entspricht und die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritte umfasst. Die Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung entspricht dem Zeitraum, der bereits der MUSA2005 zugrunde gelegt worden war. Die Einschränkung auf den Zeitraum ab 1980 ist auch aus heutiger Sicht akzeptabel. Die Beschränkung auf den Zeitraum bis 2000 ist aus Sicht des ENSI konservativ, da dem ENSI keine PSA-relevanten Brandereignisse im KKM nach 2000 bekannt sind. Im Vergleich zur MUSA2005 ist die Analyse insbesondere in Hinblick auf die deterministischen Brandausbreitungsrechnungen als Basis für die Annahmen zur Brandausbreitung sowie im Hinblick auf die Verwendung eines einheitlichen Brandereignisbaums für die detaillierte Untersuchung von Brandszenarien verbessert.

Trotz der vom KKM angegebenen hohen Bedeutung der Löschwassereinspeisung in den RDB für die Brand-PSA und trotz der Einschränkung des entsprechenden Erfolgskriteriums aufgrund neuer Erkenntnisse ist es aus Sicht des ENSI plausibel, dass mit dem Modell Juni 2012 keine deutlich höhere CDF ausgewiesen wird als in der Zusammenfassung der MUSA2010. Diese Einschätzung beruht auf folgenden Überlegungen:

- Die für Brände ausgewiesene Dominanz von Unfallsequenzen mit einem Ausfall der Abfuhr der Nachzerfallswärme zeigt, dass die Löschwassereinspeisung insbesondere in den Fällen bedeutsam ist, in denen die alternative Nachwärmeabfuhr über das Containment-Ventingsystem diejenigen Einspeisesysteme, die Wasser aus dem Torus beziehen, in der Spätphase des Unfallablaufs ausfallen lässt. Der Erfolg der Löschwassereinspeisung in solchen Fällen ist aber durch die neuen Erkenntnisse nicht eingeschränkt.
- Das Modell vom Juni 2012 berücksichtigt auch den neu nachgerüsteten luftgekühlten Notstromgenerator 390. Dieser senkt tendenziell die CDF.

Das ENSI identifizierte im Zusammenhang mit der Bewertung interner Brände bei Volllast Verbesserungspotenzial. Im Folgenden werden die wichtigsten Punkte genannt:

- Für die Bestimmung des Schadensausmasses eines Brandes wurden nur Komponenten betrachtet, die im PSA-Modell für interne Ereignisse enthalten sind. Daher sind Komponenten der Brandmeldeanlage nicht erfasst. Deren Schädigung kann zu verspäteter Branddetektion und -bekämpfung führen.
- Das Auswahlverfahren für Zündquellen entspricht nicht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Es ist aus Sicht des ENSI nicht akzeptabel, weil einzelne Zündquellen aufgrund quantitativer Argumente vollständig vernachlässigt werden, viele solcher Zündquellen aber zusammengerechnet einen signifikanten CDF-Beitrag liefern könnten.
- Die in die Brandanalyse eingegangenen Daten zur Kabelführung beruhen teilweise auf Annahmen bezüglich der Kabelführung in der Anlage. Für zwei Brandszenarien zeigte sich, dass einzelne Kabel, die als ausgefallen angenommen sind, gar nicht durch die vom Brand beeinflusste Zone verlaufen.

Unter Berücksichtigung des identifizierten Verbesserungspotenzials und der Ergebnisse des Modells vom Juni 2012 ist aus Sicht des ENSI klar, dass Brände einen bedeutenden Anteil an der Gesamt-CDF des KKM haben.

7.3.5.3 Interne Überflutung

Angaben des KKM

Die im Rahmen der MUSA2010 durchgeführte Überflutungsanalyse basiert auf der Analyse der MUSA2005. Als mögliche Ursachen einer internen Überflutung werden der Integritätsverlust Wasser oder Dampf führender Systeme (Leitungen und Behälter) sowie die Fehlanregung von Sprinkleranlagen identifiziert. Darauf aufbauend umfasst die Überflutungsanalyse nachfolgend dargestellte Schritte:

- Aufnahme anlagenspezifischer Information

Potenzielle Flutquellen und Überflutungsbereiche, kritische Fluthöhen PSA-relevanter Komponenten sowie spezifische Auslegungsmerkmale der Flutquellen waren im Rahmen der MUSA2005 auf Basis einer Anlagenbegehung sowie der Anlagendokumentation zusammengestellt worden. Diese Angaben sind für die MUSA2010 übernommen worden.

- Qualitative Auswahl der im Detail zu analysierenden Flutszenarien

Flutszenarien werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen, wenn (unter Berücksichtigung der Ausbreitungswege) über das betroffene System hinaus keine PSA-relevanten Komponenten gefährdet werden oder wenn keine automatische Reaktorschnellabschaltung erfolgt. Für die detaillierte Analyse verbleiben Flutszenarien im Betriebsgebäude, im Maschinenhaus, im Reaktorgebäude und im SUSAN-Gebäude.

- Ermittlung der Zeit bis zur Gefährdung PSA-relevanter Komponenten

Diese Zeit wird aus den bei den einzelnen Flutszenarien maximal zu unterstellenden Leckraten und den kritischen Volumina der Überflutungsbereiche ermittelt. Hierbei werden Abflusspfade und Drainagemöglichkeiten über Sumpfpumpen berücksichtigt. Flutszenarien werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen, wenn kritische Fluthöhen aufgrund begrenzter Flutpotenziale nicht oder erst nach mehr als acht Stunden erreicht werden.

- Bestimmung der Überflutungshäufigkeiten

Die Häufigkeiten von Leitungslecks werden aus einer Auswertung der Betriebserfahrung US-amerikanischer Anlagen³⁰² abgeleitet, indem die pro Jahr und Segment ermittelten, generischen Leckeintrittshäufigkeiten mit der raum- und systemspezifisch erfassten Anzahl von Leitungssegmenten im KKM multipliziert werden.

Leckagen an Ventilen werden aufgrund quantitativer Überlegungen derart in das PSA-Modell integriert, dass sie jeweils wie ein weiteres Segment der an das Ventil anschliessenden Leitung gezählt werden und dadurch die Leckeintrittshäufigkeit dieser Leitung entsprechend erhöhen.

Wartungsbedingte Leckagen werden als vernachlässigbar für die Analyse interner Überflutungen eingeschätzt, weil angenommen wird, dass sie grundsätzlich schnell durch das vor Ort befindliche Personal entdeckt und unterbunden werden. Eine Ausnahme bildet das Versagen einer Absperrarmatur eines isolierten Wärmetauschers, das auch in Abwesenheit des Wartungspersonals auftreten kann. Dieses wird ebenfalls aufgrund quantitativer Überlegungen im PSA-Modell abgebildet, indem jeder Wärmetauscher wie ein weiteres Segment der an ihn anschliessenden Leitung gezählt wird und dadurch die Leckeintrittshäufigkeit dieser Leitung entsprechend erhöht.

- Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeiten von Gegenmassnahmen

Die Versagenswahrscheinlichkeiten der Operateurhandlungen zur Leckabspernung werden unter Berücksichtigung der ermittelten Zeiten bis zur Gefährdung PSA-relevanter Komponenten szenariospezifisch bestimmt.

- Integration der Überflutungsszenarien in das PSA-Modell

Die überflutungsbedingte CDF wird anhand der Eintrittshäufigkeiten der im Detail analysierten Überflutungsszenarien, der Versagenswahrscheinlichkeiten von Absperrmassnahmen und unter Berücksichtigung der szenariospezifischen Überflutungsauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt.

Die durch anlageninterne Überflutung bedingte CDF wird in der MUSA2010 (unter Anwendung von ACUBE, vgl. Kapitel 7.3.4.2) mit $1,29 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr ausgewiesen.

Das Modell Juni 2012 ist im Vergleich zur MUSA2010 auch bezüglich interner Überflutungen überarbeitet worden. Die wichtigsten Änderungen betreffen folgende Bereiche:

- Das System, das mit einem Leck oder Bruch die Überflutung auslöst, wird nunmehr als unverfügbar angenommen.
- Anlagentechnische Änderungen sowie eine geänderte Strategie zur Leckabspernung, die für die Beherrschung von Leckagen des Hilfskühlwassersystems im Reaktorgebäude neu implementiert worden sind, sind im Modell abgebildet.
- Den Ereignissen, die eine Hilfskühlwasserleckage innerhalb des Reaktorgebäudes beschreiben, liegt eine Neubestimmung der Leckeintrittshäufigkeiten entsprechend einer Auswertung der Betriebserfahrung US-amerikanischer Anlagen aus dem Jahr 2010³⁰³ zugrunde.
- Neu ist ein Ereignis modelliert, das Leckagen des Torus sowie nicht absperrbare Leckagen von an den Torus anschliessenden Leitungen beschreibt.

Mit dem so modifizierten Modell weist das KKM einen CDF-Beitrag interner Überflutungen von $2,59 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr aus.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass die im Rahmen der MUSA2010 vom KKM durchgeführte Analyse interner Überflutungen die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Schritte umfasst. Das überflutungsspezifische Gefährdungspotenzial in der Anlage ist umfassend analysiert. Im Vergleich zur MUSA2005 ist die Analyse insbesondere im Hinblick auf die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Abspernung von Leckagen verbessert, die nunmehr szenariospezifisch bestimmt worden sind. Schwachstellen bestehen jedoch bei der Modellierung. Das Modell vom Juni 2012 behebt die bedeutendsten dieser Schwachpunkte.

Das ENSI identifizierte im Zusammenhang mit der Bewertung interner Überflutungen bei Volllast Verbesserungspotenzial. Die wichtigsten Punkte betreffen folgende Bereiche:

- kritische Fluthöhen für die Ebene -11 m des Reaktorgebäudes
Für die Überflutung der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes werden Szenarien entsprechend Fluthöhen von 1, 3 und 8 ft unterschieden. Die kritischen Überflutungshöhen der PSA-relevanten Komponenten auf dieser Ebene liegen jedoch im Bereich von 30 cm bis 1 m. Ein Szenario, das von einer kritischen Überflutungshöhe von 8 ft, also etwa 2,4 m ausgeht, überschätzt die Zeit bis zur Gefährdung PSA-relevanter Komponenten.
- Modell vom Juni 2012
Die Ergebnisse und die Dokumentation interner Überflutungen in der MUSA2010 sind durch das neue Modell vom Juni 2012 überholt. Die Basisdokumentation der PSA berücksichtigt noch nicht die neuen Gegebenheiten und Erkenntnisse seit Einreichen der MUSA2010.

Die Modellierung interner Überflutungen im Modell Juni 2012 behebt bedeutende Schwachstellen der MUSA2010. Das Modell berücksichtigt die im Jahr 2011 getätigte Nachrüstung der automatischen Abspernung eines Teils des Hilfskühlwassersystems im Reaktorgebäude bei Überflutungsalarm auf der Ebene -11 m. Anhand des Modells Juni 2012 ist ersichtlich, dass Überflutungen der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes trotz der erfolgten Nachrüstungen den Beitrag interner Überflutungen an der Kernschadenshäufigkeit dominieren. Dies ist plausibel und spiegelt wider, dass sich dort die Pumpen einer Reihe von Sicherheitssystemen des KKM befinden. Auch unter Berücksichtigung des oben angeführten Verbesserungspotenzials ist aus Sicht des ENSI klar, dass interne Überflutungen keinen dominanten Beitrag zur Gesamt-CDF des KKM liefern.

7.3.5.4 Turbinenzerknall

Bei einem Turbinenversagen können weggeschleuderte Teile (Turbinengeschosse) in Gebäude und Einrichtungen des Kernkraftwerks einschlagen und unter Umständen sicherheitsrelevante Systeme beschädigen.

Angaben des KKM

Das Ereignis Turbinenzerknall wird in der MUSA2010 anhand von Szenarien analysiert, welche die möglichen Flugbahnen von Turbinengeschossen und deren Einschläge in Bauten und Einrichtungen des KKM beschreiben. Die Häufigkeit von Schäden an Einrichtungen aufgrund von Turbinengeschossen wird anhand der Formel $f = f_1 \cdot f_2 \cdot f_3$ berechnet.

f_1 = Häufigkeit von Turbinengeschossen aufgrund von Turbinenausfällen

f_2 = bedingte Wahrscheinlichkeit von Turbinengeschosstreffern an Gebäuden und Einrichtungen

f_3 = bedingte Wahrscheinlichkeit von relevanten Schäden an Einrichtungen im Fall eines Turbinengeschosstreffers

Die Berechnung der Häufigkeit f_1 erfolgt anhand des Bayes-Verfahrens, indem generische Daten mit Daten aus der Betriebserfahrung von BBC-Turbinen bis 1983 verrechnet werden. Die Berechnung wird unverändert aus der MUSA 2000 übernommen, da die verwendeten Daten nach wie vor als gültig betrachtet werden. Das KKM verzichtet auf die Nachführung der Berechnung mit den 32 Jahren Betriebserfahrung des KKM ohne Turbinengeschosse. Mit 7 unterschiedlichen Methoden wird untersucht, welche Wanddicken von einem Turbinengeschosse, welches bei einer maximalen Turbinendrehzahl von 110 % (design overspeed) generiert wird, durchschlagen werden können. Demnach bieten einzelne oder hintereinander folgende Betonwände mit insgesamt mindestens 0,5 m Dicke einen ausreichenden Schutz vor einem Turbinengeschosseinschlag in einen Raum. Gebäude und Räume, die von Turbinengeschossen getroffen werden können, werden anhand der möglichen Winkel für Turbinengeschossbahnen aus dem Maschinenhaus und des Lageplans des KKM bestimmt. Betrachtet werden Geschosse, die direkt von der Turbine zu Zielobjekten fliegen (direkte Flugbahnen) und Geschosse, die nach oben durch das Dach des Turbinengebäudes fliegen und in einem Bogen auf das Kraftwerksareal zurückfallen (ballistische Flugbahnen). Gemäss diesen Untersuchungen können Einrichtungen im Maschinengebäude und im Betriebsgebäude getroffen werden. 12 Räume können durch direkte und 4 Räume durch ballistische Turbinengeschosse getroffen werden. Die entsprechenden bedingten Wahrscheinlichkeiten f_2 werden anhand der Lage- und Raumpläne sowie der Verteilung der möglichen Flugbahnen geschätzt. Die bedingten Schadenswahrscheinlichkeiten f_3 werden anhand der relevanten PSA-Komponenten in den betreffenden Räumen geschätzt. Für 11 Räume wird eine Schadenshäufigkeit f kleiner als $1 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr berechnet. Diese Szenarien werden aus der weiteren Betrachtung ausgeschlossen. Für Turbinengeschosseinschläge in die verbleibenden 5 Räume, alle im Maschinengebäude, wird konservativ der Totalausfall des Maschinengebäudes angenommen. Die entsprechende bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit (Conditional Core Damage Probability, CCDP) wird einer Studie über Flugzeugabstürze aus dem Jahr 2003 entnommen. Das KKM kommt zum Schluss, dass der resultierende Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit CDF vernachlässigbar ist. Der CDF-Beitrag für Turbinengeschosse wird deshalb in der MUSA2010 nicht explizit berechnet und auch im PSA-Modell nicht abgebildet.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse der Gefährdung durch Turbinengeschosse entspricht grundsätzlich dem Vorgehen gemäss Richtlinie ENSI-A05. Die Vorgaben der Richtlinie zur Berechnung der Häufigkeit eines Turbinenzerknalls sind eingehalten. Potenzielle Geschosstrajektorien, mögliche Ziele und resultierende Schäden sind ausführlich analysiert und dokumentiert. Hingegen wurde die Möglichkeit von Turbinengeschossen, verursacht durch Überdrehzahl bei Versagen des Turbinen-Überdrehzahlschutzes (destructive overspeed) nicht untersucht. Ausserdem sind einige Wahrscheinlichkeitsabschätzungen nicht nachvollziehbar dokumentiert und der CDF-Beitrag für Turbinengeschosse wurde nicht berechnet.

Der CDF-Beitrag für Turbinengeschosse ist unter Berücksichtigung aller relevanten Versagensarten der Turbine erneut abzuschätzen. Das ENSI geht aufgrund der Lage des Turbinengebäudes im KKM und der allgemein vorliegenden Erfahrung aus solchen Analysen davon aus, dass das Ereignis Turbinenzerknall beim KKM einen vernachlässigbaren Einfluss auf die CDF hat.

7.3.6 Externe Ereignisse

7.3.6.1 Auswahl relevanter externer Ereignisse

Angaben des KKM

Für die MUSA2005 wurde basierend auf verschiedenen internationalen Standards, Erfahrungen anderer Anlagen, aktuellen wissenschaftlichen Tagungsbeiträgen und KKM-spezifischen Ereignissen eine Liste möglicher externer auslösender Ereignisse erstellt, die auf die Anlage einwirken können. Von den insgesamt 44 betrachteten Ereignissen wurden die Ereignisse Erdbeben, extreme Winde und Tornados, externe Überflutung und Flugzeugabsturz identifiziert, welche im Rahmen der MUSA2005 einer weiteren Analyse unterzogen wurden. Die anderen möglichen externen auslösenden Ereignisse wurden von der weiteren Betrachtung ausgeschlossen. Die MUSA2010 stützt sich weitestgehend auf die für die MUSA2005 erstellte Ausschlussanalyse und kommt zum selben Ergebnis.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKM erstellte generische Liste mit möglichen auslösenden externen Ereignissen ist ausführlich und geht teilweise über die nach Richtlinie ENSI-A05 zu betrachtenden Ereignisse hinaus. Trotzdem hat das ENSI folgenden Verbesserungsbedarf identifiziert:

- In der erstellten generischen Liste fehlen die beiden nach Richtlinie ENSI-A05 zu betrachtenden Gefährdungen „ausserordentlich raue Winterbedingungen mit Schnee(-verwehungen), niedrigen Temperaturen und Vereisung“ und „ausgeprägt harte Sommerbedingungen mit hohen Temperaturen, Trockenheit, Waldbrand und niedrigem Flusswasserspiegel“.
- Das Verfahren, nach dem die Gefährdungen ausgeschlossen werden, entspricht nicht der Richtlinie ENSI-A05. So wird in der Dokumentation beispielsweise für verschiedene Wetterbedingungen (z. B. Frost oder tiefe Wintertemperaturen) dargelegt, dass die Anlage für die standortspezifischen klimatischen Bedingungen ausgelegt ist, weshalb durch diese Bedingungen keine zusätzlichen Gefährdungen entstehen. Da die PSA auslegungsüberschreitende Situationen im Fokus hat, ist dieses Argument nicht stichhaltig. Das ENSI hat bereits im Rahmen des Fukushima-Aktionsplans eine Forderung an alle Werke gestellt, die Gefährdung durch extreme Wetterbedingungen durchgängig zu untersuchen.
- Hangrutschungen in der Umgebung des KKM wurden im Projekt SUSAN untersucht. Das untersuchte Gebiet beschränkte sich auf den Bereich der Aare von der Stauanlage Wohlensee bis leicht unterhalb des KKM. Die Untersuchungen kamen zum Schluss, dass keine Rutsche auftreten können, welche das gesamte Flussprofil verstopfen, was das ENSI akzeptierte. Im Rahmen der Stellungnahme zum Nachweis des ausreichenden Schutz gegen ein 10 000-jährliches Erdbeben hat das ENSI gefordert, dass auch Hangrutschungen in den Wohlensee zu betrachten sind. Das ENSI erwartet, dass die aus diesen Untersuchungen resultierenden Erkenntnisse in die PSA aufgenommen werden.

7.3.6.2 Erdbeben

Angaben des KKM

Die vom KKM eingereichte Erdbebenanalyse der MUSA2010 lässt sich in drei Teilbereiche gliedern:

- Gefährdungsanalyse

Die Häufigkeit, mit der interessierende Werte der seismischen Bodenerschütterung am Kernkraftwerksstandort überschritten werden, wird bestimmt. In den Jahren 1999 bis 2004 wurden diese Überschreitungshäufigkeiten für die schweizerischen Kernkraftwerkstandorte im Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die Kernkraftwerks-Standorte in der Schweiz) abgeschätzt. Mit dem Ziel, die Unschärfe der PEGASOS-Ergebnisse zu reduzieren, wurde im Jahr 2008 das Folgevorhaben „PEGASOS Refinement Project“ (PRP) gestartet. In diesen im Auftrag der Schweizer Kernkraftwerksbetreiber durchgeführten Gefährdungsanalysen werden die möglichen Erdbebenherde in der näheren und weiteren Umgebung der Standorte identifiziert und für jeden Erdbebenherd die zu erwartende Bebenhäufigkeit, die zugehörigen Bebenstärken und die Abminderung der Bodenerschütterung zwischen dem Erdbebenherd und den Standorten ermittelt. In der MUSA2010 sind die vom ENSI unter Beachtung der Projekte PEGASOS und PRP festgelegten Erdbebengefährdungsannahmen verwendet. Sie entsprechen den PEGASOS-Ergebnissen mit um 20 % reduzierten Bodenbeschleunigungen.

- Fragilityanalysen

In Abhängigkeit der Bodenerschütterung werden die seismischen Versagenswahrscheinlichkeiten (Fragilities) der Komponenten und Baustrukturen des KKM ermittelt. Gemäss dem Verfahren des Electric Power Research Institute (EPRI)³⁰⁴ wird die mit den drei Fragilityparametern Median-Tragfähigkeit, aleatorische Unsicherheit und epistemische Unsicherheit definierte doppelt-logarithmische Fragilityfunktion bestimmt. Die Bestimmung der Parameterwerte der Fragilityfunktion gründet auf mehreren Anlagenbegehungen und erfolgt teils mit analytischen Methoden und teils mit generischen Ansätzen, die auf internationalen Erdbebenerfahrungs- und Testdaten basieren. In den Fragilityanalysen sind auch mechanische Wechselwirkungen, wie der Fall des Abluftkamins auf das Reaktorgebäude, und weitere Gefährdungen, wie seismisch ausgelöste Brände oder Baugrundversagen, betrachtet. Umfassende Fragilityanalysen sind z. B. für die durch Maschinenhaus und Wehr des Wasserkraftwerks Mühleberg gebildete Sperre des Wohlensees durchgeführt.

- Analyse der Unfallsequenzen

Als auslösende Ereignisse werden acht diskrete Klassen der Bodenbeschleunigung gewählt. Der Bereich der auf das Reaktorgebäudefundament in einer Tiefe von 14 m bezogenen Bodenbeschleunigung deckt mit dem Intervall grösster Beschleunigungen solche über 1,5 g und damit Überschreitungshäufigkeiten kleiner als $3 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr ab. Die durch Erdbeben ausgelösten Unfallabläufe werden durch einen Ereignisbaum abgebildet, der

- den Zustand wichtiger Gebäude und Komponenten, deren Ausfall direkt zu Kernschaden führt, und
- wichtige erdbebenbedingte Schäden wie Kühlmittelverluststörfälle oder Ausfall der externen Stromversorgung, die bedeutende Auswirkungen auf die Einsetzbarkeit von Sicherheitssystemen haben,

abfragt. Dieser Ereignisbaum wird mit den Systemfehlerbäumen, die zusätzliche Basisereignisse für die Modellierung seismisch bedingter Ausfälle enthalten, zu einem grossen Fehlerbaum kombiniert und in das Gesamtmodell integriert.

Die durch Erdbeben verursachte Kernschadenshäufigkeit wird in der MUSA2010 mit $1,20 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr angegeben, was einem Anteil von ungefähr 65 % der Gesamt-CDF entspricht. Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,3 bis 0,9 g tragen etwa 80 % zur seismisch bedingten CDF bei. Dominierend auf Ebene der Unfallsequenzen sind solche mit einem Ausfall der Torus-Kühlsysteme. In diesem Fall wird langfristig (d. h. nach mehreren Stunden) das Containment-Druckentlastungssystem zur Abfuhr der Nachzerfallwärme eingesetzt. Die Druckentlastung führt potenziell dazu, dass eine Bespeisung des Reaktordruckbehälters aus dem Torus aufgrund von Kavitationseffekten in den Pumpen nicht mehr möglich ist. Wenn die Umschaltung

auf den Kaltkondensatbehälter als Einspeisequelle nicht erfolgreich ist und keine anderen, vom Torus unabhängigen Einspeisesysteme zur Verfügung stehen, wird Kernschaden angenommen.

Mit dem Modell Juni 2012 weist das KKM aus, dass auch das erdbebenbedingte Versagen der Wohlensee-Stauanlage und das dadurch mit hoher Wahrscheinlichkeit erfolgende Verstopfen der SUSAN-Kühlwasserfassung zu den Basisereignissen mit dominantem Einfluss auf die erdbebenbedingte CDF gehören. Für dieses Modell gibt KKM eine Erdbeben-CDF von $1,64 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr an.

Beurteilung des ENSI

Während der Erdbebenanteil in der MUSA2005 noch einen Zwischenstand darstellte, ist er in der MUSA2010 grundlegend weiterentwickelt. Die Prüfkommentare des ENSI zur Erdbebenanalyse der MUSA2005 sind in der MUSA2010 umfassend berücksichtigt. Darüber hinaus ist die MUSA2010 geprägt durch ausserordentlich detaillierte Fragilityanalysen. Im Einzelnen zeichnet sich die Erdbebenanalyse der MUSA2010 durch folgende spezifische Punkte aus:

- Die in der MUSA2010 verwendeten Erdbebengefährdungsannahmen gründen auf den Ergebnissen des strengste internationale Vorgaben erfüllenden Projekts PEGASOS und entsprechen der vom ENSI getroffenen Festlegung. Die Reduktion der in PEGASOS ausgewiesenen Bodenbeschleunigungen um 20 % erachtet das ENSI basierend auf den Erkenntnissen aus PEGASOS und vor dem Hintergrund des laufenden Folgeprojekts PRP als angemessen.²¹
- Die Qualität und der Umfang der Fragilityanalysen sind im Vergleich zur MUSA2005 markant gesteigert worden. Neue, ausgedehnte Anlagenbegehungen wurden durchgeführt. Die Anzahl Baustrukturen und Komponenten mit explizit modelliertem Versagen ist erhöht. Die Untersuchungen zu der Möglichkeit und den Auswirkungen des Baugrundversagens wurden weiter verbessert. Die Boden-Gebäude-Wechselwirkung wurde mit verfeinerten Modellen analysiert. Mehrere Tragfähigkeitsanalysen von Baustrukturen und Komponenten sind mit aufwändigen strukturmechanischen Modellen vollständig neu durchgeführt worden, wobei oft mehrere Versagensmechanismen berücksichtigt wurden. Generell gelten die in den Fragilityanalysen der MUSA2010 verwendeten Ansätze als für den Stand der Technik typisch, wobei die in der MUSA2010 gewählte Implementierung hohen Anforderungen genügt. Zum Beispiel ist mit der Latin-Hypercube-Simulation zum nichtlinearen Gleitverhalten der verschiedenen Segmente der Wohlenseesperre ein Vorgehen gewählt, das zum modernsten Stand der Technik zählt.
- Die Modellierung der Erdbebenauswirkungen erfolgt nunmehr in einem integrierten Modell. Sie basiert auf einer systematischen Analyse von Unfallsequenzen im Erdbebenfall. Neu sind unter anderem auch durch Erdbeben ausgelöste Kühlmittelverluststörfälle erfasst. Weiter ist im PSA-Rechenprogramm ein neuartiger Algorithmus (ACUBE) zur korrekten Handhabung der Basisereignisse mit erhöhten Ausfallwahrscheinlichkeiten, wie sie bei starken Erdbeben zu verzeichnen sind, implementiert (vgl. Kapitel 7.3.4.2). Für die Qualität der Studie und die Aussagekraft der Resultate spricht schliesslich auch die Betrachtung der für das KKM insgesamt berechneten seismischen Versagenswahrscheinlichkeit, die sogenannte „Plant Level Fragility“. Die dazu für die acht auslösenden Ereignisse in Funktion der Anregungsstärke aufgetragenen Werte der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit (Conditional Core Damage Probability, CCDP) zeigen einen vollständigen Verlauf und Werte, die in plausiblen Bereichen liegen.

Zu einzelnen Punkten der Erdbebenanalyse der MUSA2010 haben die stichprobenartigen Prüfarbeiten des ENSI auch Verbesserungspotenzial aufgezeigt. Dieses betrifft hauptsächlich einzelne Aspekte der Fragilityanalysen. Zum Beispiel sind im auslegungsüberschreitenden Bereich in einigen Fragilityanalysen mit detailliert untersuchten Versagensmechanismen nicht alle möglicherweise relevanten Versagensmechanismen betrachtet. Davon betroffen sind z. B. der Bioschild mit der ihn abstützenden Fachwerkskonstruktion, der Steuerstabantriebsmechanismus unter Berücksichtigung der Wechselwirkung mit dem ihn umgebenden Steg und der Fundationsbereich des Abluftkamins mit seinem geometrisch bedingt begrenzten inelastischen Verformungsvermögen. Eine weitere Verbesserungsmöglichkeit betrifft die Analyse des Rüttelverhaltens der

Relais. Dazu liegt in der MUSA2010 lediglich eine qualitative Bewertung vor. Ferner sind einzelne Analysen, wie z. B. die Analyse der Folgen des Kollapses des Abluftkamins oder die Analyse des seismisch bedingten Baugrundversagens im Vergleich zur MUSA2005 zwar verbessert, weisen jedoch in Bezug auf die Behandlung der epistemischen Unsicherheit noch Schwächen auf.

Im Verlauf der Prüftätigkeit durch das ENSI zeigte sich zunehmend, dass einerseits die Studie durch die vom KKM beauftragten externen Experten fachkundig erstellt wurde, andererseits aber auch das KKM mit der Studie im Detail vertraut ist. Insgesamt kommt das ENSI trotz punktuell identifizierter Verbesserungsmöglichkeiten zum Schluss, dass der Erdbebenanteil der MUSA2010 beispielgebend ist und unter den bestehenden Erdbeben-PSA auch im internationalen Vergleich einen sehr hohen Stand erreicht.

Aus Sicht des ENSI ist das Ergebnis der MUSA2010 plausibel, dass Unfallsequenzen mit Einsatz des Containment-Druckentlastungssystems zur alternativen Nachwärmeabfuhr (d. h. wenn die Nachwärmeabfuhr über die Kühlung des Torus nicht verfügbar ist) und nachfolgendem Ausfall der Bespeisung des Reaktor-druckbehälters das Kernschadensrisiko des KKM aufgrund von Erdbeben dominieren. Die Analyse zeigt die hohe Bedeutung der SUSAN-Systeme für die Vermeidung von Kernschäden bei Erdbeben.

Das Modell Juni 2012 weist aus, dass die neuen Erkenntnisse nach Einreichen der MUSA2010 trotz gezielter erster Nachrüstungen die erdbebenbedingte sowie die gesamte CDF erhöhen. Die Ereigniskategorie Erdbeben trägt auch unter Berücksichtigung der neuen Erkenntnisse mehr als 60 % zur Gesamt-CDF von $2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr bei und liefert daher einen Beitrag von mehr als $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Gemäss Punkt 6.2 b der Richtlinie ENSI-A06 sind in diesem Fall – sofern angemessen – Massnahmen zur Reduktion dieses Risikobeitrags zu ergreifen. Dementsprechend hat das KKM eine Verstärkung der Stauanlage Wohlensee in die Wege geleitet.

Darüber hinaus hat das KKM im Juni 2012 einen Konzeptantrag für das Nachrüstprogramm DIWANAS eingereicht. Dieses Konzept sieht unter anderem vor,

- einen Brunnen im Saanetal zu bauen und für das KKM zu nutzen und
- ein zusätzliches Nachwärmeabfuhrsystem zu installieren.

Der Problematik der Verstopfung der SUSAN-Kühlwasserfassung wird sowohl mit dem Bau des Saane-Brunnens als auch mit der Verstärkung der Stauanlage Wohlensee wirksam begegnet. Dieser Brunnen sorgt für eine diversitäre, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung, während die Verstärkung der Stauanlage die Eintrittshäufigkeit der Ursache der Verstopfung der Kühlwasserfassung verringert.

Die Kühlung des Reaktors, deren Ausfall die bedeutendsten erdbebenbedingten Unfallsequenzen charakterisiert, wird durch das geplante zusätzliche Nachwärmeabfuhrsystem verbessert. Das neue System ist daher geeignet, die Erdbeben-CDF zu senken.

7.3.6.3 Extreme Winde und Tornados

Angaben des KKM

In der MUSA2010 werden zwei Windarten betrachtet. Es sind dies die extremen (translatorischen) Winde sowie Tornados (rotatorische Winde).

Extreme Winde

Zur Bestimmung der ortsspezifischen Gefährdung durch extreme (translatorische) Winde wurden die im 10-Minuten-Intervall aufgenommenen maximalen 1-Sekunden-Windböengeschwindigkeiten herangezogen, die vom KKM-Meteomast (Jahre 1987 bis 2007) auf 10 m Höhe stammen. Zur Erweiterung des Datensatzes wurden die Angaben von zwei weiteren Wetterstationen in der Umgebung (Bern-Zollikofen und Wynau) untersucht, die über Daten des Zeitbereichs von 1982 bis 2007 verfügen. Zwischen den Windböengeschwindigkeiten am KKM-Meteomast und denen bei der Wetterstation Bern-Zollikofen wird eine Korrelation bestimmt, mit der die Datenreihe der maximalen jährlichen Windgeschwindigkeiten für den Standort des KKM

erweitert werden kann. Die damit ermittelte Datenreihe wurde anhand einer generalisierten Extremwertverteilung (Generalized Extreme Value Distribution, GEV) extremwertstatistisch ausgewertet. Mithilfe der damit bestimmten kumulativen GEV-Verteilung wird die jährliche Überschreitungshäufigkeit maximaler 1-Sekunden Windböengeschwindigkeiten am KKM-Standort bestimmt. Anhand einer Umrechnungsformel wird ferner auch die jährliche Überschreitungshäufigkeit für 3-Sekunden-Böen abgeleitet.

Alle sicherheitsrelevanten Gebäude des KKM (d. h. das Reaktorgebäude, das Maschinenhaus, das Betriebsgebäude, das Pumpenhaus, der Kamin und das SUSAN-Gebäude) wurden mit Finite-Elemente-Modellen abgebildet. Für jedes Gebäude wurden die dynamischen Eigenschaften und die Strukturantworten zur Windbelastung mit Hilfe von quasi-statischen Windlasten gemäss SIA-Norm 261³⁰⁵ berechnet. Aufgrund seiner schlanken Bauweise erfährt der Kamin zusätzliche Lasten (Resonanz, Wirbelablösung), die mit einem dynamischen Faktor gemäss SIA D 0188³⁰⁶ berücksichtigt werden. Auf Basis dieser Untersuchungen wurden gebäudespezifische Windfragilitäten bestimmt. Beim Versagen des Gebäudes wird ein Versagen aller darin enthaltenen Ausrüstungen angenommen.

Neben den Windfragilitäten berücksichtigt das KKM folgende Auswirkungen von extremen Winden im PSA-Modell: Ein Verlust der externen Stromversorgung wird bei Windgeschwindigkeiten grösser als 100 km/h angenommen. Bei Windgeschwindigkeiten höher als ca. 200 km/h (3-Sekunden-Windböengeschwindigkeiten) wird ein Versagen der Glasfenster unterstellt und alle im Gebäude enthaltenen Ausrüstungen werden als unverfügbar angenommen. Für den Fall eines Kamineinsturzes wird die mögliche Beschädigung anderer Gebäude berücksichtigt.

Tornados

Die Bestimmung der Tornadogefährdung für den KKM-Standort beruht auf den Annahmen, dass die Anzahl Tornados in der Schweiz summiert über alle Fujita-Klassen³⁰⁷ 2,58 pro Jahr beträgt, und dass die Tornados gleichverteilt auf der Fläche der ganzen Schweiz auftreten. Zur Berechnung der Häufigkeit, dass ein Tornado ein sicherheitsrelevantes Gebäude trifft, wird ein geometrischer Ansatz verwendet, der die Abmessungen des Tornadoschadenszugs und die Fläche der sicherheitsrelevanten Gebäude berücksichtigt. Die Häufigkeiten von Tornados, die sicherheitsrelevante Gebäude von KKM treffen, wird für die 6 Fujita-Stufen bestimmt. Basierend auf äquivalenten 3-Sekunden Windböengeschwindigkeiten für die definierten Tornadoklassen wurde eine Tornado-Gefährdungskurve bestimmt.

Ausgehend von den für extreme Winde ermittelten Fragility-Kurven wurden für alle sicherheitsrelevanten Gebäude Tornadofragility-Kurven ermittelt. Neben den Tornadofragilitäten berücksichtigt das KKM folgende Auswirkungen von Tornados im Modell: Ein Verlust der externen Stromversorgung wird bei Windgeschwindigkeiten grösser als 100 km/h angenommen. Für den Fall eines Kamineinsturzes wird die mögliche Beschädigung anderer Gebäude berücksichtigt. Aufgrund der Druckbeanspruchung infolge des Tornados können der Kaltkondensatbehälter sowie der Stickstoffbehälter ausfallen. Bei jedem Tornadoereignis wird ein Versagen der Glasfenster unterstellt.

Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit

Zur Herleitung von auslösenden Ereignissen für extreme Winde und Tornados wurden mögliche Szenarien untersucht. 15 Szenarien für extreme Winde und 9 für Tornados wurden definiert. Nach Gruppierung der Szenarien wurden 10 auslösende Ereignisse hergeleitet, die teilweise extreme Winde und Tornados zusammenfassen. Die durch extreme Winde und Tornados bedingte Kernschadenshäufigkeit wird in der MUSA2010 mit $3,50 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr angegeben. Gemäss Modell Juni 2012 beträgt die durch Wind und Tornado verursachte CDF $3,33 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse zu extremen Winden und Tornados in der MUSA2010 entspricht dem Stand der Technik. Mit der Verwendung zusätzlicher Daten zu extremen Winden aus der Wetterstation Bern-Zollikofen wurde eine umfassende Datenbasis zur Bestimmung der Windgefährdung gebildet. Das entspricht den Vorgaben aus der Richtlinie ENSI-A05. Die Verwendung einer kumulativen generalisierten Extremwertverteilung (GEV) zur

Bestimmung der Überschreitungshäufigkeiten von Windgeschwindigkeiten entspricht aus Sicht des ENSI dem Stand der Technik und wird auch von der IAEA empfohlen.

Die Analyse zu extremen Winden und Tornados beruht auf einer umfassenden Literaturrecherche und behandelt in detaillierter Form alle wichtigen Phänomene und Auswirkungen dieser Gefährdungen auf das KKM. Die Bestimmung der Gebäude-Fragilität für extreme Winde und Tornados erfolgt unter Verwendung dem Stand der Technik entsprechender rechen technischer Mittel. Die getroffenen Annahmen und durchgeführten Rechenschritte sind im Allgemeinen nachvollziehbar beschrieben und dokumentiert. Der ermittelte CDF-Wert ist plausibel.

Die Studie enthält jedoch auch marginalen Verbesserungsbedarf. Dieser betrifft insbesondere folgende Punkte:

- Die Berechnung der Tornadoauftreffshäufigkeiten auf dem KKM-Standort anhand eines geometrischen Ansatzes mit Berücksichtigung der Abmessung des Tornadoschadenszugs und der betroffenen Fläche am KKM-Standort entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05. Abweichend von der Richtlinie ENSI-A05 wurde eine Gleichverteilung der Tornados in der ganzen Schweiz und nicht in einer rechteckigen Fläche von 12 500 km² angenommen, was zu tieferen Werten der Tornadoauftreffshäufigkeit am KKM-Standort führt.
- Die Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit von extremen Winden und Tornados werden nicht separat ausgewiesen, da gewisse auslösende Ereignisse sowohl für extreme Winde als auch für Tornados gelten.

7.3.6.4 Externe Überflutung

Angaben des KKM

Die MUSA2010 enthält folgende überflutungsbezogene Untersuchungen:

- Auswirkungen von starken Niederschlägen und Schneeschmelze im Einzugsgebiet der Aare oder der Saane

Zunächst werden auf der Basis von Abflusskombinationen der Aare und der Saane Pegelstände am Standort des KKM ermittelt, die eine Wiederkehrperiode von 30, 100, 300 und 1 000 Jahren haben. Die Gefährdungskurve des KKM wird bestimmt, indem diese Pegelstände unter der Annahme, dass der Pegelstand logarithmisch von der Wiederkehrperiode abhängt, auf höhere Jährlichkeiten extrapoliert werden. Wegen des unterschiedlichen Hochwasserschutzes verschiedener Anlagenteile werden für ein Überschreiten der Pegelstände von 465, 466 und 470 m ü. M. Hochwasserszenarien gebildet, denen anhand der Gefährdungskurve Häufigkeiten zugewiesen werden.

- Auswirkungen von starken Niederschlägen im Bereich des Anlagenstandorts

Die Einwirkungen durch lokalen Starkniederschlag, wie z. B. Wassereintritt in Gebäude oder ein Überschreiten zulässiger Dachlasten durch Wasser werden basierend auf qualitativen Argumenten vernachlässigt.

- Auswirkungen von Talsperrenbrüchen

Die Wohlensee-Stauanlage der Aare sowie die Saane-Stauanlagen Rossens und Schiffenen werden als relevant bezüglich des Überflutungspotenzials am Standort KKM identifiziert. Für die Gewichtsmauer des Wohlensees wird die Versagenshäufigkeit anhand der Versagensmechanismen der verschiedenen Entlastungsorgane berechnet. Ein hochwasserbedingtes Versagen wird angenommen, wenn die Entlastungskapazität nicht mehr ausreicht, um ein Überspülen der Mauer zu verhindern. Dieser Ansatz spiegelt wider, dass das erdbebenbedingte Versagen der Wohlensee-Stauanlage im Rahmen der Erdbebengefährdung des KKM betrachtet wird. Für die Bogenmauern der Saane wird die Versagenshäufigkeit bauartspezifisch anhand der internationalen Betriebserfahrung bestimmt.

Für den Bruch der Wohlensee-Stauanlage werden drei Szenarien mit verschiedenen Bruchgrößen gebildet. Für Brüche der Saane-Stauanlagen werden zwölf Szenarien angegeben. Diese bilden die verschiedenen Bruchgrößen der Schiffenen-Stauanlage sowie für das Folgeversagen der Schiffenen-Stauanlage aufgrund des Versagens der Rossens-Stauanlage Kombinationen verschiedener Bruchgrößen dieser beiden Stauanlagen ab.

Die verschiedenen Hochwasserszenarien werden ihrer Überflutungshöhe entsprechend gruppiert und zu vier auslösenden Ereignissen zusammengefasst:

- Für Wasserstände, die höchstens das Niveau des Anlagengeländes erreichen, werden die administrative Abschaltung der Anlage, aber keine Komponentenausfälle modelliert. Dieses Ereignis erfasst ein Szenario eines natürlich bedingten Hochwassers sowie ein Bruchscenario der Wohlensee-Stauanlage. Hieraus resultiert ein Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit von $3,9 \cdot 10^{-10}$ pro Jahr.
- Überflutungshöhen zwischen 0 und 4 m bewirken einen vollständigen Ausfall der externen Energieversorgung. Für dieses Überflutungsereignis werden die Eintretenshäufigkeiten eines Szenarios eines natürlich bedingten Hochwassers sowie sechs Bruchscenarioen der Saane-Stauanlagen zusammengefasst. Es trägt mit $2,1 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr zur Kernschadenshäufigkeit bei.
- Bei Überflutungen zwischen 4 und 6 m versagen zusätzlich der Notstromgenerator 090 sowie die nicht durch SUSAN-Notstromgeneratoren gestützte Gleich- und Wechselstromversorgung. Die SUSAN-Systeme werden als von der Überflutung unbeeinträchtigt angenommen. Mit diesem Ereignis werden die Auswirkungen eines Szenarios eines natürlich bedingten Hochwassers sowie von zwei Bruchscenarioen der Wohlensee-Stauanlage und von vier Bruchscenarioen der Saane-Stauanlagen modelliert. Der entsprechende Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit wird mit $1,9 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr ausgewiesen.
- Bei Überflutungen von mehr als 6 m wird unterstellt, dass Wasser in das SUSAN-Gebäude eindringt und die SUSAN-Systeme ausfallen. Die entsprechende Eintrittshäufigkeit und damit auch der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit beträgt $1,8 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr.

Im Modell Juni 2012 werden neu Hochwasserszenarien nicht nur nach der zugehörigen Überflutungshöhe, sondern zusätzlich nach folgenden Ereignissen unterschieden:

- meteorologisch bedingte Hochwasser
- generischer Wohlensee-Stauanlagenbruch
- generische und erdbebeninduzierte Saane-Stauanlagenbrüche

Erdbebeninduzierte Wohlensee-Stauanlagenbrüche werden, wie bereits in der MUSA2010, der erdbebenbedingten CDF zugeordnet. Aufgrund qualitativer Überlegungen werden den verschiedenen Ereignissen (auch in Abhängigkeit der resultierenden Überflutungshöhe) Verstopfungswahrscheinlichkeiten des SUSAN-Kühlwassereinflaufbauwerks unter Berücksichtigung der im Jahr 2011 für diese Kühlwasserfassung nachgerüsteten Ansaugstutzen zugewiesen. Mit dem so modifizierten Modell weist das KKM einen CDF-Beitrag externer Überflutungen von $6,44 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr aus.

Beurteilung des ENSI

In der MUSA2010 werden die relevanten Kategorien von Überflutungsereignissen betrachtet. Im Vergleich zur MUSA2005 ist die Analyse insbesondere in Hinblick auf die differenzierte Abbildung von Überflutungsszenarien entsprechend der kritischen Überflutungshöhen der Anlage verbessert. Die weitergehende Szenarienunterscheidung im Modell Juni 2012 nach der Ursache der Überflutung ist geeignet, die durch die charakteristische Dynamik des entsprechenden Ereignisses bedingte Verstopfungswahrscheinlichkeit der Kühlwasserfassungen des KKM zu modellieren.

Das ENSI identifizierte im Zusammenhang mit der Bewertung externer Überflutungen bei Volllast Verbesserungspotenzial. Die wichtigsten Punkte betreffen folgende Bereiche:

- Hochwassergefährdung

Die Ableitung der sowohl in der MUSA2010 als auch im Modell Juni 2012 verwendeten Hochwassergefährdungskurve bezieht nicht alle vorhandenen Daten ein. Insbesondere fehlen die Daten nach 2006, also auch das Hochwasser von 2007, sowie die Diskussion historischer Hochwasser. Zwischenzeitlich hat das KKM entsprechende Untersuchungen vorgelegt. Sie zeigen, dass rechen-technisch zwei gegenläufige Effekte auftreten:

- Einerseits erhöht sich bei gegebener Überschreitungshäufigkeit der Hochwasserabfluss bei Einbezug grösserer Hochwasserereignisse.
- Andererseits belegt eine genauere Modellierung des Wehrs Niederried und der potenziell überfluteten Bereiche neben dem Wehr, dass die Gefährdung bezüglich der Überflutungshöhe des KKM deutlich geringer ist, als aufgrund der älteren, weniger genauen Berechnungen angenommen wurde.

Der deterministische Nachweis der Hochwassersicherheit des KKM ist durch die Ergebnisse der genannten Untersuchungen nicht in Frage gestellt. Die Hochwassergefährdungskurve des KKM ist allerdings zu aktualisieren.

- Stauanlagenbrüche

Das KKM bestimmt die Versagenshäufigkeiten von Stauanlagen bauartspezifisch. Dies ist dann zulässig, wenn auch die Versagenskonsequenzen – nämlich mit welchem Wasserverlust zu rechnen ist – bauartspezifisch und in Übereinstimmung mit den unterstellten Versagensmechanismen der Stauanlage angesetzt werden. Das KKM nimmt stattdessen die Konsequenzen an, die in der Richtlinie ENSI-A05 allgemein angegeben sind. Die Kombination von bauartspezifisch bestimmten Versagenshäufigkeiten (die geringer sind als die Werte der Richtlinie ENSI-A05) mit den in der Richtlinie ENSI-A05 angegebenen Konsequenzen ist potenziell optimistisch.

- Dokumentation

Die Ergebnisse und die Dokumentation externer Überflutungen in der MUSA2010 sind durch das neue Modell vom Juni 2012 überholt. Die Dokumentation des Modells vom Juni 2012 ist für die risikotechnische Bewertung des Nachrüstprojekts DIWANAS grundsätzlich ausreichend. Die entsprechenden Analysen sind jedoch noch nicht in die Basis-Dokumentation der PSA eingeflossen.

Aus Sicht des ENSI sind die Untersuchungen zu den Auswirkungen starker Niederschläge im Bereich des Anlagenstandortes ausreichend detailliert. Das Ergebnis, dass der entsprechende Beitrag an der Kernschadenshäufigkeit vernachlässigbar ist, ist plausibel.

Die Modellierung externer Überflutungen im Modell Juni 2012 berücksichtigt die neuen Erkenntnisse zum Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassereinlaufbauwerks sowie die im Jahr 2011 getätigten Nachrüstungen in einem angemessenen Umfang. Der ausgewiesene CDF-Beitrag ist plausibel und spiegelt die Wirksamkeit der Nachrüstung der Ansaugstutzen für die SUSAN-Kühlwasserfassung wider. Auch unter Berücksichtigung des Verbesserungspotenzials ist aus Sicht des ENSI klar, dass Hochwasser keinen dominanten Beitrag zur Gesamt-CDF des KKM liefern. Der CDF-Beitrag des erdbebenbedingten Versagens der Wohlensee-Stauanlage ist in dieser Bewertung nicht eingeschlossen, sondern wird in Kapitel 7.3.6.2 bei der Bewertung der erdbebenbedingten CDF behandelt.

7.3.6.5 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Angaben des KKM

Die Analyse unfallbedingter Flugzeugabstürze in der MUSA2010 umfasst die Ermittlung

- der Standortgefährdung (Gefährdungsanalyse) durch verschiedene Flugzeugtypen, ausgedrückt durch die jährliche Absturzhäufigkeit pro Quadratkilometer, und

- der Wahrscheinlichkeiten von Konsequenzen von Flugzeugabstürzen.

Gefährdungsanalyse

In einem Auswahlverfahren werden für die Gefährdung des Standorts KKM zu betrachtende Kombinationen von Flugverkehrswegen, Flugzeugtypen und Gewichtsklassen bestimmt. Als gefährdungsrelevant identifiziert werden

- der Start- und Landeverkehr von vier Regionalflughäfen (z. B. Bern-Belp), elf Flugfeldern (z. B. Bel-lechasse) und einem Militärflugfeld (Payerne) sowie
- die Flugkorridore zwischen Zürich und Genf sowie die Zugangskorridore des Militärflugfelds Payerne zu den Übungsgebieten im Berner Oberland und im Jura.

Die Analyse unterscheidet zwischen Grossflugzeugen (> 5,7 t) und Leichtflugzeugen (einschliesslich Helikoptern). Für Grossflugzeuge wird noch die Unterteilung in die Gewichtsklassen > 20 t und 5,7 bis 20 t vorgenommen. Weiter wird zwischen Zivilflugzeugen und Militärflugzeugen unterschieden, wobei militärische Grossflugzeuge, die keine Kampfflugzeuge sind, der Kategorie „zivile Grossflugzeuge“ zugewiesen werden. Sämtliche schweren Kampfflugzeuge werden der Gewichtsklasse 5,7 bis 20 t zugewiesen.

Standortspezifische Daten zur Bestimmung der Anzahl der Flugbewegungen pro Jahr basieren auf veröffentlichten Statistiken (z. B. des Bundesamts für Statistik) sowie auf Angaben der Flugplatzbetreiber. Die Ermittlung der Absturzrate, pro Flugbewegung beziehungsweise Flugkilometer oder Jahr, erfolgt unter Heranziehung veröffentlichter Statistiken (z. B. von Boeing³⁰⁸), Angaben der Flugplatzbetreiber (zur Anzahl der Flugbewegungen) sowie Analysen der Absturzgeschichte in der Schweiz basierend auf Angaben des Bundesamts für Statistik oder weiteren veröffentlichten Daten.³⁰⁹

Zur abschliessenden Bestimmung der Absturzhäufigkeit pro km² und Jahr am Standort des KKM kommen neben der Methode gemäss Richtlinie ENSI-A05 auch andere Methoden, z. B. die des USDOE (US-Energieministerium)³¹⁰ zum Einsatz. Die Resultate dieser Methoden werden gewichtet und zu einem Gesamtergebnis verknüpft.

Zu sämtlichen Resultaten sind auch die Unsicherheitsbandbreiten angegeben.

Analyse der Konsequenzen unfallbedingter Flugzeugabstürze

In der Analyse der Konsequenzen von Flugzeugabstürzen wird unter Berücksichtigung der je nach Flugzeugkategorie unterschiedlichen Abstände der Flugzeugtriebwerke die virtuelle Trefferfläche sicherheitstechnisch bedeutsamer Gebäude sowie des restlichen Kraftwerkgeländes bestimmt. Dabei kommt neben der gemäss Richtlinie ENSI-A05 zu verwendenden Methode auch die der vorherigen PSA MUSA2005 sowie deren Verfeinerung zur Anwendung. Die gewichteten Resultate dieser Methoden werden zu einem gesamtartigen Resultat verknüpft.

Mit Hilfe von Ereignisbaumanalysen werden dann die Wahrscheinlichkeiten sowohl der direkten Auswirkungen infolge des Auftreffens auf ein Gebäude und als auch der indirekten Auswirkungen infolge von Brand und Trümmereinwirkung auf benachbarte Gebäude (oder Zonen) bestimmt. Dabei wird zwischen den oben erwähnten Gewichtsklassen unterschieden. Die Resultate dieser Ereignisbaumanalysen werden entsprechend der Auswirkungen auf die Anlage in 19 Gruppen zusammengefasst. Zu jeder dieser Gruppen wird ein auslösendes Ereignis definiert. Das einer Gruppe zugewiesene auslösende Ereignis umfasst beispielsweise den Ausfall bestimmter Wechsel- und Gleichspannungsschienen sowie die Nichtdurchführbarkeit von Operateurhandlungen wegen Unzugänglichkeit der Handlungsorte oder wegen Ausfall benötigter Komponenten.

Die auslösenden Ereignisse werden mit den zugehörigen Eintrittshäufigkeiten sowohl im Volllast-PSA-Modell als auch im Stillstands-PSA-Modell abgebildet. Mit dem Volllast-PSA-Modell wird ein Beitrag von Flugzeugabstürzen zur Kernschadenshäufigkeit von $1,69 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr ermittelt. Gemäss Modell Juni 2012 beträgt die durch Flugzeugabstürze verursachte CDF $1,65 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit von Zivil- und Militärflugzeugen sowie zur Modellierung der Absturzkonsequenzen entspricht weitgehend den methodischen Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05, ist nachvollziehbar dokumentiert und führt zu weitgehend plausiblen Resultaten. Als positiv hervorzuheben sind die sorgfältige und ausführliche Dokumentation der Berechnungen sowie die umfassende Berücksichtigung von Unsicherheiten. Umfang und Unterteilung der betrachteten Flugzeugkategorien sind angemessen.

Die in der MUSA2010 durchgeführte Bestimmung der jährlichen Anzahl der Flugbewegungen des Start- und Landeverkehrs ziviler Flugzeuge ist im Einklang mit der Richtlinie ENSI-A05. Bezüglich des Transitverkehrs fehlt allerdings eine systematische Beschreibung des Standorts hinsichtlich der im 100-km-Umkreis befindlichen Transitkorridore, welche gemäss Richtlinie ENSI-A05 in Betracht zu ziehen sind. Quantifiziert werden lediglich die Flugkorridore zwischen Zürich und Genf. Aus Sicht des ENSI wird diese Unterschätzung der Anzahl der Transitflugbewegungen jedoch kompensiert durch die pessimistischere Modellierung der übrigen Faktoren der Gefährdung durch den Transitverkehr (höhere Absturzrate und kleinere mögliche Absturzfläche als gemäss ENSI-A05). Daher besteht aus pragmatischen Gründen kein Änderungsbedarf.

Bei der Bestimmung der Standortgefährdung pro Flächeneinheit (km^2) durch Absturz ziviler Grossflugzeuge entspricht die hohe Gewichtung des USDOE-Modells³¹⁰ nicht der Auffassung des ENSI, da dieses Modell angesichts der Schweizer Absturzstatistik wenig plausibel ist: Zwei von sechs Abstürzen von Grossflugzeugen im Flughafenverkehr ereigneten sich ausserhalb des Umkreises von 16 km vom Flughafen. Dies entspricht einer Wahrscheinlichkeit von 0,33 pro Absturz. Gemäss USDOE-Modell hingegen würde diese Wahrscheinlichkeit etwa 0,004 pro Absturz betragen. Die durch diese Übergewichtung des USDOE-Modells bedingte Unterschätzung der Gefährdung aufgrund des Start- und Landeverkehrs wird jedoch wieder ausgeglichen, da in der MUSA2010 für den Transitverkehr eine gemessen an den Vorgaben der Richtlinien ENSI-A05 erhöhte Gefährdung berechnet wird. Insgesamt erachtet das ENSI die für zivile Flugzeuge ausgewiesenen Absturzhäufigkeiten als plausibel.

Die Analyse der Konsequenzen mit Hilfe der gewichteten Kombination der Berechnungen aus MUSA2005, einer Berechnung entsprechend der Richtlinie ENSI-A05 und einer Berechnung über quasi-kontinuierliche Absturzwinkel stellt eine geeignete Methode zur Bestimmung der virtuellen Trefferfläche sicherheitstechnisch bedeutsamer Gebäude dar. Die Analyse möglicher Unfallabläufe mit Hilfe eines Ereignisbaumes und die Zusammenfassung ähnlicher Szenarien in Gruppen ist ein geeignetes Mittel, um direkte und indirekte Auswirkungen von unfallbedingten Flugzeugabstürzen zu erfassen und mit vertretbarem Aufwand im PSA-Modell abzubilden.

Das ENSI identifiziert bei seiner Überprüfung Verbesserungsbedarf, welcher nachfolgend verkürzt wiedergegeben ist:

- Bei der Bestimmung der Militärflugzeugabsturzraten (pro Flugbewegung beziehungsweise Flugkilometer oder Jahr) ist die Nichtzählung von Abstürzen, für die gemäss Bewertung in der MUSA2010 ein Gefechtsübungsmanöver als Ursache angesehen wird, keine akzeptable Begründung, da diese Unfallursache für die statistische Auswertung irrelevant ist. Ferner führt diese Nichtzählung zu optimistischen Resultaten, weil in der Absturzratenberechnung die Daten von absturzfreen Gefechtsübungen mitgezählt werden.
- Einige Resultate bei der Ermittlung der Gefährdung durch Militärflugbewegungen sind nicht plausibel. Obgleich das in KKM-Nähe befindliche Militärflugfeld Payerne mit rund 40 % einen erheblichen Anteil aller Schweizer Militärflugbewegungen grosser Kampflugzeuge ausmacht, ergibt sich für diese Flugzeugkategorie eine Gefährdung für den KKM-Standort (pro Jahr und km^2), die niedriger ist, als die über die gesamte Fläche der Schweiz gemittelte Gefährdung.
- In der Analyse der Konsequenzen von Abstürzen von Grossflugzeugen (> 5,7 t) wird entgegen der Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 kein Verlust der externen Stromversorgung angenommen.

Trotz dieser Punkte erwartet das ENSI einen geringen Beitrag von Flugzeugabstürzen zur Kernschadenshäufigkeit.

7.3.6.6 Verstopfung der Wasserfassungen

Die Verstopfung der Wasserfassungen im Zusammenhang mit Hochwasser wird im Modell Juni 2012 berücksichtigt und im Kapitel 7.3.6.4 dargelegt. Der Bruch der Wohlensee-Stauanlage wird im Kapitel 7.3.6.2 betrachtet.

Angaben des KKM

Bei der Auswahl möglicher externer Ereignisse wird auch die Verstopfung einer oder beider Wasserfassungen betrachtet. Als mögliche Verstopfungsursachen werden biologische Ereignisse wie Fischschwärme und Schwemmholz sowie Eisbildung berücksichtigt. Bei der Bewertung dieser Verstopfungsursachen kommt das KKM zum Schluss, dass diese nicht zu einer Gefährdung führen.

Beurteilung des ENSI

Das KKM betrachtet eine Reihe von wichtigen möglichen Verstopfungsursachen und beurteilt diese plausibel. Aus Sicht des ENSI werden nicht alle möglichen Verstopfungsursachen betrachtet. So wird beispielsweise nicht beschrieben, weshalb der Bewuchs von Rohrleitungen durch Zebramuscheln nicht zu berücksichtigen ist. Ferner wird bei der Eisbildung nur das komplette Durchfrieren des Flussprofils betrachtet. Ein solches wird ausgeschlossen. Eine Vereisung von Siebeinrichtungen durch Eisbrei wird nicht analysiert.

Aufgrund der Tatsache, dass die Einlauföffnungen der SUSAN-Wasserfassung am Grund des Flussbetts angeordnet sind, ist aus Sicht des ENSI eine Verstopfung durch Eisbrei als unwahrscheinlich einzuordnen. Diese Gefährdung gehört zu den Gefährdungen durch extreme Wetterbedingungen, deren Untersuchung das ENSI im Rahmen des Aktionsplan Fukushima 2012²⁶⁸ bereits gefordert hat. Ein Bewuchs durch Zebramuscheln ist ein langfristiges Ereignis, wodurch ausreichend Zeit für Gegenmassnahmen zur Verfügung steht. Das ENSI erwartet daher keinen relevanten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit aufgrund eines solchen Bewuchses.

Das ENSI identifizierte Verbesserungsbedarf bezüglich der Dokumentation.

7.3.7 Freisetzungsrisiko des Brennelementlagerbeckens bei Leistungsbetrieb

Angaben des KKM

Das KKM untersucht, welche auslösenden Ereignisse während des Vollastbetriebs der Anlage das Brennelementlagerbecken potenziell gefährden, und schätzt deren Auswirkungen ab. Auslösende Ereignisse werden von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen, wenn sie bereits zu einem Kernschaden im Reaktordruckbehälter führen, oder wenn sie einen Störfall bewirken, der sich über mehr als 24 Stunden hinweg entwickelt, für den aber genügend Erfolg versprechende Massnahmen zur langfristigen Stabilisierung der Anlage zur Verfügung stehen. Diskutiert werden folgende internen und externen Ereignisse:

- Ausfall der Brennelementlagerbecken-Kühlung

Für den Ausfall der Brennelementlagerbecken-Kühlung wird abgeschätzt, dass das Wasserinventar des Lagerbeckens erst nach etwa 90 Tagen so weit verdunstet ist, dass Brennelemente freigelegt werden. Mit dem Löschwassersystem stehen Erfolg versprechende Massnahmen für eine Kühlung des Lagerbeckens zur Verfügung. Das Ereignis wird daher von der weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

- Kühlmittelverluststörfall

Im Fall eines Lecks in der Auskleidung des Brennelementlagerbeckens rechnet das KKM damit, dass der hervorgerufene Kühlmittelverlust innerhalb von etwa 21 Stunden zu einer Freilegung der

gelagerten Brennelemente führt. Daher wird dieses Szenario weitergehend analysiert. Basierend auf einer amerikanischen Studie für die Eintrittshäufigkeit eines Lagerbeckenlecks und auf der Versagenswahrscheinlichkeit der Operateurhandlung, das Löschwassersystem zum Auffüllen des Lagerbeckens anzuschliessen, berechnet das KKM die Häufigkeit eines nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfalls. Sie wird mit $4,37 \cdot 10^{-10}$ pro Jahr ausgewiesen, was ungefähr 0,01 % der CDF des KKM entspricht.

- Brände

Brände können schlimmstenfalls zu einem Ausfall der Kühlung des Lagerbeckens führen und werden daher von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

- Interne Überflutungen

Interne Überflutungen können schlimmstenfalls zu einem Ausfall der Kühlung des Lagerbeckens führen und werden daher von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

- Erdbeben

Das KKM betrachtet drei Erdbebenszenarien, nämlich den erdbebenbedingten Ausfall des Brennelementlagerbecken-Kühlsystems, den erdbebenbedingten Absturz des Reaktorgebäudekrans in das Lagerbecken sowie das erdbebenbedingte Versagen des Lagerbeckens oder des Damms zwischen Lagerbecken und Reaktorgrube.

Das Szenario des Ausfalls des Lagerbecken-Kühlsystems verläuft analog zu dem entsprechenden internen Ereignis. Wegen des sehr langen für Gegenmassnahmen zur Verfügung stehenden Zeitfensters wird dieses Szenario von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

Der Absturz des Reaktorgebäudekrans kann zur Zerstörung von Brennelementen oder zum Leckschlagen des Lagerbeckens führen. Das erdbebenbedingte Versagen des Lagerbeckens oder des Dammbalkens kann durch den Wasserverlust den unteren Teil des Reaktorgebäudes überfluten und zur Abdeckung der Brennelemente im Lagerbecken führen. Erdbeben, die eines dieser beiden Szenarien bewirken, würden nach Ansicht des KKM ausserdem wahrscheinlich den Reaktordruckbehälter beschädigen und bereits dadurch einen Kernschaden hervorrufen. Die entsprechenden Erdbeben sind in der Erdbebenanalyse als direkt zum Kernschaden führend berücksichtigt. Daher werden sie bei der Analyse des Lagerbeckens von einer weitergehenden Untersuchung ausgeschlossen.

- Tornados

Tornados, die das Reaktorgebäude und damit das Brennelementlagerbecken zerstören, würden direkt zu einem Kernschaden führen. Die entsprechenden Szenarien sind bereits in der Analyse von extremen Winden und Tornados als direkt zum Kernschaden führend berücksichtigt. Daher werden sie von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

- Externe Überflutungen

Externe Überflutungen können schlimmstenfalls zu einem Ausfall der Kühlung des Lagerbeckens führen und werden daher von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

- Flugzeugabsturz

Flugzeugabstürze, bei denen das Reaktorgebäude derart getroffen wird, dass das Brennelementlagerbecken zerstört wird, würden direkt zu einem Kernschaden führen. Die entsprechenden Szenarien sind bereits in der Analyse von Flugzeugabstürzen als direkt zum Kernschaden führend berücksichtigt. Daher werden sie von einer weitergehenden Analyse ausgeschlossen.

Zusammenfassend stellt das KKM fest, dass das einzige für die Analyse des Brennelementlagerbeckens vertieft zu untersuchende auslösende Ereignis der Kühlmittelverluststörfall ist. Dessen Häufigkeit ist jedoch so gering, dass er sich nicht auf die Gesamt-CDF des KKM auswirkt.

Beurteilung des ENSI

Die Diskussion des mit dem Brennelementbecken bei Volllast verbundenen Risikos wurde vom KKM aufgrund der Anforderungen der 2009 veröffentlichten Richtlinie ENSI-A05 erstmalig durchgeführt. Positiv hervorzuheben ist, dass der Umfang der betrachteten internen und externen Ereignisse umfassend ist. Die Prüfung des ENSI hat aber auch Verbesserungspotenzial aufgezeigt. Der wichtigste Punkt betrifft die Auswahlkriterien.

Das Kriterium, dass auslösende Ereignisse von der weitergehenden Analyse ausgeschlossen werden, wenn sie bereits im Reaktor zum Kernschaden führen, ist für die Diskussion des mit dem Lagerbecken verbundenen Freisetzungsriskos nicht geeignet. Auf eine detaillierte PSA für das Brennelementlagerbecken kann gemäss Punkt 4.1 b der Richtlinie ENSI-A05 nur dann verzichtet werden, wenn der Nachweis eines geringen Freisetzungsriskos erbracht werden kann. Dies ist der Fall, wenn der Beitrag zum gesamten „Total Risk of Activity Release“ (TRAR) kleiner ist als 1 %. Wenn ein auslösendes Ereignis einen Kernschaden hervorruft, sagt dies noch nichts über die Grösse der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Lagerbecken aus.

Die Analyse, ob auf eine detaillierte PSA für das Brennelementlagerbecken verzichtet werden kann, ist daher zu überarbeiten.

7.3.8 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für Volllast

Angaben des KKM

Das KKM weist mit der MUSA2010 eine mittlere Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) von $1,85 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr für den Betriebszustand Volllast aus. Demgegenüber errechnet das KKM mit dem Modell Juni 2012 eine mittlere CDF von $2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr. Die Beiträge der auslösenden Ereignisse zur CDF sind für beide Modelle in Tabelle 7.3-2 dargestellt.

Tabelle 7.3-2: Risikoprofil des KKM für Volllast

	Ereigniskategorie	MUSA2010		Juni 2012	
		CDF [1/Jahr]	Anteil	CDF [1/Jahr]	Anteil
Interne Ereignisse	LOCA	$6,86 \cdot 10^{-7}$	3,70 %	$6,86 \cdot 10^{-7}$	2,92 %
	Transienten	$2,77 \cdot 10^{-7}$	1,50 %	$3,81 \cdot 10^{-7}$	1,62 %
	Total	$9,63 \cdot 10^{-7}$	5,19 %	$1,07 \cdot 10^{-6}$	4,54 %
Interne systemübergreifende Ereignisse	Interne Überflutungen	$1,29 \cdot 10^{-9}$	0,01 %	$2,59 \cdot 10^{-8}$	0,11 %
	Brände	$5,38 \cdot 10^{-6}$	28,99 %	$5,34 \cdot 10^{-6}$	22,72 %
	Total	$5,38 \cdot 10^{-6}$	29,00 %	$5,37 \cdot 10^{-6}$	22,83 %
Externe Ereignisse	Erdbeben	$1,20 \cdot 10^{-5}$	64,47 %	$1,64 \cdot 10^{-5}$	69,68 %
	Externe Überflutungen	$1,98 \cdot 10^{-7}$	1,07 %	$6,44 \cdot 10^{-7}$	2,74 %
	Extreme Winde und Tornados	$3,33 \cdot 10^{-8}$	0,18 %	$3,29 \cdot 10^{-8}$	0,14 %
	Flugzeugabsturz	$1,69 \cdot 10^{-8}$	0,09 %	$1,65 \cdot 10^{-8}$	0,07 %
	Total	$1,22 \cdot 10^{-5}$	65,81 %	$1,71 \cdot 10^{-5}$	72,63 %
alle auslösenden Ereignisse	Gesamttotal	$1,85 \cdot 10^{-5}$	100,00 %	$2,35 \cdot 10^{-5}$	100,00 %

In der folgenden Darstellung wird auf die Ergebnisse des Modells Juni 2012 Bezug genommen.

Interne Ereignisse tragen $1,07 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr (4,5 %) zur totalen CDF bei. Diesen im Vergleich zu ähnlichen Anlagen geringen Beitrag führt das KKM

- auf die Nachrüstung von gebunkerten SUSAN-Systemen (insbesondere auf die zwei Notstrom-Redundanzen und die motorbetätigten Ventile zur Druckentlastung des Reaktorbehälters) und
- auf die Nachrüstung des Containment-Druckentlastungssystems (als Alternative für die Abfuhr der Nachzerfallswärme)

zurück.

Brände liefern gemäss KKM einen CDF-Beitrag von 22,8 %. Interne Überflutungen weisen im Vergleich dazu sehr geringe Beiträge auf.

Die bedeutendsten Brand-Unfallsequenzen sind durch den Verlust der Nachwärmeabfuhr charakterisiert und gehören daher zu den Sequenzen mit spätem Kernschaden.

Innerhalb der Gruppe „externe Ereignisse“ (72,6 % Beitrag zur totalen CDF) tragen Erdbeben am meisten zur CDF bei (69,7 %). Die weiteren externen Ereigniskategorien „externe Überflutungen“, „extreme Winde und Tornados“ und „Flugzeugabsturz“ liefern wesentlich geringere Beiträge zur CDF.

Die bedeutendsten Erdbeben-Unfallsequenzen sind durch den Einsatz des Containment-Druckentlastungssystems zur alternativen Nachwärmeabfuhr (d. h. wenn die Nachwärmeabfuhr über die Kühlung des Torus nicht verfügbar ist) und nachfolgendem Ausfall der Bespeisung des Reaktordruckbehälters gekennzeichnet. Sie führen erst spät zu Kernschäden.

Auf Basis der erdbebenbedingte CDF bewertet das KKM die Nachrüstung der gebunkerten SUSAN-Systeme risikotechnisch und zeigt deren hohe Bedeutung auf.

Insgesamt dominieren Erdbeben, insbesondere das erdbebenbedingte Versagen der Wohlensee-Stauanlage, das Risiko des KKM.

Das Gesamt-Modell weist

- drei Operateurhandlungen zur Initiierung beziehungsweise Sicherstellung alternativer Bespeisungsmöglichkeiten des Reaktordruckbehälters und
- zwei Operateurhandlungen zur Umschaltung auf alternative Einspeisequellen

aus, deren Versagen mindestens 5 % zur CDF beiträgt. Das KKM betont, dass die Vorschriften des KKM viele Möglichkeiten für Handmassnahmen eröffnen. Die Erkenntnis, dass der Beitrag keiner einzigen Operateurhandlung zur CDF grösser ist als 18 %, zeigt aus Sicht des KKM, dass das Fehlschlagen von Operateurhandlungen nicht signifikant zur CDF beiträgt.

Sensitivitätsanalysen des KKM auf der Grundlage der MUSA2010 zeigen, dass eine verbesserte Widerstandsfähigkeit von SUSAN-Komponenten die erdbebenbedingte CDF um 40 % senken kann. Nachrüstungen sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten im Betriebsgebäude können den CDF-Beitrag von Erdbeben ebenfalls um etwa 10 % reduzieren. Insgesamt geht das KKM in der MUSA2010 davon aus, mit einer Kombination aus verfeinerten Analysen der Erdbebenfestigkeiten und seismischen Ertüchtigungen eine Senkung des CDF-Beitrags von Erdbeben auf weniger als $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr erreichen zu können.

Weitere vom KKM auf Grundlage der MUSA2010 identifizierte Verbesserungsmassnahmen betreffen die Optimierung der Vorschrift zum Einsatz des Containment-Druckentlastungssystems für die Nachwärmeabfuhr sowie der Vorschrift bezüglich der Isolierung von Leitungsbrüchen des Hilfskühlwassersystems innerhalb des Reaktorgebäudes.

Beurteilung des ENSI

Das KKM hat mit der MUSA2010 ein umfassendes Volllast-Stufe-1-PSA-Modell termingerecht eingereicht. Alle wesentlichen Störfälle sind in diesem Modell enthalten. Das Modell ist detailliert. Die Dokumentation der MUSA2010 ist umfangreich und generell nachvollziehbar.

Wie bereits erwähnt, hat das KKM mit dem Konzeptantrag für das geplante Nachrüstprogramm DIWANAS ein überarbeitetes Volllast-Modell (Modell Juni 2012) vorgelegt, das neuere Erkenntnisse sowie die bedeu-

tendsten seit Einreichen der MUSA2010 getätigten Nachrüstungen berücksichtigt. Das Ergebnis dieses Modells, dass die CDF des KKM über 10^{-5} pro Jahr, aber deutlich unter 10^{-4} pro Jahr liegt, ist aus Sicht des ENSI plausibel. Die relativ geringe Kernschadenshäufigkeit ist vor allem auf Folgendes zurückzuführen:

- Das Notstandssystem SUSAN erhöht die Sicherheit vor allem bei externen Ereignissen, aber auch bei anlageninternen Bränden.
- Die Unfallmanagementmassnahmen tragen dazu bei, die CDF zu verringern.
- Die Nachrüstung des SUSAN-Kühlwassereinlaufbauwerks gegen Verstopfung verbessert die Situation des KKM bei Hochwasser.
- Die Nachrüstung des luftgekühlten Notstromgenerators 390, der eine Redundanz der Batterien des SUSAN-Systems sowie des Alternativen Niederdruckeinspeisesystems versorgen kann, verringert die Abhängigkeit des KKM von der Kühlwasserversorgung durch die Aare.

Das Modell Juni 2012 zeigt, dass aufgrund der erhöhten Verstopfungswahrscheinlichkeit des SUSAN-Kühlwassereinlaufbauwerks im Fall eines erdbebenbedingten Bruchs der Wohlensee-Stauanlage der Beitrag von Erdbeben zur Gesamt-CDF im Vergleich zu dem in der MUSA2010 ausgewiesenen Wert steigt. Insgesamt liegt der erdbebenbedingte Anteil an der CDF damit weiterhin über $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr und über einem CDF-Anteil von 60 %.

Folglich sind die Kriterien der Richtlinie ENSI-A06 (Punkte 6.1 a und 6.2 b) zur Identifikation und – sofern angemessen – Umsetzung von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erfüllt. Das KKM hat dementsprechend verfeinerte Analysen der Erdbebenfestigkeiten und seismische Ertüchtigungen als mögliche Massnahmen identifiziert. Ein Teil der in der MUSA2010 verwendeten Erdbebenfestigkeitsanalysen wurden bereits für das Modell Juni 2012 verfeinert. Darüber hinaus hat das KKM das Nachrüstprojekt DIWANAS initiiert. Darin enthalten sind die Nachrüstung eines gegen Erdbebeneinwirkungen ausgelegten Brennelementbecken-Kühlsystems, eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems und einer von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung. In dem Konzeptantrag sind verschiedene Optimierungsvarianten – unter anderem auch die bereits in die Wege geleitete Verstärkung der Stauanlage Wohlensee – dargelegt und risikotechnisch beurteilt, die zeigen, dass ein CDF-Wert geringer als 10^{-5} pro Jahr erreichbar ist.

Bezüglich der Dokumentation der Resultate und der Anwendung der PSA hat das ENSI Verbesserungsbedarf festgestellt. Im Folgenden sind die bedeutendsten Punkte dargelegt:

- In der MUSA2010 sind für die erdbebenbedingte CDF Sensitivitätsanalysen bezüglich einzelner unsicherer Parameter durchgeführt. Es fehlt jedoch eine systematische Darlegung von Unsicherheiten im gesamten Modell. Insbesondere sind die gemäss Punkt 4.7.2.1 a der Richtlinie ENSI-A05 auszuweisenden Perzentile der Unsicherheitsverteilung anzugeben.
- Einzelne Anwendungen gemäss den Richtlinien ENSI-A05 und ENSI-A06 sind noch ausstehend. Dies betrifft insbesondere die Untersuchung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge von Unfallsequenzen, die risikotechnische Beurteilung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit zulässiger Instandsetzungszeiten und die Bewertung von Anlageänderungen auf der Basis der Gesamt-CDF.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Volllast-Stufe-1-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab.

Forderung 7.3-1

Bis zum 31. Dezember 2015 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Volllastbetriebs 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 beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Die Identifikation und – sofern angemessen – Umsetzung von Massnahmen zur Reduktion des Kernschadensrisikos wurde bereits während der Prüfung der PSÜ2010 initiiert und wird separat verfolgt.

7.4 Stufe-2-PSA für Vollast

Die Stufe-2-PSA bezieht sich auf das Anlagenverhalten bei schweren Unfällen. Schwere Unfälle sind auslegungsüberschreitende Störfälle, bei denen es zu einem Kernschmelzen kommt. Insbesondere die Belastung und das Verhalten des Containments sowie der Umfang und die Häufigkeit der zu erwartenden Aktivitätsfreisetzungen (Quellterme) stehen dabei im Vordergrund.

Die Stufe-2-PSA der MUSA2010 basiert auf den Resultaten der Stufe-1-PSA der MUSA2010 und berücksichtigt somit sämtliche relevanten internen, internen systemübergreifenden und externen Ereignisse.

7.4.1 Kernschadenzustände der Anlage

Im Rahmen der Stufe-1-PSA wird eine Vielzahl von Unfallsequenzen berechnet. Wenn für die Stufe-2-PSA ein separates Modell entwickelt wird, ist es aufgrund der grossen Anzahl von Sequenzen notwendig, diese in so genannte Kernschadenzustände (Plant Damage States, PDS) zu gruppieren. Zusammengefasst werden dabei jeweils Unfallsequenzen, die zu einem ähnlichen Schwerunfallablauf führen. Dazu werden die Unfallsequenzen nach einheitlichen Merkmalen gruppiert. Der Ausgangspunkt für die Stufe-2-PSA des KKM ist die Ermittlung der Kernschadenzustände auf Basis der Stufe-1-PSA, wie sie mit der MUSA2010 eingereicht wurden.

Angaben des KKM

Für die Zuordnung der Minimalschnitte der Unfallsequenzen aus der Stufe-1-PSA zu PDS werden Regeln definiert. Zusätzlich werden die Minimalschnitte einer Ereigniskategorie (interne Ereignisse, Brand, interne Überflutung, Flugzeugabsturz, externe Überflutung, extreme Winde und Tornados sowie Erdbeben) zugewiesen. Mittels ACUBE werden die Minimalschnitte für jeden Kernschadenzustand separat verarbeitet und die Kernschadenshäufigkeit bestimmt. Aus numerischen Gründen steigt dabei die gesamthaft für die Stufe-2-PSA ausgewiesene CDF leicht auf $1,97 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr an (Stufe-1-PSA: $1,85 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr). Die Tabelle 7.4-1 stellt die Häufigkeit der einzelnen PDS dar. Weitere PDS liefern einen so geringen Beitrag, dass sie hier nicht aufgeführt werden.

Tabelle 7.4-1: Kernschadenzustände des KKM für Vollast

Wenn nicht anders erwähnt, sind alle Systeme (d. h. Hoch-/Niederdruckeinspeisung, Steuerstabantriebskühlung, Toruskühlung) verfügbar, die Schnellabschaltung erfolgreich, Drywell (Containment) und Reaktorgebäude isoliert und beide PRV verfügbar. Die einem auslösendem Ereignis zugehörigen Minimalschnitte können sich dabei auf mehrere Kernschadenzustände (PDS) verteilen.

PDS	Beschreibung	Häufigkeit [1/Jahr]	Beitrag
1LB010-1	Hochdrucktransiente, keine Hochdruckeinspeisung, nur ein Pressure Relief Valve (PRV) verfügbar	$2,49 \cdot 10^{-8}$	0,13 %
1LB011-2	Hochdrucktransiente, keine Hochdruckeinspeisung, keine Steuerstabantriebskühlung	$3,04 \cdot 10^{-8}$	0,15 %
1QB010-1	Hochdrucktransiente, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung, nur ein PRV verfügbar	$7,03 \cdot 10^{-8}$	0,36 %
2BB000-1	Hochdruck-ATWS, nur ein PRV verfügbar	$4,10 \cdot 10^{-8}$	0,21 %
5QB010	offenstehendes Safety Relief Valve (SRV), keine Hoch- und keine Niederdruckeinspeisung	$2,16 \cdot 10^{-6}$	10,93 %
5QB011	offenstehendes SRV, keine Hoch- und keine Niederdruckeinspeisung, keine Steuerstabantriebskühlung	$7,49 \cdot 10^{-7}$	3,80 %
5SD010	offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung, keine Toruskühlung	$2,76 \cdot 10^{-6}$	14,00 %
5TD310	offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung, keine Toruskühlung, Containment- und Reaktorgebäudeisolation versagen	$3,87 \cdot 10^{-8}$	0,20 %
5WD011	offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung, keine Toruskühlung, Versagen der Wechselstromversorgung	$1,11 \cdot 10^{-5}$	56,29 %
5XD311	offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung, keine Toruskühlung, Containment- und Reaktorgebäudeisolation versagen, Versagen der Wechselstromversorgung	$2,31 \cdot 10^{-7}$	1,17 %
6BB000	Niederdruck- ATWS, offenstehendes SRV	$2,08 \cdot 10^{-7}$	1,05 %
7FA000	mittlerer LOCA, keine Niederdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$6,85 \cdot 10^{-7}$	3,47 %
7KA010	mittlerer LOCA, keine Hochdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$3,51 \cdot 10^{-7}$	1,78 %
9FA000	grosser LOCA, keine Niederdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$9,00 \cdot 10^{-9}$	0,05 %
9ZD600	grosser LOCA, Versagen des Containments und der Reaktorgebäudeisolation	$4,09 \cdot 10^{-7}$	2,07 %
10BB000	grosser LOCA, keine Reaktorschnellabschaltung	$3,80 \cdot 10^{-7}$	1,93 %
11YD500	Containmentbypass (Interfacing System LOCA)	$4,78 \cdot 10^{-7}$	2,42 %
Total		$1,97 \cdot 10^{-5}$	100,00 %

Die drei PDS 5WD011, 5SD010 und 5QB010 dominieren mit zusammen über 80 % die Häufigkeit aller Kernschadenzustände. Der Hauptbeitrag zu 5WD011 resultiert aus Erdbebensequenzen. 57 % der PDS-Häufigkeit wird repräsentiert durch Unfallsequenzen mit Ausfall der Wechselstromversorgung, 91 % durch Unfallsequenzen mit Ausfall der Hoch- und Niederdruckeinspeisung. Unfallsequenzen mit Containment-Bypass oder -Isolationsversagen tragen 6 % zur PDS-Häufigkeit bei. Hochdruckzustände liefern mit rund 1 % nur einen geringen Beitrag zur PDS-Häufigkeit.

Beurteilung des ENSI

Die für die Definition der Kernschadenzustände gewählten Merkmale sind aus Sicht des ENSI geeignet zur weiteren Analyse des Unfallverlaufs im Rahmen der Stufe-2-PSA. Die Schadenszustände beinhalten die entsprechenden Angaben zum RDB-Druck, zur Reaktorschnellabschaltung, zur Grösse eines Kühlmittelverlusts, zum Reaktorgebäude- und Containmentabschluss sowie zur Verfügbarkeit diverser wichtiger Systeme (d. h. Einspeisesysteme, Stromversorgung, Systeme zur Nachwärmeabfuhr und Druckbegrenzung). Aus der Definition der PDS ist das auslösende Ereignis nicht mehr direkt erkennbar. Die Zuordnung zu einzelnen Ereigniskategorien ist aber gegeben. Das gewählte Verfahren zur Zuordnung der Minimalschnitte zu PDS ist aus Sicht des ENSI akzeptabel. Das ENSI hat einen geringfügigen Verbesserungsbedarf zur Zuordnung gewisser Hochdrucksequenzen identifiziert. Die Resultate der Stufe-2-PSA werden dadurch nicht beeinflusst.

In Kapitel 7.2 wurde beschrieben, dass verschiedene neue Erkenntnisse in der Stufe-1-PSA im Modell Juni 2012 berücksichtigt werden. Mit dem neuen Modell steigt die CDF auf insgesamt $2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr an. Die Stufe-2-PSA berücksichtigt diese Erkenntnisse noch nicht, weshalb sie entsprechend überarbeitet werden muss.

7.4.2 Containmenttragfähigkeit

Bei der Analyse der durch einen schweren Unfall verursachten radiologischen Konsequenzen für die Umgebung eines Kernkraftwerks ist das Containment von entscheidender Bedeutung, da dieses die letzte Freisetzungsbremse darstellt. Im Verlauf eines schweren Unfalls können – von unterschiedlichen physikalischen und chemischen Phänomenen herrührende – Belastungen des Containments auftreten. Daher kommt der Containmenttragfähigkeit eine wichtige Rolle bei der Analyse des Freisetzungsriskos zu.

Angaben des KKM

Das KKM verfügt über ein mit Stickstoff inertisiertes Primärcontainment (bestehend aus Drywell und Torus) und ein Sekundärcontainment (Reaktorgebäude mit äusserem Torus). Die Analyse der Containmenttragfähigkeit der MUSA2010 übernimmt in unveränderter Form die im Rahmen der MUSA90-Strukturanalyse ermittelten Wahrscheinlichkeiten für katastrophales Drywellversagen, Flanschleckage am Drywelldeckel und Versagen des Reaktorgebäudes. Für alle zu erwartenden Temperaturen ist als dominanter Versagensmodus des Drywells die Flanschleckage identifiziert und detailliert untersucht worden. Die Unsicherheit des temperaturabhängigen Öffnungsdrucks wird jeweils durch eine entsprechende Verteilung berücksichtigt.

Beurteilung des ENSI

Die Containmentstrukturanalyse entspricht dem Stand der Technik.²⁸⁶ Aus Sicht des ENSI werden im Rahmen dieser Studie die relevanten Fehlermodi identifiziert. Jedoch stehen seit Erstellung dieser Strukturanalyse modernere Analysemittel zur Verfügung. Gestützt auf Punkt 5.2 g der Richtlinie ENSI-A05 ist deshalb die Containmentstrukturanalyse zu überarbeiten. Erfahrungsgemäss sind grössere Abweichungen der Containmenttragfähigkeit von den Ergebnissen der bisherigen Analyse nicht zu erwarten.

7.4.3 Containmentbeanspruchungen

Der Verständlichkeit halber beschreibt das ENSI im Folgenden kurz die wesentlichen Phänomene bei einem schweren Unfall, die zu einer Containmentbeanspruchung führen können:

- Dampfexplosion

Der Kontakt zwischen geschmolzenem Metall und Wasser kann unter Umständen zu einer schlagartigen Verdampfung des Wassers und anschliessend zu einer erheblichen Druckspitze führen. Dabei unterscheidet man zwischen Dampfexplosionen innerhalb und ausserhalb des RDB.

- **HPME / DCH (High-Pressure Melt Ejection / Direct Containment Heating)**

Bei Unfallsequenzen mit einem RDB-Versagen unter hohem Druck kann die Schmelze beim hoch-energetischen Herausschleudern (HPME) fein fragmentiert werden. Die Wärme der Schmelzfragmente wird bei diesem Szenario sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen (DCH), woraus ein schneller Temperatur- und Druckanstieg resultiert.
- **Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB (Vessel Blowdown)**

Beim Versagen des RDB werden grosse Dampfmengen aus dem RDB in das Primärcontainment eingetragen und verursachen dadurch einen Druckaufbau. Zusätzlich kann bei diesem Szenario eine erhebliche Dampfmenge produziert werden, falls Kernschmelze aus dem beschädigten RDB austritt und anschliessend auf eventuell im Drywell vorhandenes Wasser trifft.
- **Druckaufbau durch nicht-kondensierbare Gase**

Während eines schweren Unfalls können aufgrund verschiedener Prozesse grosse Mengen nicht-kondensierbarer Gase (z. B. CO, CO₂, H₂) entstehen, die zu einem Druckaufbau führen, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann (Containment-Strukturversagen oder -Leckage).
- **Durchschmelzen des Drywells**

Dieser Containment-Versagensmodus kann das Resultat einer länger andauernden Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Molten Core Concrete Interaction, MCCI) zwischen der Kernschmelze im Drywellsumpf und dem Drywell sein.
- **Versagen des Reaktorgebäudes wegen Wasserstoffverbrennung**

Beim Versagen des Drywells (Containment-Strukturversagen oder -Leckage) besteht die Möglichkeit, dass grosse Mengen Wasserstoff ins Reaktorgebäude gelangen und dort verbrennen. Wenn bei einer Wasserstoffverbrennung die Flammgeschwindigkeiten deutlich unterhalb der Schallgeschwindigkeit bleiben, spricht man von einer Wasserstoffdeflagration. Falls bei entsprechender Geometrie und Zusammensetzung der Containmentatmosphäre eine Flammbeschleunigung bis in den Bereich der Schallgeschwindigkeit auftritt, kann es auch zu einer Wasserstoffdetonation kommen. Die bei einer Detonation auftretenden Drucklasten sind wesentlich höher als bei einer Deflagration.

Angaben des KKM

Folgende Containmentbeanspruchungen werden in der PSA schwerpunktmässig betrachtet:

- **Dampfexplosion**

Die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Dampfexplosion im RDB wird basierend auf den Resultaten international durchgeführter Experimente in der MUSA2010 sowohl für Hochdruck- wie auch für Niederdrucksequenzen als äusserst unwahrscheinlich eingeschätzt. Die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Explosion ausserhalb des RDB wird in Abhängigkeit des geschmolzenen Anteils an Kernmaterial in der Bodenkalotte des RDB abgeschätzt. Als Konsequenz einer Dampfexplosion innerhalb des RDB wird in der MUSA2010 ein garantierter Drywellbruch modelliert. Für eine Dampfexplosion ausserhalb des RDB wird in der MUSA2010 basierend auf den experimentellen Ergebnissen eine geringe Wahrscheinlichkeit für einen Drywellbruch abgeschätzt.
- **HPME / DCH**

In der MUSA2010 wird von garantierter HPME ausgegangen, wenn bei Hochdruck-RDB-Versagen das Schüttbett in der Bodenkalotte des RDB eine Masse von mehr als 30 t aufweist und davon mehr als 50 % geschmolzen sind.
- **Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB (Vessel Blowdown)**

In Abhängigkeit des RDB-Druckes beim RDB-Versagen, der vorhandenen Wassermenge im Drywell und weiterer Parameter wird ein Druckanstieg im Drywell modelliert.

- Druckaufbau durch nicht-kondensierbare Gase

Basierend auf den MELCOR-Berechnungen der MUSA2010 ist ein Containment-Strukturversagen auch bei Nichtverfügbarkeit der gefilterten Containment-Druckentlastung (Containment Depressurization System, CDS) im Allgemeinen unwahrscheinlich, falls das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS) zur Verfügung steht. Allerdings wird in diesem Fall eine erhöhte Wahrscheinlichkeit für eine Drywellleckage berechnet. Wenn zusätzlich das DSFS ausfällt, kommt es gemäss MUSA2010 immer zu einer Drywellleckage oder einem Containment-Strukturversagen. Der dominierende Versagensmodus des Drywells ist die Flanschleckage am Dryweldeckel.

- Durchschmelzen des Drywells

Gestützt auf den Stand der Technik³¹¹ schätzt das KKM die bedingte Wahrscheinlichkeit für ein Durchschmelzen des Drywells in Szenarien, bei denen sich die Schmelze ausserhalb des RDB befindet und nicht gekühlt werden kann, als gering ein.

- Versagen des Reaktorgebäudes wegen Wasserstoffverbrennung

In der MUSA2010 wird basierend auf MELCOR-Rechnungen davon ausgegangen, dass die Wahrscheinlichkeit einer Wasserstoffverbrennung im Reaktorgebäude bei Unfallabläufen mit frühem Containmentversagen, frühem Versagen des Containmentabschlusses, frühem Containmentbypass, spätem Containment-Strukturversagen oder später Containmentleckage 90 % beträgt. Ein mögliches Versagen des Reaktorgebäudes bei gegebener Wasserstoffverbrennung wird berücksichtigt.

Beurteilung des ENSI

Die in der MUSA2010 berücksichtigten Containmentbeanspruchungen decken die relevanten, bei schweren Unfällen auftretenden Phänomene ab. Die ermittelten Abhängigkeiten und Resultate sind zumeist plausibel. Der als dominierend bestimmte Versagensmodus des Drywells, die Flanschleckage am Dryweldeckel, ist plausibel. Diese Flanschleckage ist nach gegenwärtigem Wissensstand auch bei den schweren Unfällen in Fukushima aufgetreten. Das ENSI hat folgenden Verbesserungsbedarf identifiziert:

- MELCOR modelliert Wasserstoffverbrennungen bei einer definierten Wasserstoffkonzentration, wodurch Ansammlungen von grossen Wasserstoffmengen, welche allenfalls zu massiven Wasserstoffdeflagrationen oder -detonationen führen könnten, nicht abgedeckt sind. Dadurch werden die Belastungen auf das Reaktorgebäude möglicherweise unterschätzt und zu tiefe Wahrscheinlichkeiten für das Versagen des Reaktorgebäudes verwendet. Ferner fehlt eine detaillierte Untersuchung zur Wasserstoffgefährdung im Reaktorgebäude. Das ENSI wird diesen Punkt unabhängig von der PSÜ-Stellungnahme weiterverfolgen.
- In der Vollast-Stufe-2-PSA wird von einer mittleren Druckkapazität des Reaktorgebäudes von 3 bis 4 bar absolut ausgegangen. In der Stillstands-Stufe-2-PSA wird für das Reaktorgebäude von einer mittleren Druckkapazität von 2 bar (1 bar Überdruck) ausgegangen. Aus Sicht des ENSI basiert die geschätzte mittlere Druckkapazität in der Vollast-Stufe-2-PSA auf einer Fehlinterpretation der zugrundeliegenden Untersuchungen. Durch die Annahme einer zu hohen mittleren Druckkapazität für das Reaktorgebäude wird die Wahrscheinlichkeit für ein Versagen des Reaktorgebäudes durch Wasserstoffexplosionen unterschätzt.

7.4.4 Unfallablaufanalyse

Angaben des KKM

Zur Analyse des Unfallverlaufs ab Kernschaden und zur Bestimmung des am Ende des Unfalls vorliegenden Zustands des Drywells und des Reaktorgebäudes wird ein Ereignisbaum für den Unfallablauf (Accident Progression Event Tree, APET) mit 55 Abfragen verwendet. In der Unfallablaufanalyse werden Systemausfälle, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen aufgrund verschiedener Phänomene berücksichtigt.

Der APET gliedert sich in drei Abschnitte: Die Fragen 1 bis 13 behandeln die Anfangsbedingungen (auslösendes Ereignis und Status der relevanten Anlagensysteme), welche auf den PDS beruhen. Die Fragen 14 bis 31 berücksichtigen die Ereignisse im Zeitraum zwischen Kernschaden und RDB-Versagen (frühe Phase) und die restlichen Fragen 32 bis 55 adressieren den Zeitraum nach RDB-Versagen (späte Phase).

Die Stufe-2-PSA kreditiert zwei der im Rahmen der KKM-SAMG (Severe Accident Management Guidance) vorgesehenen Operateurhandlungen während des schweren Unfalls: die Aktivierung des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems (DSFS) sowie die späte manuelle Druckentlastung des Containments via CDS. Die passive CDS-Funktion via Berstscheibe wird separat modelliert.

Die im APET verwendeten bedingten Verzweigungswahrscheinlichkeiten basieren entweder auf der PDS-Charakteristik, den MELCOR-Resultaten oder weiterer Information zur Phänomenologie schwerer Unfälle. Die Wahrscheinlichkeiten für das Fehlschlagen der beiden Operateurhandlungen werden abgeschätzt.

Mit Hilfe des APET wird eine Vielzahl von Unfallabläufen beschrieben. Sequenzen mit gleichem Versagenszeitpunkt und Versagensmodus des Drywells werden zu sogenannten Containment-Endzuständen zusammengefasst. Der Zustand des RDB wird auch erfasst. Die Quantifizierung und Gruppierung der einzelnen Sequenzen erfolgt mit Hilfe des Computerprogramms EVNTRE. Die Tabelle 7.4-2 zeigt das Resultat dieser Gruppierung. Man erkennt, dass die überwiegende Anzahl der schweren Unfälle zu einer späten Freisetzung durch die manuelle Inbetriebnahme der gefilterten Druckentlastung des Containments führt (ca. 66 % der gesamten PDS-Häufigkeit). Mit einer Wahrscheinlichkeit von 17 % bleibt das Containment intakt.

Tabelle 7.4-2: KKM-Freisetzungspfade (Containment-Endzustände) bei schweren Unfällen

Status des Containments	Anteil
Containment intakt, RDB-Versagen	0,1 %
Durchschmelzen des Drywells	0,2 %
Containmentisoliationsversagen	1,4 %
Containment intakt, kein RDB-Versagen	17,2 %
Containmentbypass	4,5 %
frühe Druckentlastung (Berstscheibe)	7,4 %
frühes Containmentversagen	0,4 %
späte Druckentlastung (manuell)	66,2 %
späte Druckentlastung (Berstscheibe)	2,7 %
spätes Containmentversagen	0,001 %

Beurteilung des ENSI

Der für die Unfallablaufanalyse in der MUSA2010 verwendete Ereignisbaum enthält alle wesentlichen Abfragen bezüglich Systemausfällen, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen und ist geeignet, den chronologischen Unfallverlauf genügend detailliert abzubilden. Die für die Quantifizierung des Unfallablaufbaums eingesetzte Computersoftware ist international anerkannt. Wie die Tabelle 7.4-2 zeigt, ist die Wahrscheinlichkeit eines frühen Containmentversagens sehr gering. Das bedeutet, dass das KKM-Containment genügend robust ist um den meisten Containmentbelastungen bis kurz nach dem RDB-Versagen zu widerstehen. Insgesamt gibt es wenige Szenarien mit unkontrolliertem Containmentversagen. Dies zeigt die hohe Bedeutung der Containment-Druckentlastung.

Das ENSI hat Verbesserungsbedarf identifiziert, der hier zusammenfassend dargestellt wird:

- Die manuelle Druckentlastung wird nicht nur im APET modelliert, sondern auch in der Stufe-1-PSA als Möglichkeit zur Wärmeabfuhr abgebildet. Ein allfälliges Versagen der manuellen Druckentlastung in der Stufe-1-PSA wird aber in der APET-Modellierung nicht konsistent berücksichtigt.

- Die Wahrscheinlichkeiten für ein spätes Containmentversagen werden basierend auf mit MELCOR berechneten Containmentdrücken ermittelt. Für diese Berechnungen wird ein Zeitintervall bis 48 Stunden nach Unfallbeginn angesetzt. Da in etlichen Fällen der Containmentdruck nach 48 Stunden noch ansteigt, geht das ENSI davon aus, dass in einigen dieser Fälle eine spätere Druckentlastung erforderlich beziehungsweise ein Containmentversagen zu erwarten wäre.
- Mit einer Ausnahme (Unfallszenario mit durchgeschmolzenem Drywell-Liner) werden für die kreditierten Operateurhandlungen (Inbetriebnahme von CDS und DSFS) Versagenswahrscheinlichkeiten abgeschätzt, die deutlich kleiner als 10 % sind. Diese Abschätzungen werden nicht gestützt durch explizite Analysen zur Anleitung durch Vorschriften, zum Einfluss von Stress aufgrund des vorliegenden Kernschadens, zur Eindeutigkeit der relevanten Anzeigen, zur Abhängigkeit vom Versagen vorgängiger Handlungen sowie zur verfügbaren und benötigten Zeit. Dadurch bleiben wesentliche Faktoren, welche die Zuverlässigkeit beeinflussen, unberücksichtigt.

7.4.5 Quelltermanalyse

Angaben des KKM

Jeder APET-Endzustand repräsentiert eine eindeutige Unfallkette (bestehend aus einer Abfolge von Systemunverfügbarkeiten, Operateurhandlungen und auftretenden physikalischen und chemischen Phänomenen), für die ein spezifischer Quellterm bestimmt werden könnte. Da es eine enorm grosse Zahl solcher Endzustände gibt, ist dieses Vorgehen praktisch nicht möglich, auch im Hinblick auf die nachfolgende Rechnung. Aus diesem Grund werden die APET-Endzustände basierend auf den Containment-Endzuständen, dem Auftreten von MCCI sowie Informationen zur Wasservorlage im Drywell in Freisetzungskategorien gruppiert.

Die Definition der Freisetzungskategorien basiert auf der jeweils freigesetzten Iod- und Cäsiumaktivität. Da sich die Bandbreite der Iod- und Cäsiumfreisetzungen der durchgeführten Quelltermberechnungen über 8 Grössenordnungen erstreckt, werden die Freisetzungskategorien gemäss Tabelle 7.4-3 definiert.

Tabelle 7.4-3: Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Iod- und Cäsium-Aktivität
RC-1	$A \geq 2,0 \cdot 10^{16} \text{ Bq}$
RC-2	$2,0 \cdot 10^{16} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{15} \text{ Bq}$
RC-3	$1,0 \cdot 10^{15} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{14} \text{ Bq}$
RC-4	$1,0 \cdot 10^{14} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{13} \text{ Bq}$
RC-5	$1,0 \cdot 10^{13} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{12} \text{ Bq}$
RC-6	$1,0 \cdot 10^{12} \text{ Bq} > A$
RC-7*	keine Freisetzung

*Aus Vollständigkeitsgründen wird diese Freisetzungskategorie hier auch aufgeführt. Da die aktuelle Stufe-2-PSA keine Sequenzen ohne Kernschaden beinhaltet, hat diese Freisetzungskategorie hier aber keine Bedeutung.

Basierend auf den durchgeführten MELCOR-Analysen und Expertenschätzungen werden die APET-Endzustände anhand des Containmentverhaltens in der frühen und späten Phase, dem Ausmass des Kernschadens und der Art der Freisetzung ausserhalb des RDB (Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit und ohne Wasservorlage) den verschiedenen Freisetzungskategorien zugewiesen. Die Tabelle 7.4-4 zeigt die entsprechende Zuordnungsmatrix.

Tabelle 7.4-4: Zuordnungsmatrix

Freisetzungskategorie	Containmentverhalten		MCCI	Wasser-Vorlage im Drywell	Ausmass des Kernschadens
	früh	spät			
RC-1	Bypass		--	--	RDB-Versagen
	Isolationsversagen		ja	--	RDB-Versagen
	Versagen		ja	--	RDB-Versagen
	intakt	Durchschmelzen des Drywells (gross)	--	--	RDB-Versagen
RC-2	Isolationsversagen		nein	--	RDB-Versagen
	Versagen		nein	--	RDB-Versagen
	Druckentlastung durch die Berstscheibe		ja	--	RDB-Versagen
	intakt	Durchschmelzen des Drywells (klein)	--	--	RDB-Versagen
	intakt	Versagen	ja	nein	RDB-Versagen
RC-3	Druckentlastung durch die Berstscheibe		nein	--	RDB-Versagen
	intakt	Versagen	ja	ja	RDB-Versagen
	intakt	Druckentlastung durch die Berstscheibe	ja	--	RDB-Versagen
	intakt	manuelle Druckentlastung	ja	nein	RDB-Versagen
RC-4	Isolationsversagen		--	--	kein RDB-Versagen
	intakt	Versagen	nein	--	RDB-Versagen
	intakt	Druckentlastung durch die Berstscheibe	nein	--	RDB-Versagen
	intakt	manuelle Druckentlastung	ja	ja	RDB-Versagen
RC-5	intakt	manuelle Druckentlastung	nein	--	RDB-Versagen
	intakt	intakt	--	--	RDB-Versagen
RC-6	intakt	intakt	--	--	kein RDB-Versagen
RC-7	intakt	intakt	--	--	kein Kernschaden

Aus den mit MELCOR berechneten Quelltermen für die einzelnen modellierten Unfallabläufe werden repräsentative Quellterme für die Freisetzungskategorien bestimmt. Die Tabelle 7.4-5 stellt die in die Umgebung freigesetzten Aktivitäten der verschiedenen radiologischen Gruppen der einzelnen Freisetzungskategorien dar.

Tabelle 7.4-5: Quellterme der Freisetzungskategorien in Becquerel

	RC-1 [Bq]	RC-2 [Bq]	RC-3 [Bq]	RC-4 [Bq]	RC-5 [Bq]	RC-6 [Bq]
Edelgase (Xe)	$5,26 \cdot 10^{18}$	$3,35 \cdot 10^{18}$	$1,14 \cdot 10^{18}$	$4,38 \cdot 10^{17}$	$3,07 \cdot 10^{17}$	$8,76 \cdot 10^{14}$
Halogene (I)	$6,03 \cdot 10^{17}$	$3,19 \cdot 10^{16}$	$2,02 \cdot 10^{14}$	$4,49 \cdot 10^{13}$	$7,48 \cdot 10^{12}$	$2,99 \cdot 10^{12}$
Alkalimetalle (Cs)	$6,52 \cdot 10^{16}$	$3,40 \cdot 10^{15}$	$4,71 \cdot 10^{12}$	$2,51 \cdot 10^{12}$	$5,01 \cdot 10^{11}$	$5,01 \cdot 10^{11}$
Chalkogene (Te)	$2,55 \cdot 10^{17}$	$1,84 \cdot 10^{16}$	$8,83 \cdot 10^{14}$	$1,25 \cdot 10^{14}$	$5,00 \cdot 10^{12}$	$7,50 \cdot 10^{11}$
Erdalkalimetalle (Sr-Ba)	$4,07 \cdot 10^{16}$	$1,43 \cdot 10^{15}$	$3,91 \cdot 10^{12}$	$1,33 \cdot 10^{12}$	$4,43 \cdot 10^{11}$	$4,43 \cdot 10^{11}$
Übergangsmetalle (Mo)	$2,08 \cdot 10^{17}$	$1,05 \cdot 10^{16}$	$3,89 \cdot 10^{13}$	$7,88 \cdot 10^{13}$	$2,63 \cdot 10^{12}$	$2,63 \cdot 10^{12}$
Platinoide (Ru)	$8,98 \cdot 10^{15}$	$2,92 \cdot 10^{14}$	$1,08 \cdot 10^{12}$	$3,66 \cdot 10^{11}$	$1,22 \cdot 10^{11}$	$1,22 \cdot 10^{11}$
Trivalente (La)	$6,11 \cdot 10^{15}$	$8,88 \cdot 10^{11}$	$1,21 \cdot 10^{11}$	$2,73 \cdot 10^8$	$2,73 \cdot 10^7$	$2,73 \cdot 10^5$
Tetravalente (Ce)	$1,44 \cdot 10^{15}$	$1,92 \cdot 10^{10}$	$3,46 \cdot 10^{10}$	$7,84 \cdot 10^6$	$3,92 \cdot 10^6$	$7,84 \cdot 10^5$
Summe Aerosole	$1,19 \cdot 10^{18}$	$6,59 \cdot 10^{16}$	$1,13 \cdot 10^{15}$	$2,53 \cdot 10^{14}$	$1,62 \cdot 10^{13}$	$7,44 \cdot 10^{12}$

Beurteilung des ENSI

Das ENSI begrüsst die umfangreichen und detaillierten MELCOR-Analysen zum Unfallablauf und zur Quelltermberechnung. Die Zuordnungsmatrix stellt die radiologischen Konsequenzen der verschiedenen Containmentversagensmodi nachvollziehbar dar und ist plausibel. Allerdings sind gemäss Punkt 5.4 g der Richtlinie ENSI-A05 die Endzustände des Unfallablaufbaumes in Form von Freisetzungskategorien zu gruppieren, wobei jede Freisetzungskategorie einen ähnlichen Zustand hinsichtlich des Unfallverlaufes und des sich ergebenden Quellterms repräsentieren soll. Die in der MUSA2010 gewählte Gruppierung erfüllt diese Anforderung nicht, weil die Freisetzungskategorien nur basierend auf der Grösse des freigesetzten Quellterms definiert sind.

7.4.6 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Vollastbetrieb

Angaben des KKM

Die Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien werden in Tabelle 7.4-6 dargestellt. Die Freisetzungskategorien RC-5 und RC-6 mit geringeren Freisetzungsdichten dominieren.

Tabelle 7.4-6: Häufigkeiten der Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Häufigkeit [1/Jahr]	Anteil
RC-1	$9,26 \cdot 10^{-7}$	4,7 %
RC-2	$3,15 \cdot 10^{-7}$	1,6 %
RC-3	$2,03 \cdot 10^{-6}$	10,3 %
RC-4	$9,46 \cdot 10^{-7}$	4,8 %
RC-5	$1,21 \cdot 10^{-5}$	61,4 %
RC-6	$3,39 \cdot 10^{-6}$	17,2 %
Total	$1,97 \cdot 10^{-5}$	100,0 %

Eine Freisetzung trägt zur LERF (Large Early Release Frequency) bei, wenn sie innerhalb von 10 Stunden nach Beginn des Kernschadens eintritt und mehr als $2 \cdot 10^{15}$ Bq Iod-131 freigesetzt werden. Dies ist bei den Freisetzungskategorien RC-1 und RC-2 der Fall. Die LERF beträgt somit $1,24 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr.

Sensitivitätsanalysen

Zusätzlich zur Basisanalyse werden in der MUSA2010 drei Sensitivitätsanalysen durchgeführt:

- DSFS unverfügbar

In diesem Fall wird angenommen, dass das DSFS nicht aktiviert werden kann. Dadurch wird der Drywell nicht geflutet. Damit erhöht sich gemäss dieser Sensitivitätsanalyse der Anteil der Sequenzen, welche zu einem Durchschmelzen des Drywells führen. Gesamthaft nimmt der Anteil Unfälle mit schwerwiegenderen Konsequenzen, die zur LERF beitragen, zu.

- gefilterte Containment-Druckentlastung unverfügbar

Bei dieser Studie wird von einem unverfügbaren Druckentlastungssystem (manuell und automatisch) ausgegangen. Dies hat folgenden Einfluss auf die Sequenzen mit Containment-Druckentlastung: Gut 20 % dieser Sequenzen weisen nun als Endzustand ein spätes Containmentversagen auf, während der andere Teil dieser Sequenzen (also etwa 80 %) als Endzustand ein intaktes Containment ausweist.

- Containment-Druckentlastung und DSFS unverfügbar

Dieser Fall kombiniert die beiden oben beschriebenen Fälle. Durch diese Unverfügbarkeiten erhöhen sich hauptsächlich die Anteile von Szenarien mit Durchschmelzen des Drywells (etwa 2,7 %) und Szenarien mit spätem Containmentversagen (etwa 73 %).

Beurteilung des ENSI

Die Stufe-2-PSA der MUSA2010 wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate vom ENSI überprüft. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Der Unfallablaufbaum ist übersichtlich und gut dokumentiert. Die relevanten Phänomene werden berücksichtigt.
- Wie im Kapitel 7.4.1 beschrieben, bestehen gewisse Vorbehalte gegenüber der Zuordnung der PDS. Die angesprochenen Vorbehalte betreffen allerdings nicht die für die LERF relevantesten Fragen (Containmentisolation und -bypass). Deshalb erwartet das ENSI aufgrund dieses Verbesserungspunktes keine relevante Veränderung der LERF.
- Das KKM führte eine separate Unsicherheitsanalyse zur Bestimmung der LERF durch. Da für diese Rechnungen stark auf ein generisches Kerninventar abgestellt wird, sind aus Sicht des ENSI die Resultate dieser Unsicherheitsrechnung wenig plausibel. Für die weitere Beurteilung der LERF wird auf die Punktschätzung ($1,24 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr) abgestellt.
- Der Ansatz für die Bestimmung der LERF ist plausibel. Die Definition der LERF entspricht der Richtlinie ENSI-A05. Die LERF beträgt $1,24 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Die dominierenden Beiträge zur LERF sind Erdbeben (59 %) und Interfacing System LOCAs (39 %). Die LERF wird dominiert durch Bypass-Sequenzen und Versagen des Containment- und Reaktorgebäudeabschlusses. Diese Resultate sind plausibel.
- Das KKM-Containment ist genügend robust, um den Belastungen vor und während des RDB-Versagens mit hoher Wahrscheinlichkeit zu widerstehen.
- Gemäss „Gefährdungsannahmenverordnung“²³ hat die Häufigkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang deutlich geringer als die Kernschadenshäufigkeit zu sein. Die mit der MUSA2010 ausgewiesene LERF erfüllt diese Anforderung. Aufgrund der neuen Erkenntnisse (CDF $2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr anstelle $1,85 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr) ist nicht auszuschliessen, dass die LERF höher liegt als mit der MUSA2010 ausgewiesen. Aus Sicht des ENSI ist aber klar, dass die LERF deutlich geringer ist als die CDF.

- Gemäss Punkt 6.1 a der Richtlinie ENSI-A06 sind bei einer mittleren LERF grösser als 10^{-6} pro Jahr Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Das Nachrüstprojekt DIWANAS behandelt auch Optimierungsvarianten, welche die LERF reduzieren können.
- Die durchgeführten Sensitivitätsanalysen zeigen den Einfluss des CDS und DSFS – einzeln wie auch in kombinierter Form – auf die Containment-Endzustände. Allerdings ist die bei der zweiten Sensitivitätsanalyse gemachte Aussage zum intakten Containment irreführend, da sie sich auf die im Modell betrachtete Zeitdauer abstützt. In einigen Fällen würde der Druck im Containment weiter ansteigen und zu einem späten Containmentversagen führen, da das CDS in dieser Sensitivitätsanalyse ja nicht verfügbar ist. Deshalb ist die Aussage der zweiten Sensitivitätsanalyse, dass 80 % der umverteilten Sequenzen als Endzustand ein intaktes Containment aufweisen, so nicht ganz korrekt.
- Basierend auf den für die Sensitivitätsanalysen ausgewiesenen Häufigkeiten für die Freisetzungskategorien RC1 und RC2 kann die LERF für die untersuchten Fälle berechnet werden. Gegenüber der Basisanalyse erhöht sich die LERF in der ersten Sensitivitätsanalyse um einen Faktor 1,4. In der zweiten erhöht sie sich um einen Faktor 1,03 und in der dritten um einen Faktor 13,0. Dies zeigt, dass die Unverfügbarkeit eines der beiden Systeme keinen gravierenden Einfluss auf das Risiko einer grossen frühen Freisetzung hat. Der gleichzeitige Ausfall beider Systeme hat hingegen einen deutlichen Einfluss auf dieses Risiko.
- Einzelne Anwendungen gemäss der Richtlinie ENSI-A05 und ENSI-A06 sind noch ausstehend. Dies betrifft insbesondere die Bestimmung der Komponentenwichtigkeit aufgrund der LERF, die Bewertung von signifikanten PSA-relevanten Anlageänderungen und die Beurteilung von zulässigen Instandsetzungszeiten.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Vollast-Stufe-2-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

Forderung 7.4-1

Bis zum 31. Dezember 2016 sind die in der Aktionsliste aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Vollastbetriebs 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 beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Die Identifikation und – sofern angemessen – Umsetzung von Massnahmen zur Reduktion des Risikos früher grosser Freisetzungen wurde bereits während der Prüfung der PSÜ2010 initiiert und wird separat verfolgt.

7.5 Stufe-1-PSA für den Stillstand

Die erste KKM-Stufe-1-PSA für den Anlagenzustand „Stillstand“ (Shutdown Mühleberg Safety Assessment, SMUSA) wurde im Juni 1995 abgeschlossen. 1997 und 2005 erfolgten Aufdatierungen. Bei der Erstellung der SMUSA2005 wurden die Modellierungsmethode und die eingesetzte Computersoftware geändert.

Die Stufe-1-PSA der PSÜ 2010 für die Bewertung des Stillstandsrisikos baut auf der SMUSA2005 auf. Sie umfasst die Betriebsarten „Brennelementwechsel“ und „kalt abgestellt“ sowie wenige Stunden der Betriebsart „heiss abgestellt“. Der überwiegende Teil des Betriebszustands „heiss abgestellt“, das An- und das Abfahren sowie der Schwachlastbetrieb werden in der Stufe-1-PSA für Vollast behandelt. Basierend auf den Forderungen der Stellungnahme des ENSI zur PSÜ 2005 wurde die Stillstandsanalyse weiterentwickelt. Zum Zeitpunkt der Einreichung der PSÜ 2010 waren jedoch noch nicht alle Forderungen umgesetzt worden. Daher ist die Stillstands-PSA in den Bereichen Brand und Erdbeben nicht überarbeitet worden, sondern entspricht dem Stand von 2005.

Seit Einreichen der PSÜ 2010 hat das KKM neue Untersuchungen für den Stillstand eingereicht und alle Forderungen zur SMUSA2005 erfüllt. Damit liegen insbesondere umfangreiche Studien zu Erdbeben und Brand für den Stillstand vor. Die entsprechenden Unterlagen werden für diese Stellungnahme ebenfalls herangezogen. Vorliegende neue Erkenntnisse zu Erdbeben, externen und internen Überflutungen sowie die vorgenommenen Nachrüstungen sind noch nicht stillstandspezifisch in das Stufe-1-PSA-Modell eingeflossen. Sie werden aber wo erforderlich qualitativ bei der Stellungnahme berücksichtigt.

7.5.1 Definition und Ermittlung der Dauer von Betriebszuständen

Angaben des KKM

Drei Arten von Abstellungen werden in der MUSA2010 unterschieden:

- Abstellung zum Brennelementwechsel
- Abstellung zur Durchführung geplanter Instandhaltungsarbeiten
- ungeplante Abstellung

Basierend auf der Definition der Schnittstelle zwischen Volllast und Stillstand sind nur Abstellungen, die zu einem kalt abgestellten Zustand (cold shutdown) führen, für die KKM-Stillstands-PSA relevant. In der Zeitspanne 1974 bis 2008 erfolgten 57 Reaktorabstellungen, 34 davon zum Brennelementwechsel. Zusätzlich zu den Brennelementwechseln erfolgten 7 cold shutdowns. Alle weiteren Reaktorabstellungen dauerten weniger als 10 bis 12 Stunden und der Reaktor blieb heiss abgestellt (hot standby).

Bei der Festlegung der Stillstandsphasen und der Dauer der Phasen wurde die KKM-Betriebserfahrung der Jahre 1998 bis 2008 betrachtet. Aus Sicht des KKM ist dieser Zeitraum sinnvoll, da seit 1998 gegenüber früheren Brennstoffwechseln erhebliche Fortschritte bezüglich Effizienz erzielt wurden, was die Dauer einzelner Stillstandsphasen deutlich reduzierte.

Um eine Definition der Stillstandsphasen abzuleiten, werden folgende Merkmale des Stillstands betrachtet:

- Status des RDB-Deckels (montiert oder demontiert)
- Zustand des Reaktorbeckens (geflutet oder ungeflutet)
- Druck und Temperatur des Reaktorkühlsystems
- Ort des Brennstoffs (im Brennelement-Lagerbecken oder im RDB)
- Verfügbarkeit der SUSAN-Systeme (zwei Stränge, ein Strang, oder ein Teilstrang)
- Status der Kühl- und Reinigungssysteme (Abfahr- und Toruskühlsystem, STCS und BE-Becken-Kühl- und Reinigungssystem, Fuel Pool Cooling System, FPCS)
- Verfügbarkeit von anderen Sicherheits- und Hilfssystemen

Unter Berücksichtigung der oben genannten Merkmale und der in den Arbeitsplänen für die Durchführung eines Brennelementwechsels definierten Phasen werden in der MUSA2010 sechs Stillstandsphasen modelliert. Die Tabelle 7.5-1 gibt einen Überblick.

Tabelle 7.5-1: Stillstandsphasen in der MUSA2010

Stillstandsphasen	Beschreibung	Druck im RDB [bar]	Status des RDB	Status RDB-Deckel	Status Flutraum (oberhalb RDB)	Dauer [Tage]
Phase 1A	vom Start der Kühlung mit STCS (bei Reaktorkühlkreislauf-Temperatur 150 °C) bis unmittelbar vor der RDB-Deckel-Demontage	73 – 1	beladen	montiert	trocken	2,04
Phase 1B	RDB-Deckel-Demontage, Flutraum oberhalb RDB wird geflutet, Brennelementbeckendammbalken wird entfernt	1	beladen	demon- tiert	zuerst tro- cken, dann geflutet	1,11
Phase 2A	Transfer der Brennelemente (bis ca. 50 %) vom RDB zum Brennelementbecken	1	teil- beladen	demon- tiert	geflutet	1,20
Phase 2B	Transfer der restlichen Brennelemente vom RDB zum Brennelementbecken (nur bei Vollentladung, etwa jedes zweite Jahr), STCS mit dem Brennelementbecken und dem RDB verbunden, neue Brennelemente werden eingeladen	1	teil- beladen	demon- tiert	geflutet	12,35
Phase 3A	Installation des Brennelementbeckendammbalkens, STCS nur mit dem RDB verbunden, Flutraum oberhalb RDB wird entleert, RDB-Deckel wird montiert	1	beladen	demon- tiert	trocken oder wird entleert	1,55
Phase 3B	bis zum Herausfahren der Steuerstäbe zum Anfahren des Reaktors	1 – 73	beladen	montiert	trocken	4,21

Beurteilung des ENSI

Der Umfang der in der MUSA2010 berücksichtigten Stillstandsphasen und der zugehörigen Konfigurationen der Anlage entspricht dem Stand der Technik. Die Dauer der einzelnen Phasen reflektiert die KKM-Betriebserfahrung der vergangenen zehn Jahre, in denen ein gegenüber früheren Zeiten optimiertes Verfahren beim Brennstoffwechsel zum Zuge kam. Nach Auffassung des ENSI wird der Zustand des KKM bei Stillstand insgesamt genügend detailliert und realistisch im PSA-Modell abgebildet.

7.5.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

Angaben des KKM

Die für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs verwendeten Komponentenzuverlässigkeitsdaten (Komponentenausfallraten und CCF-Parameter) basieren im Wesentlichen auf den Daten der Vollast-PSA. Für gewisse Komponenten, die insbesondere während des Stillstandsbetriebs verwendet werden – z. B. Komponenten des Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS), des Brennelementbecken-Kühlsystems (FPCS) und des Feuerlöschsystems (FWS) – werden zusätzliche Ausfallraten ermittelt.

Um die Besonderheiten des Stillstandsbetriebs abzubilden, werden für jede Stillstandsphase die Komponentenunverfügbarkeiten durch Wartungen für verschiedene Systeme analysiert, welche eine besondere Bedeutung für den Stillstand haben. Dies betrifft unter anderem das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS), die Zwischenkühlwassersysteme (ICWS) im Reaktorgebäude und Maschinenhaus, das Kernsprühsystem (CS), das SUSAN-Niederdruckeinspeisesystem (ALPS), das SUSAN-Kühlwassersystem (SCWS), das Hilfskühl-

wassersystem (ACWS), das Toruskühlsystem (TCS) sowie verschiedene elektrische Systeme. Für die jeweiligen Hauptkomponenten (insbesondere Pumpen, Armaturen, Wärmetauscher) der erwähnten Systeme werden die Wartungsunverfügbarkeiten anhand der Betriebserfahrung aus den Revisionsstillständen der Jahre 2004 bis 2008 (5 Jahre) bestimmt. Als Quelle für die Komponentenunverfügbarkeiten durch Wartungen und Ausfälle werden die Absicherungen sowie die Stör- und Mangelmeldungen und die Instandhaltungsaufträge aus der IBFS-Datenbank verwendet. Die Wahrscheinlichkeit von Komponentenunverfügbarkeiten durch Instandsetzung wird aus der PSA für den Leistungsbetrieb übernommen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stimmt dem von KKM gewählten Vorgehen zur Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrößen für den Stillstand zu. Die Verwendung der gleichen Komponentenausfallraten für den Stillstand wie für die Vollast 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 Vorgehen zur Ermittlung von Kennwerten zur Beschreibung der Komponentenunverfügbarkeiten durch geplante Wartung im Nichtleistungsbetrieb ist nachvollziehbar beschrieben. Aus Sicht des ENSI wurden zur Bestimmung dieser Unverfügbarkeiten in den verschiedenen Phasen des Stillstandsbetriebs alle für den Stillstand relevanten Systeme untersucht. Ferner erachtet das ENSI die Verwendung der gleichen werkspezifischen Unverfügbarkeitswahrscheinlichkeiten von Komponenten durch Instandsetzung für das Vollast und Stillstandmodell als zweckmässig. Dieses Vorgehen entspricht dem Stand der Praxis in der Schweiz.

Identifizierte Verbesserungspunkte betreffen insbesondere Verbesserungspotenzial, welches bereits für die Stufe-1-PSA für Vollast dargelegt wurde, sowie die Verbesserung der Dokumentation.

7.5.3 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Angaben des KKM

Die HRA für den Stillstand betrifft die Betriebszustände 1A bis 3B gemäss Tabelle 7.5-1. Die HRA für den Schwachlastbetrieb ist durch die HRA für den Vollastbetrieb erfasst.

Kategorie A (latente Fehler)

In der MUSA2010 ist die Zuverlässigkeitsanalyse der Operateurhandlungen der Kategorie A (Handlungen während Instandhaltungsarbeiten) für den Stillstand nicht gesondert vom Vollast-Modell durchgeführt worden. Handlungen der Kategorie A werden mit der in Kapitel 7.3.2 dargestellten Methode analysiert.

Kategorie B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse)

Die PSA umfasst die explizite Modellierung von Fehlhandlungen, die einen Störfallablauf auslösen, z. B. das Ausschalten der Reaktorkühlung über den Kondensator vor Inbetriebnahme des Nachkühlsystems STCS. Deren Quantifizierung erfolgte mit der Methodik für Handlungen der Kategorie C, welche in Kapitel 7.3.2 beschrieben ist.

Kategorie C (direkte Beeinflussung von Stör- und Unfallabläufen)

Für Handlungen, die denen aus dem Vollast-PSA-Modell gleichen (z. B. die alternative Kühlung der STCS-Pumpen mit Feuerlöschwasser), wird die Übertragbarkeit der für Vollastbedingungen durchgeführten HRA diskutiert. In der Diskussion wird insbesondere berücksichtigt, dass in der Regel die verfügbare Zeit im Stillstand – wegen der geringeren Nachzerfallwärme – grösser ist. Auch auf die Anwendbarkeit von Vorschriften wird punktuell Bezug genommen. Insgesamt werden die für den Leistungsbetrieb bestimmten HEPs dieser Handlungen als anwendbar erachtet.

Ein Grossteil der für den Stillstand spezifischen Handlungen wird mit der im Kapitel 7.3.2 beschriebenen Methode für durch Vorschriften angeleitete Handlungen der Kategorie C quantifiziert. Zu dieser Gruppe gehören die Inbetriebnahme des Einspeisesystems ALPS und des Toruskühlsystems TCS zur Kühlung des Brennelementbeckeninventars, die Inbetriebnahme des Feuerlöschwassersystems zur Kühlung der Brenn-

elemente im Reaktordruckbehälter, das Aus- und Wiedereinschalten des STCS nach zwischenzeitlicher Absperrung einer Leckage in diesem System und die Absperrung (Beendigung) interner Überflutungen aufgrund von Leitungsbrüchen im Hilfskühlwassersystem ACWS. Die HEPs für Absperrungen interner Überflutungen aufgrund von Leitungsbrüchen im Speisewassersystem werden mit der EPRI-Methode für die Implementierung sogenannter Recovery Actions²⁹³ bestimmt.

Die Analysen von Handlungen zur Brandbekämpfung, von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen sowie der besonderen Bedingungen bei externen (z. B. Erdbeben) und systemübergreifenden (z. B. Brand) Ereignissen erfolgten so wie in Kapitel 7.3.2 für Volllast beschrieben.

Zwischen dem Versagen von Handlungen der Kategorien B und C werden keine Abhängigkeiten angenommen, weil im Allgemeinen der zeitliche Abstand zwischen den Handlungen dieser Kategorien sehr gross ist und weil die mit auslösenden Ereignissen einhergehenden Alarme und Anzeigen im Hauptkommandoraum einfach zu identifizieren und zu beobachten sind.

Bewertung des ENSI

Die in der Stillstands-PSA verwendeten Methoden zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit entsprechen nach Auffassung des ENSI im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die Übertragung ausgewählter HEPs, die für Handlungen der Kategorie C unter Vollastbedingungen bestimmt werden, ist im Allgemeinen akzeptabel. Hinsichtlich der Qualität der HRA (einschliesslich der Analysen von Abhängigkeiten und der besonderen Bedingungen bei externen und systemübergreifenden Ereignissen) gilt die in Kapitel 7.3.2 dargelegte Beurteilung.

Die wesentlichen Punkte des für den Stillstand identifizierten Verbesserungspotenzials sind nachfolgend aufgelistet:

- Für zwei Teilhandlungen (Absperrung eines Kühlmittelverlusts und Wiedereinschalten des STCS) werden keine HEPs bestimmt, was impliziert, dass diese Teilhandlungen stets als garantiert erfolgreich angenommen werden.
- In der THERP-Analyse der Absperrung einer ACWS-Leckage (Handlung vom Typ Recovery Action) wird die dafür benötigte Zeit unterschätzt.
- Die Annahme einer generell vorhandenen Unabhängigkeit zwischen dem Versagen von Handlungen der Kategorien B und C ist nicht gerechtfertigt. Die in der MUSA2010 vorgebrachten Punkte (sehr grosser zeitlicher Abstand und mit dem auslösenden Ereignis einhergehende Alarme und Anzeigen) konnten durch die Prüfungen des ENSI nicht bestätigt werden. Beispielsweise berücksichtigt das Modell der Störfallauslösung durch eine versehentliche STCS-Ausschaltung (Kategorie B) bereits Korrekturmöglichkeiten in einem Zeitfenster, das sich mit dem Zeitfenster der in diesem Störfallablauf angeforderten Handlungen der Kategorie C stark überlappt.
- Einige der zum Unfall-Management (Accident Management, AM) gehörenden Handlungen (z. B. Erstellung einer Reaktorkühlung mit dem Feuerlöschwassersystem) haben ungewöhnlich kleine HEPs. Derart kleine HEPs sind üblicherweise unter optimalen Handlungsbedingungen zu erwarten, welche im AM-Anforderungsfall (also in auslegungsüberschreitenden Störfällen) eher unwahrscheinlich sind. Ein Faktor, der bei Anforderung der im Beispiel genannten Handlung zu einer erhöhten Arbeitsbelastung beiträgt, ist das Vorhandensein der Eintrittsbedingungen mehrerer Vorschriften.

Trotz dieser Punkte ist insgesamt festzustellen, dass für den Stillstand eine aussagekräftige HRA mit weitgehend plausiblen Resultaten vorliegt.

7.5.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Angaben des KKM

Die MUSA2010 enthält keine anlagenspezifischen thermohydraulischen Analysen zur Verifizierung der für den Stillstand verwendeten Erfolgskriterien. Diese wurden aber im Juni 2012 eingereicht. Sie zeigen, dass eine in der MUSA2010 als Erfolg angenommene Sequenz für einen Kühlmittelverluststörfall in den Stillstandsphasen 2A und 2B nicht bestätigt werden konnte. Hingegen sind manche Sequenzen beherrschbar, die in der MUSA2010 als zum Brennstoffschaden führend modelliert sind. Dies betrifft nicht absperrbare Kühlmittelverluststörfälle in den Phasen 1A und 3B (Erfolg bei Verfügbarkeit eines Sicherheitsabblaseventils und des hydraulischen Steuerstabantriebssystems) sowie 1B und 3A (Erfolg bei Verfügbarkeit eines Stranges des Alternativen Niederdruckeinspeisesystems oder des Kernsprühsystems).

Beurteilung des ENSI

Die für die Bestimmung der Erfolgskriterien angewendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Die Analysen berücksichtigen die seit Einreichen der PSÜ 2010 neu vorliegenden Erkenntnisse zur Einspeiserate des Feuerlöschsystems aus dem Hochreservoir. Die Ergebnisse sind im Allgemeinen plausibel. Die für die Berechnungen angesetzten Anfangs- und Randbedingungen decken jedoch nicht in jedem Fall die in der jeweils betrachteten Stillstandsphase möglichen Bedingungen ab. Daher ist aus Sicht des ENSI noch nicht abschliessend geklärt, ob allein die Einspeiserate des hydraulischen Steuerstabantriebssystems im Fall eines Kühlmittelverluststörfalles (absperrbar oder nicht) in der Phase 1A ausreicht, um einen Brennstoffschaden zu vermeiden. Verbesserungspotenzial besteht daher bezüglich der Vervollständigung der anlagenspezifischen thermohydraulischen Analysen und bezüglich der Ergänzung der Dokumentation um die im Juni 2012 vorgelegten Untersuchungen.

7.5.5 Interne Ereignisse

7.5.5.1 Auslösende Ereignisse

Angaben des KKM

Identifizierung

Zur Bestimmung der zu modellierenden internen auslösenden Ereignisse werden die für den Stillstandsbetrieb relevanten Systeme betrachtet. Für jede Phase des Stillstands werden die möglichen auslösenden Ereignisse unter Betrachtung der existierenden Stillstands-Studien und der Vollast-PSA postuliert. Dabei werden die Systemanforderungen berücksichtigt. Bei der Identifizierung von Kühlmittelverluststörfällen (LOCA) wird die unterschiedliche Betriebsweise von Systemen im Stillstand berücksichtigt. Brennelement-Handhabungsstörfälle werden wegen ihres vernachlässigbaren Beitrags zur Brennstoffschadenshäufigkeit nicht im Modell berücksichtigt. Insgesamt werden 44 auslösende Ereignisse für den Stillstand definiert.

Ermittlung der Häufigkeiten

- Für interne auslösende Ereignisse, die sowohl bei Vollast wie im Stillstand auftreten können, werden die Häufigkeiten aus der Vollast-PSA übernommen und auf die Dauer der einzelnen Stillstandsphasen umgerechnet.
- Bei einzelnen auslösenden Ereignissen wie dem Verlust der externen Stromversorgung werden für die Ermittlung der Häufigkeiten zusätzliche generische Ereignisse berücksichtigt, die nur während des Stillstands auftreten können.
- Für auslösende Ereignisse, für die in der Vollast-PSA keine Häufigkeit bestimmt worden ist, werden die Häufigkeiten für die verschiedenen Stillstandsphasen mithilfe von Fehlerbaumanalysen ermittelt.
- Bei der Ermittlung der Häufigkeiten von LOCA im Stillstandbetrieb wird wie beim Vollastbetrieb die EPRI-Methodologie verwendet.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt den Umfang der für den Stillstandbetrieb berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse im Allgemeinen als angemessen. Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Bezüglich der Analyse des Brennelementlagerbeckens werden aus Sicht ENSI folgende Aspekte zu wenig detailliert betrachtet:

- Abstürze von schweren Lasten auf das Brennelementlagerbecken (ausser den seismisch induzierten) und die daraus resultierenden potenziellen Schäden am Brennstoff oder am Brennelementlagerbecken
- Entleerung oder Brüche von Leitungen, die mit dem Brennelementlagerbecken verbunden sind, welche das Wasserinventar des Brennelementbeckens erheblich verringern könnten

7.5.5.2 System- und Unfallablaufanalyse

Angaben des KKM

Die Stillstandanalyse der MUSA2010 basiert auf derselben Methode der Systemanalyse und derselben Modellierungsmethodik wie die Volllastanalyse. Sie verwendet dieselbe Computersoftware CAFTA zur Modellierung und Quantifizierung der Unfallsequenzen sowie die Funktion ACUBE zur Bestimmung der Brennstoffschadenshäufigkeit. Die Modellierung basiert auf Ereignisablaufdiagrammen für Kühlmittelverluststörfälle und für den Verlust der Nachwärmeabfuhr für die verschiedenen Stillstandphasen. Die ESD reflektieren die stillstandspezifischen Erfolgskriterien und Vorschriften.

Beurteilung des ENSI

Die Methode zur System- und Unfallablaufmodellierung der Stillstands-PSA ist dieselbe wie die für die Volllast-PSA verwendete. Die Ereignisablaufdiagramme bilden die stillstandspezifischen Randbedingungen ab und sind als Grundlage für die Modellierung der verschiedenen auslösenden Ereignisse und deren Erfolgskriterien geeignet. Es gelten bezüglich der Quantifizierung dieselben Anmerkungen zur Verwendung der Funktion ACUBE und zur Modellierung der Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen wie bei der Volllaststudie (vgl. Kapitel 7.3.4.2). Darüber hinaus wurde Verbesserungsbedarf festgestellt. Im Folgenden sind die bedeutendsten Punkte dargelegt:

- Kühlmittelverluststörfälle ausserhalb des Containments bei hohem Reaktordruck über Leitungen, die für einen geringeren Betriebsdruck ausgelegt sind (Interfacing System LOCA, ISLOCA), sind für die Phasen 1A und 3B, in denen der Reaktordruck teilweise noch hoch ist beziehungsweise unter bestimmten Umständen wieder ansteigen kann, nicht analysiert worden. Das ENSI erwartet jedoch aufgrund der kurzen relevanten Zeitspanne nur einen geringen FDF-Beitrag solcher Kühlmittelverluststörfälle.
- Im Jahr 2011 wurde untersucht, wie die Technische Spezifikation des KKM für die Betriebszustände 4 und 5 im Hinblick auf die Verfügbarkeit von Einspeisesystemen im Falle eines Kühlmittelverluststörfall und im Hinblick auf die elektrische Energieversorgung im Falle eines Erdbebens optimiert werden kann. Die Studie zeigte, dass durch eine Einschränkung der gleichzeitigen Unverfügbarkeit bestimmter Systeme oder Teilsysteme eine signifikante Risikoreduktion für den Stillstand erreicht werden kann. Die entsprechenden Ergebnisse sind in eine Änderung der Technischen Spezifikation eingeflossen. Die neuen Regelungen sind bei der Aktualisierung des Stillstands-PSA-Modell zu beachten, um das Brennstoffschadensrisiko der Anlage unter den neuen Randbedingungen realistisch abzubilden. Die derzeitige Modellierung ist konservativ.

7.5.5.3 Ergebnisse

Angaben des KKM

Die in der Stillstandsanalyse der MUSA2010 für interne auslösende Ereignisse ermittelte FDF beträgt $1,40 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Tabelle 7.5-2 zeigt die Beiträge der verschiedenen Stillstandphasen. Das Risikoprofil bezogen auf den gesamten Stillstand ist in Tabelle 7.5-3 dargestellt.

Tabelle 7.5-2: FDF für die verschiedenen Stillstandphasen (interne Ereignisse)

Stillstandsphase	Betrachtungsumfang	RDB-Deckel	Dauer [Stunden]	FDF [1/Jahr]	Anteil
1A	RDB	montiert	48	$3,16 \cdot 10^{-8}$	2,26 %
1B	RDB	demontiert	27	$2,80 \cdot 10^{-10}$	0,02 %
Total Phase 1			75	$3,19 \cdot 10^{-8}$	2,28 %
2A	RDB und BE-Lagerbecken	demontiert	29	$6,80 \cdot 10^{-8}$	4,86 %
2B	RDB und BE-Lagerbecken	demontiert	296	$9,67 \cdot 10^{-7}$	69,09 %
Total Phase 2			325	$1,04 \cdot 10^{-6}$	73,95 %
3A	RDB	demontiert	37	$1,34 \cdot 10^{-7}$	9,59 %
3B	RDB	montiert	101	$1,99 \cdot 10^{-7}$	14,18 %
Total Phase 3			138	$3,33 \cdot 10^{-7}$	23,77 %
Gesamttotal			538	$1,40 \cdot 10^{-6}$	100 %

Tabelle 7.5-3: Risikoprofil des KKM bezüglich interner Ereignisse (Stillstand)

Ereigniskategorie	Auslösendes Ereignis	FDF [1/Jahr]	Anteil
Transienten	Ausfall Hilfskühlwassersystem	$4,40 \cdot 10^{-7}$	31,76 %
	Ausfall Reaktorgebäudezwischenkühlwassersystem	$2,74 \cdot 10^{-7}$	19,78 %
	Ausfall beider Redundanzen des Stillstands- und Toruskühlsystems	$1,06 \cdot 10^{-7}$	7,68 %
	Ausfall einer Redundanz des Stillstands- und Toruskühlsystems	$2,13 \cdot 10^{-8}$	1,54 %
	sonstige Transienten	$1,41 \cdot 10^{-8}$	1,01 %
	Total		$8,55 \cdot 10^{-7}$
LOCA	nicht isolierbarer LOCA	$5,29 \cdot 10^{-7}$	38,19 %
	sonstige LOCA	$5,84 \cdot 10^{-10}$	0,04 %
	Total		$5,30 \cdot 10^{-7}$
alle internen Ereignisse	Gesamttotal	$1,39 \cdot 10^{-6}$	100,0 %

Die Phase 2B, während welcher der Reaktor ent- und beladen wird und beide Redundanzen des Stillstands- und Toruskühlsystems mit dem Brennelementlagerbecken verbunden sind, dominiert mit 69,1 % den FDF-Beitrag interner Ereignisse.

Transienten liefern in der MUSA2010 einen grösseren FDF-Beitrag interner Ereignisse als Kühlmittelverluststörfälle. Der bedeutendste Beitrag einer Gruppe auslösender Ereignisse entsteht dennoch durch nicht isolierbare Kühlmittelverluststörfälle (38,1 %). Einen weiteren Hauptbeitrag liefern Transienten, welche durch

den Ausfall des Hilfskühlwassersystems ausgelöst werden (31,7 %), gefolgt von Transienten, welche durch den Ausfall des Reaktorgebäudezwischenkühlwassersystems ausgelöst werden (19,7 %).

Die wichtigsten Unfallsequenzen (FDF-Anteil > 10 %) sind der Phase 2B zuzuordnen. Es handelt sich um folgende:

- nicht isolierbare Kühlmittelverluststörfälle mit Ausfall der Sicherheitssysteme zur Niederdruckeinspeisung
- Ausfälle des Hilfskühlwassersystems mit Ausfall des Stillstands- und Toruskühlsystems, mit Ausfall der Sicherheitssysteme zur Niederdruckeinspeisung sowie mit Versagen der Löschwassereinspeisung in das Brennelementlagerbecken

Beurteilung des ENSI

Trotz des in den vorangegangenen Kapiteln beschriebenen Verbesserungsbedarfs ist das ENSI der Auffassung, dass die für interne Ereignisse ausgewiesene FDF sowie das in der MUSA2010 ausgewiesene entsprechende Risikoprofil für die Praxis der Durchführung der Stillstände von 1999 bis 2010 repräsentativ und plausibel sind.

Wie in Kapitel 7.5.5.2 dargelegt, wurde die Technische Spezifikation des KKM für den Stillstand zwischenzeitlich geändert, um die Verfügbarkeit von Einspeisesystemen zu optimieren. Die wichtigsten Grundzüge der neuen Regelungen wurden bereits in den Stillständen von 2011 und 2012 angewendet. Die FDF für interne Ereignisse sowie das entsprechende Risikoprofil werden sich bei Berücksichtigung der neuen Praxis nach Einschätzung des ENSI deutlich ändern. Insbesondere die restriktiveren Regelungen zur Verfügbarkeit von ALPS und CS während des Stillstands werden den FDF-Beitrag interner Ereignisse sowohl für Kühlmittelverluststörfälle als auch für Transienten deutlich senken.

7.5.6 Interne systemübergreifende Ereignisse

7.5.6.1 Interner Brand

Angaben des KKM

Eine neue Brandanalyse für den Stillstand wurde im Juni 2011 eingereicht. Sie basiert bezüglich der Einteilung der Stillstandphasen, bezüglich der Erfolgskriterien sowie bezüglich der systemtechnischen Zusammenhänge auf der Analyse interner Ereignisse für den Stillstand. Die Analyseschritte orientieren sich an der Brandanalyse für Vollast:

- qualitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche

Räume ohne Komponenten oder Kabel, die im Stillstandsmodell abgebildet sind, werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Hierbei werden stillstandsspezifische Systemkonfigurationen, transiente Brandlasten, Schweiss- und Schleifarbeiten und die Deinertisierung des Drywells beachtet.

- Ermittlung von Brandeintrittshäufigkeiten

Die Brandeintrittshäufigkeiten von Komponenten sind unverändert aus der Vollaststudie übernommen, wobei die durchschnittliche Dauer von Stillständen einbezogen wird. Brandhäufigkeiten durch transiente Brandlasten sowie Schweiss- und Schleifarbeiten werden anhand einer Datenbank US-amerikanischer Betriebserfahrung ermittelt. Die einzelnen Brandereignisse werden den entsprechenden Gebäuden des KKM zugeordnet, um gebäudespezifische Brandhäufigkeiten zu erhalten, die wiederum auf die einzelnen Räume verteilt werden.

- quantitativer Auswahlprozess

Dieser Auswahlprozess erfolgt analog zu demjenigen für Volllast. Für die Berechnung der entsprechenden FDF-Beiträge werden raumspezifisch die Komponenten und Kabel, die im Rahmen der Analyse für Volllast in den einzelnen Räumen identifiziert wurden und ausserdem für den Stillstand modelliert sind (zusätzlich raumspezifisch auch Komponenten, die nur im Stillstandmodell, nicht aber im Volllastmodell enthalten sind), als ausgefallen angenommen. Die Räume, für die die Summe der FDF-Beiträge kleiner ist als 10^{-8} pro Jahr, werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Es verbleiben 35 Räume.

- Detailanalyse ausgesuchter Räume

Dieselben 15 Räume, die für Volllast detailliert analysierten worden waren, werden unter Beachtung der stillstandspezifischen Brandauswirkungen detailliert untersucht. Dafür werden die Szenarien der Volllastanalyse übernommen. Zusätzlich zu den dort ermittelten Eintrittshäufigkeiten von Brandszenarien aufgrund von Komponenten- und Kabelbränden werden die raumbezogenen Brandeintrittshäufigkeiten von transienten Brandlasten sowie von Schweiß- und Schleifarbeiten unter Beachtung raumspezifischer Gegebenheiten auf die einzelnen Brandszenarien verteilt.

- Integration der Brandauswirkungen in das PSA-Modell

Der FDF-Beitrag von Bränden wird berechnet, indem jedes Brandszenario als auslösendes Ereignis im PSA-Modell abgebildet wird, wobei das Modell um die entsprechenden brandbedingten Komponentenunverfügbarkeiten ergänzt wird.

Die durch Brand bedingte FDF wird vom KKM mit $2,36 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Stillstandphasen 2B (mit 59 %), 1A (mit 20 %) und 3B (mit 15 %). Brände im Deconticraum B tragen mit 32 %, Brände im 6-kV-Schaltanlagenraum mit 16 %, Brände im Deconticraum A mit 11 % und Brände auf der Ebene +8 m des Reaktorgebäudes mit 11 % massgeblich zur brandbedingten FDF bei.

Beurteilung des ENSI

Die grundlegend überarbeitete Brandanalyse für den Stillstand ist im Vergleich zur MUSA2005 in den analogen Punkten verbessert wie die Analyse für Volllast. Stillstandspezifische Aspekte sind in die Untersuchungen eingeflossen.

Da die Analyse für den Stillstand auf derjenigen für Volllast aufbaut, gilt der dort genannte Verbesserungsbedarf grundsätzlich auch hier.

Der vom KKM ausgewiesene FDF-Beitrag berücksichtigt folgende Änderungen noch nicht:

- den neu nachgerüsteten luftgekühlten Notstromgenerator 390
- die verschärfte Technische Spezifikation für den Stillstand, die insbesondere die Unverfügbarkeit der Notstromversorgung und der Niederdruckeinspeisesysteme aufgrund geplanter Wartungsarbeiten deutlich reduziert

Diese beiden Punkte senken tendenziell die brandbedingte FDF. Die neuen Erkenntnisse seit Einreichen der MUSA2010 beeinflussen die Ergebnisse der Brandanalyse für den Stillstand nicht signifikant, insbesondere da im Stillstand der Reaktor bereits so lange abgeschaltet ist, dass der Durchsatz des Feuerlöschsystems ausreicht, um den Reaktordruckbehälter im Fall von Ereignissen, die durch Transienten ausgelöst sind, erfolgreich zu bespeisen.

Deshalb ist aus Sicht des ENSI auch unter Berücksichtigung des identifizierten Verbesserungspotenzials klar, dass die vom KKM angegebene brandbedingte FDF von $2,36 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr konservativ ist.

7.5.6.2 Interne Überflutung

Angaben des KKM

Die im Rahmen der MUSA2010 durchgeführte Analyse interner Überflutungen für den Stillstand basiert bezüglich der Bestimmung von Überflutungsszenarien auf der Analyse interner Überflutungen der MUSA2010 für den Vollastbetrieb und bezüglich der Einteilung der Stillstandphasen auf der Analyse interner Ereignisse für den Stillstand. Die Studie überprüft,

- welche der für den Vollastbetrieb als relevant identifizierten Überflutungsszenarien für den Stillstand ebenfalls relevant sind,
- ob weitere stillstandspezifische Flutquellen zu betrachten sind,
- welche Unterschiede im Vergleich zum Vollastbetrieb bei Leckausflussraten, Zeitfenstern und Versagenswahrscheinlichkeiten für Gegenmassnahmen bestehen und
- welche stillstandspezifischen Auswirkungen eine Überflutung, der Ausfall des die Überflutung auslösenden Systems und die Absperrung des Lecks haben.

Darauf basierend wird die Stillstandphase 1B feiner unterteilt, um die Leckausflussraten bei Speisewasserleitungsbrüchen entsprechend den Förderleistungen der in den Unterphasen eingesetzten unterschiedlichen Pumpen zu differenzieren. Ausserdem werden aufgrund unterschiedlicher Auswirkungen auf die Einspeisemöglichkeit in den Reaktor durch das Feuerlöschsystem die Speisewasser-Leitungsabschnitte für Überflutungsszenarien anders zusammengefasst als in der Vollaststudie. Insgesamt werden im Reaktorgebäude für den Stillstand acht Überflutungsszenarien durch Leckagen in Hilfskühlwasserleitungen und drei durch Leckagen in Speisewasserleitungen modelliert. Leckagen im STCS-System werden im internen Modell behandelt.

Die durch interne Überflutungen bedingte FDF wird vom KKM mit $2,19 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Stillstandphasen 3B (mit 36 %), 3A (mit 30 %) und 1A (mit 13 %). Speisewasserleitungsleckagen und Hilfskühlwasserleckagen weisen mit rund 48 % und 52 % fast gleich grosse Beiträge aus.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse interner Überflutungen der MUSA2010 für Vollast ist grundsätzlich geeignet als Basis für die Analyse für den Stillstand. Die stillstandspezifischen Unterschiede sind systematisch untersucht und berücksichtigt worden. Deutliche Verbesserungen gegenüber der Vollaststudie betreffen insbesondere

- die Berücksichtigung der Unverfügbarkeit des Systems, das mit einem Leck oder Bruch die Überflutung auslöst,
- die Berücksichtigung der Unverfügbarkeit von Einspeisepfaden bei Leckagen im Speisewassersystem und
- die Überprüfung kritischer Überflutungshöhen.

Der wichtigste im Zusammenhang mit der Bewertung interner Überflutungen für den Stillstand vom ENSI identifizierte Verbesserungspunkt betrifft Leckagen des Torus sowie nicht absperrbare Leckagen von an den Torus anschliessenden Leitungen. Solche Leckagen sind neu im Modell Juni 2012 für Vollast abgebildet. Für den Stillstand sind sie jedoch noch nicht untersucht worden.

Der vom KKM ausgewiesene FDF-Beitrag berücksichtigt weder die im Anlagenstillstand 2011 nachgerüstete automatische Absperrung eines Teils des Hilfskühlwassersystems im Reaktorgebäude bei Überflutungsalarm auf der Ebene -11 m, noch die Neubestimmung der Leck Eintrittshäufigkeiten im Hilfskühlwassersystem oder die zwischenzeitlich verschärfte Technische Spezifikation für den Stillstand. Alle drei Punkte senken tendenziell die FDF. Daher ist auch unter Berücksichtigung des Verbesserungspotenzials aus Sicht des ENSI klar, dass interne Überflutungen keinen dominanten Beitrag zur Gesamt-FDF des KKM beitragen.

7.5.7 Externe Ereignisse

7.5.7.1 Erdbeben

Angaben des KKM

Eine neue Erdbebenanalyse für den Stillstand wurde im Juni 2011 eingereicht. Sie basiert bezüglich der Einteilung der Stillstandphasen, bezüglich der Erfolgskriterien sowie bezüglich der systemtechnischen Zusammenhänge auf der Analyse interner Ereignisse für den Stillstand. Die Erdbebengefährdung sowie die Einteilung der Gefährdungskurve in Intervalle, denen auslösende Ereignisse zugeordnet werden, sind der Volllaststudie für Erdbeben entnommen. Die Fragilities sind entweder ebenfalls der Volllaststudie entnommen oder mit gleicher Methodik hergeleitet. Analog wie für Volllast werden durch Erdbeben ausgelöste Unfallabläufe durch einen Ereignisbaum abgebildet, der unter anderem stillstandspezifisch den Zustand wichtiger Gebäude und Komponenten abfragt, deren Versagen direkt zu Brennstoffschaden führt.

Die durch Erdbeben bedingte FDF wird vom KKM mit $3,60 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Stillstandphasen 2B (mit 62 %) und 3B (mit 20 %). Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,15 bis 0,7 g tragen etwa 88 % zur seismisch bedingten FDF bei. Auf Ebene der Basisereignisse liefern

- seismisch bedingtes Versagen von Systemen, die im Rahmen von Accident-Management-Massnahmen genutzt werden können, und
- seismisch oder durch Wartung bedingte Einschränkungen der Stromversorgung

die grössten Beiträge.

Die Analyse enthält mehrere Sensitivitätsstudien. Eine davon untersucht die Auswirkungen einer vollständigen Verstopfung aller Kühlwasserfassungen des KKM bei Bruch der Wohlensee-Stauanlage. Sie zeigt, dass eine als sicher angenommene Verstopfung zu einer Erhöhung der erdbebenbedingten FDF um 3 % führen würde. Eine weitere Sensitivitätsstudie kommt zum Ergebnis, dass ein neuer luftgekühlter Notstromgenerator (als Notstromgenerator 390 im Jahr 2012 nachgerüstet) mit 17 % die erdbebenbedingte FDF wesentlich stärker senken würde, als die Verstopfungsproblematik sie maximal erhöht.

Beurteilung des ENSI

Die grundlegend überarbeitete Erdbebenanalyse für den Stillstand ist im Vergleich zur MUSA2005 in den der Analyse für Volllast analogen Punkten verbessert worden. Bedingt durch die damit verbundene Ähnlichkeit der beiden Studien gelten die Beurteilung des ENSI zur Volllaststudie und die daraus abgeleiteten Verbesserungsmöglichkeiten auch für die Stillstandsstudie. In Bezug auf die Stillstandsstudie ist insbesondere die Ergänzung durch Sensitivitätsanalysen positiv hervorzuheben.

Die nur geringfügige Erhöhung der erdbebenbedingten FDF bei einer vollständigen Verstopfung aller Kühlwasserfassungen aufgrund des Versagens der Wohlensee-Stauanlage ist plausibel, da die hohe Unverfügbarkeit der Stromversorgung die FDF im Erdbebenfall dominiert. Aus diesem Grunde ist auch die Senkung der erdbebenbedingten FDF durch die Nachrüstung des neuen luftgekühlten Notstromgenerators 390 plausibel.

Das Modell berücksichtigt nicht die zwischenzeitlich verschärfte Technische Spezifikation für den Stillstand, die insbesondere die Unverfügbarkeit der Notstromversorgung aufgrund geplanter Wartungsarbeiten deutlich reduziert. Hierdurch wird die FDF gesenkt. Daher ist aus Sicht des ENSI klar, dass die vom KKM angegebene erdbebenbedingte FDF von $3,60 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr konservativ ist.

7.5.7.2 Extreme Winde und Tornados

Angaben des KKM

Das im Kapitel 7.3.6.3 beschriebene Verfahren zur Bestimmung der Extremwind- und Tornado-Gefährdungen sowie zur Ermittlung der Gebäude-Fragilities wird auch für den Stillstandsbetrieb angewendet. Die spezifischen Anlagenkonfigurationen für den Stillstandsbetrieb sind bei der Modellierung berücksichtigt. Bezogen auf die Extremwind- und Tornadogefährdungen wurden für den Stillstandsbetrieb insbesondere das höhere Potenzial an Windgeschossen, das offene Containment und die offenen Türen in der Analyse berücksichtigt.

Die im Kapitel 7.3.6.3 für Volllast definierten auslösenden Ereignisse gelten auch für den Stillstandsbetrieb. Die durch extreme Winde und Tornados bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit beträgt $7,30 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr. Den Hauptbeitrag liefern Szenarien mit dem Verlust der externen Stromversorgung und Versagen des Betriebsgebäudes infolge eines extremen Windes oder eines Tornados. Zusätzlich werden die Beiträge für die einzelnen Stillstandsphasen ausgewiesen. Der grösste Beitrag (59,3 %) stammt aus der Stillstandsphase 3B.

Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung des ENSI im Kapitel 7.3.6.3 gilt im Allgemeinen auch für den Stillstandsbetrieb. Aus der Überprüfung der Analyse zu extremen Winden und Tornados für den Stillstand ergibt sich namentlich der folgende marginale Verbesserungspunkt: Wie für den Volllastbetrieb wurden keine getrennten auslösenden Ereignisse für extreme Winde und für Tornados definiert. Daher werden in der Studie die Beiträge zur Brennstoffschadenshäufigkeit von extremen Winden und Tornados nicht separat ausgewiesen.

7.5.7.3 Externe Überflutung

Angaben des KKM

Die durch externe Überflutung bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wurde mit dem Stillstandsmodell der MUSA2010 bestimmt, indem drei der vier für die Volllaststudie modellierten überflutungsbezogenen auslösenden Ereignisse für Stillstandsbedingungen quantifiziert wurden. Das vierte auslösende Ereignis der Volllaststudie, die administrative Abschaltung der Anlage bei Wasserständen, die höchstens das Niveau des Anlagengeländes erreichen, entfällt für den Stillstand. Damit entsprechen die überflutungsspezifischen Annahmen der Stillstandsstudie jenen der Volllaststudie. Die durch externe Überflutungen bedingte FDF wird vom KKM mit $5,36 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind Hochwasser mit einer Überflutungshöhe zwischen 4 m und 6 m (58 %), gefolgt von solchen mit Überflutungshöhen vom mehr als 6 m (22 %).

Beurteilung des ENSI

Aufgrund der weitgehenden Übereinstimmung der beiden Studien gilt die gesamthafte Beurteilung der Volllaststudie auch für die Stillstandsstudie. Das bedeutet, dass der dort identifizierte Verbesserungsbedarf grundsätzlich auch für den Stillstand zutrifft. Im Gegensatz zum Volllastbetrieb ist der Einfluss der neuen Erkenntnisse sowie der bereits getätigten Nachrüstungen (vgl. Kapitel 7.2) noch nicht für den Stillstand quantifiziert worden.

Die Verstopfungsproblematik steigert trotz der neu installierten Ansaugstutzen für die SUSAN-Kühlwasserfassung tendenziell den FDF-Beitrag externer Überflutungen. Demgegenüber wirken die Nachrüstung des Notstromgenerators 390 und die Verschärfung der Technischen Spezifikation für den Stillstand Risiko senkend (vgl. hierzu Kapitel 7.5.5.2). Daher ist aus Sicht des ENSI klar, dass auch unter Berücksichtigung der vorliegenden Erkenntnisse externe Überflutungen keinen dominanten Beitrag zur Gesamt-FDF des KKM beitragen. Der FDF-Beitrag des erdbebenbedingten Versagens der Wohlensee-Stauanlage ist in dieser Bewertung nicht eingeschlossen, sondern wird in Kapitel 7.5.7.1 bei der Bewertung der erdbebenbedingten FDF behandelt.

7.5.7.4 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Angaben des KKM

Es werden dieselben Methoden und Daten wie in der Analyse für den Vollastbetrieb (vgl. Kapitel 7.3.6.5) verwendet. Der im Stillstands-PSA-Modell ermittelte Beitrag von Flugzeugabstürzen zur FDF beträgt $2,72 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung im Kapitel 7.3.6.5 ist auch hier zutreffend. Trotz der dort aufgeführten Punkte mit Verbesserungspotenzial erwartet das ENSI einen geringen Beitrag von Flugzeugabstürzen zur FDF.

7.5.8 Ergebnisse der Stufe-1-Stillstands-PSA

Angaben des KKM

Eine neue Unsicherheits- und Importanzanalyse für den Stillstand, welche die im Juni 2011 eingereichten Brand- und Erdbeben-Analysen berücksichtigt, wurde im Oktober 2011 eingereicht. Sie weist eine mittlere Brennstoffschadenshäufigkeit (fuel damage frequency, FDF) von $6,64 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr für den Betriebszustand Stillstand aus. Tabelle 7.5-4 zeigt die Beiträge der verschiedenen Stillstandsphasen. Das Risikoprofil bezogen auf den gesamten Stillstand ist in Tabelle 7.5-5 dargestellt.

Tabelle 7.5-4: FDF-Beiträge der verschiedenen Stillstandsphasen

Stillstandsphase	Dauer		FDF	
	[Stunden]	Anteil	[1/Jahr]	Anteil
1A	48	8,9 %	$8,17 \cdot 10^{-7}$	12,3 %
1B	27	5,0 %	$7,04 \cdot 10^{-8}$	1,06 %
Total Phase 1	75	13,9 %	$8,87 \cdot 10^{-7}$	13,36 %
2A	29	5,4 %	$2,97 \cdot 10^{-7}$	4,48 %
2B	296	55,0 %	$3,66 \cdot 10^{-6}$	55,16 %
Total Phase 2	325	60,4 %	$3,96 \cdot 10^{-6}$	59,64 %
3A	37	6,9 %	$2,21 \cdot 10^{-7}$	3,33 %
3B	101	18,8 %	$1,57 \cdot 10^{-6}$	23,66 %
Total Phase 3	138	25,7 %	$1,79 \cdot 10^{-6}$	26,99 %
Gesamte FDF	538	100 %	$6,64 \cdot 10^{-6}$	100 %

Tabelle 7.5-5: Risikoprofil des KKM (Stillstand)

	Ereigniskategorie	FDF [1/Jahr]	Anteil
interne Ereignisse	Transienten	$5,34 \cdot 10^{-7}$	8,05 %
	LOCA	$1,90 \cdot 10^{-7}$	2,86 %
	Total	$7,24 \cdot 10^{-7}$	10,91 %
interne systemübergreifende Ereignisse	Brände	$2,10 \cdot 10^{-6}$	31,64 %
	Interne Überflutungen	$1,81 \cdot 10^{-7}$	2,73 %
	Total	$2,28 \cdot 10^{-6}$	34,37 %
externe Ereignisse	Erdbeben	$3,60 \cdot 10^{-6}$	54,22 %
	Externe Überflutungen	$2,78 \cdot 10^{-8}$	0,42 %
	Extreme Winde und Tornados	$3,81 \cdot 10^{-9}$	0,06 %

	Flugzeugabsturz	$1,81 \cdot 10^{-9}$	0,03 %
	Total	$3,63 \cdot 10^{-6}$	54,73 %
alle auslösenden Ereignisse	Gesamttotal	$6,64 \cdot 10^{-6}$	100 %

Die grössten FDF-Beiträge liefern die Stillstandsphasen 2B und 3B, die auch die längsten Phasen des Stillstands darstellen. Erdbeben und Brände dominieren das Risiko des KKM im Stillstand. Seismisch bedingte Ausfälle weisen die bedeutendsten FDF-Beiträge auf. Das Modell enthält zwei Operateurhandlungen (zur Initiierung einer alternativen Kühlung von Transformatoren beziehungsweise einer alternativen Wassereinspeisung in den RDB), deren Versagen mindestens 5 % zur FDF beiträgt.

Wiederkehrende Prüfungen und geplante Wartungsarbeiten führen zu Systemunverfügbarkeiten. Entsprechende Beiträge von mindestens 5 % zur FDF liefern durch Wartung bedingte Einschränkungen der Stromversorgung sowie gleichzeitige Arbeiten am Kernsprühsystem und am Alternativen Niederdruckeinspeisesystem.

Beurteilung des ENSI

Die Dokumentation der Stillstand-PSA ist umfangreich und generell gut nachvollziehbar. Das Stillstandmodell der MUSA2010 umfasst unter Berücksichtigung der im Juni 2011 eingereichten Analysen zu Brand und Erdbeben alle wesentlichen Störfälle. Das Modell ist detailliert, berücksichtigt aber, wie in den vorhergehenden Kapiteln dargelegt, noch nicht die neuen Erkenntnisse nach Einreichen der MUSA2010 sowie die zwischenzeitlich durchgeführte Nachrüstungen oder die im Jahr 2012 erfolgte Verschärfung der Technischen Spezifikation für den Stillstand. Entsprechendes Verbesserungspotenzial ist in den vorhergehenden Kapiteln beschrieben.

Aufgrund des identifizierten Verbesserungspotenzials ist der vom KKM angegebene FDF-Wert nicht ohne Weiteres auf die aktuelle Situation der Anlage übertragbar. Die Auswirkungen der wichtigsten bisher im Stillstandmodell nicht erfassten Erkenntnisse und Nachrüstungen werden vom ENSI folgendermassen eingeschätzt:

- Verstopfungsproblematik der SUSAN-Kühlwasserfassung:
 - Die Umsetzung der neuen Erkenntnisse zum Verstopfungsrisiko des SUSAN-Kühlwasser-Einlaufbauwerks bei extremen Hochwassern sowie bei erdbebenbedingtem Versagen der Wohlensee-Stauanlage im PSA-Modell wird zu einer höheren FDF führen.
 - Die Nachrüstung des SUSAN-Kühlwassereinlaufbauwerks gegen eine solche Verstopfung verbessert die Situation des KKM in dieser Hinsicht.
- Die Nachrüstung des luftgekühlten Notstromgenerators 390, der unter anderem eine Redundanz des Alternativen Niederdruckeinspeisesystems versorgen kann, verringert die Abhängigkeit der Notstromversorgung des KKM von der Kühlwasserversorgung aus der Aare und senkt damit das Risiko.

Sensitivitätsstudien des KKM zur erdbebenbedingten FDF zeigen, dass der risikomindernde Effekt der Nachrüstung des Notstromgenerators 390 den risikoerhöhenden Effekt des Verstopfungsrisikos für Stillstand deutlich überkompensiert.
- Das KKM hat die Regelungen der Technischen Spezifikation für den Stillstand bezüglich der Verfügbarkeit von Einspeisesystemen und bezüglich der Stromversorgung verschärft. Die vom KKM ausgewiesenen FDF-Beiträge von geplanten Unverfügbarkeiten aufgrund Wartung zeigen, dass dies die FDF des KKM signifikant senken wird.

Diese Punkte haben einen deutlichen, in der Summe günstigen Einfluss auf die FDF. Die entsprechende Überarbeitung des Stillstandmodells ist bereits in den vorhergehenden Kapiteln angesprochen. Insbesondere aufgrund der Verschärfung der Regelungen der Technischen Spezifikation ist aus Sicht des ENSI klar, dass unter Berücksichtigung des aktuellen Anlagenzustands die FDF unterhalb des von KKM angegebenen

Wertes von $6,64 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr liegt. Damit erfüllt er das Kriterium der Richtlinie ENSI-A06 (FDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr).

Verbesserungspotenzial sieht das ENSI hinsichtlich der Auswertung des Stillstandmodells: Einzelne Anwendungen gemäss den Richtlinien ENSI-A05 und ENSI-A06 sind noch ausstehend. Dies betrifft insbesondere die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse für alle Ereigniskategorien sowie die Bewertung der wichtigsten Anlageänderungen bezüglich Gesamt-FDF.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Stillstands-Stufe-1-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

Forderung 7.5-1

Bis zum 31. Dezember 2016 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Stillstands 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.

7.6 Stufe-2-PSA für den Stillstand

Die Kernenergieverordnung (KEV) verlangt eine Stufe-2-PSA für den Anlagenstillstand. International gesehen werden nur wenige umfassende Stufe-2-PSA für den Anlagenstillstand durchgeführt. Im Rahmen der MUSA2010 wurde eine vorläufige, vereinfachte Stufe-2-PSA für interne Ereignisse eingereicht. Als Basis dafür dienten unter anderem die für die Erstellung der Stillstands-SAMG durchgeführten MELCOR-Analysen. Ende April 2012 hat das KKM eine verfeinerte Stillstands-Stufe-2-PSA eingereicht. Die nachfolgende Stellungnahme bezieht sich auf diese nachgereichte Studie.

7.6.1 Kernschadenzustände der Anlage

Angaben des KKM

Für die Gruppierung der aus der Stufe-1-PSA resultierenden Unfallsequenzen in Kernschadenzustände definiert das KKM Sequenzkategorien, welche eine Basisinformation über das auslösende Ereignis sowie grundlegende Randbedingungen (Kühlmittelverlust oder Verlust der Nachwärmeabfuhr) beinhalten. Als weitere Merkmale zur Gruppierung werden die Stillstandsphase und der Druck im Reaktorkühlsystem verwendet. Zusätzlich wird für jeden Kernschadenzustand die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme angegeben.

Wie bei der Stufe-2-PSA für Vollast werden mittels ACUBE die Cutsets für jeden Kernschadenzustand separat weiter verarbeitet. Aus numerischen Gründen steigt dabei die gesamthaft für die Stufe-2-PSA ausgewiesene FDF auf $8,18 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr an (Stufe-1-PSA: $6,64 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr). Anschliessend werden mittels des Codes UNCERT die Unsicherheitsverteilungen der häufigsten PDS berechnet, welche zusammen mehr als 99 % zur gesamten FDF beitragen. Die so berechneten Unsicherheitsverteilungen der PDS werden dann im Unfallablaufbaum der Stufe-2-PSA verwendet. Bei sämtlichen dieser PDS ist der Druck im RDB tief. In den Phasen 1A, 1B, 2A, 2B und 3A ist die Personenschleuse zwischen Reaktorgebäude und Drywell offen. In den Phasen 1B, 2A, 2B und 3A sind zusätzlich auch der RDB-Deckel und der Containment-Deckel offen. In Phase 3B ist das Containment isoliert aber noch nicht inertisiert.

Beurteilung des ENSI

Alle PDS, bei denen der RDB unter hohem Druck steht, werden nicht explizit weiter betrachtet. Da der Anteil aller Hochdruckzustände an der Gesamthäufigkeit der PDS nur ca. 0,01 % beträgt, ist dies akzeptabel. Charakteristisch für den Stillstand bei KKM ist, dass das Containment in den meisten Phasen offen ist, weshalb fast ausschliesslich das Reaktorgebäude Schutz gegen eine Freisetzung bietet.

Das ENSI hat folgenden Verbesserungsbedarf identifiziert:

- Bei der Zuordnung einzelner Sequenzen zu PDS gibt es Unklarheiten.
- Die mittels UNCERT berechneten Mittelwerte weisen für einzelne PDS deutliche Unterschiede zu den Werten von ACUBE auf und sind nicht komplett nachvollziehbar. Die Resultate von UNCERT sind vom KKM zu überprüfen. Die Belastbarkeit der Stillstands-Stufe-2-PSA wird durch diese Differenzen nicht infrage gestellt.

7.6.2 Tragfähigkeit und Beanspruchung des Reaktorgebäudes

Angaben des KKM

Für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebes werden folgende Phänomene behandelt:

- Druckaufbau durch nicht-kondensierbare Gase
Ein langsamer Druckaufbau durch Verdampfung von Wasser und Freisetzung nicht-kondensierbarer Gase (z. B. durch die Schmelze-Beton-Wechselwirkung) bei offenem Containment ist keine relevante Gefährdung für das Reaktorgebäude, da ein derartig entstehender Überdruck passiv in den äusseren Torus entlastet würde.
- Wasserstoffverbrennungen
Wasserstoffverbrennungen sind der dominante Mechanismus, der zu Drücken oberhalb der Tragfähigkeit des Reaktorgebäudes führen kann. In Phase 3B ist das Containment isoliert aber noch nicht inertisiert, weshalb es mit hoher Wahrscheinlichkeit bei einer Wasserstoffexplosion versagen würde. Das Containment wird deshalb in der Stufe-2-Stillstand-PSA konservativ als offen betrachtet.

Die Tragfähigkeit des Reaktorgebäudes wird auf 2 bar (1 bar Überdruck) abgeschätzt, mit einer Standardabweichung von 0,2 bar. Diese Abschätzung basiert auf Angaben in der Analyse der Tragfähigkeiten des KKM-Reaktorgebäudes von 1990 sowie neueren Experimenten der Sandia National Laboratories.

Beurteilung des ENSI

Die im Stillstand relevanten Beanspruchungen des Reaktorgebäudes werden berücksichtigt. Wie bereits in der Beurteilung der Volllast-Stufe-2-PSA beschrieben, fordert das ENSI eine Überarbeitung der Tragfähigkeitsanalyse des Reaktorgebäudes. Das KKM hat mit den entsprechenden Arbeiten begonnen.

7.6.3 Unfallablaufanalyse

Angaben des KKM

Zur Analyse des Unfallverlaufs ab Brennstoffschaden und zur Bestimmung des am Ende des Unfalls vorliegenden Zustands des Reaktorgebäudes wird ein Ereignisbaum für den Unfallablauf (Accident Progression Event Tree, APET) mit fünf Abfragen verwendet. Da dieser APET ungleich einfacher ist als derjenige der Volllast-PSA, wird hierfür ein Tabellenkalkulationsprogramm verwendet.

In der Stufe-2-PSA zur Bewertung des Stillstands werden durch AM-Vorschriften angeleitete Operatorhandlungen zur Vermeidung von Brennstoffschäden im Reaktordruckbehälter oder Brennelementbecken berücksichtigt, die in der Stufe-1-PSA noch nicht modelliert sind. Insgesamt werden drei Handlungen mit zum Teil sehr grossen Zeitfenstern (14, 17 und 168 Stunden) zur Durchführung der Handlung berücksichtigt. Zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeit wird die in Kapitel 7.3.2 beschriebene Methode für Handlungen der Kategorie C verwendet. Fehler bei der Handlungsausführung werden vernachlässigt, weil sehr viel Zeit zur Verfügung steht, mehrere Optionen verfügbar sind und die Handlungsausführung einzigartig ist.

Anschliessend wird abgefragt, ob mittels Einspeisung aus dem DSFS eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung vermieden werden kann. Obwohl mehr Zeit für eine rechtzeitige Aktivierung des DSFS zur Verfügung steht, werden die gleichen Versagenswahrscheinlichkeiten wie in der Volllast-PSA verwendet.

Die Konsequenzen von Wasserstoffverbrennungen werden abgebildet, indem zuerst abgefragt wird, ob eine frühe Verbrennung bei geringen Konzentrationen auftritt. Wenn dies zutrifft, wird geprüft, ob die aus dieser Verbrennung resultierende Belastung grösser als die Tragfähigkeit des Reaktorgebäudes ist. Falls es nicht zu einer frühen Verbrennung kommt, wird abgefragt, ob eine Wasserstoffdetonation auftritt, welche direkt zu einem Versagen des Reaktorgebäudes führt. Wenn keine Wasserstoffdetonation auftritt, wird abgefragt, ob die aus einer späten Wasserstoffverbrennung resultierende Belastung zum Versagen des Reaktorgebäudes führt.

Die deterministischen Berechnungen zum Verlauf schwerer Unfälle wurden mit dem Computerprogramm MELCOR durchgeführt. Dazu wurde ein spezielles Modell für das Brennelementbecken entwickelt. Da MELCOR nicht in der Lage ist, den Verlauf von Unfällen mit Kernmaterial in zwei Bereichen (Lagerbecken und RDB) in einem Rechenlauf direkt zu berechnen, mussten jeweils Berechnungen zum Unfallverlauf im Lagerbecken mit Berechnungen zum Unfallverlauf im RDB kombiniert werden.

Beurteilung des ENSI

Die Verwendung eines Tabellenkalkulationsprogramms zur Analyse des Unfallverlaufes ist zweckmässig. Im Unfallablaufbaum werden die für den Stillstand relevanten Phänomene abgefragt. Bei der Bewertung der Gefährdung durch Wasserstoffverbrennungen werden die verschiedenen Phänomene separat analysiert. Viele üblicherweise im APET enthaltene Abfragen (z. B. Drücke, Temperaturen und Versagenszeitpunkte) werden in der Stillstands-Stufe-2-PSA implizit in den umfangreichen MELCOR-Analysen berücksichtigt. Die MELCOR Analysen bilden zusammen mit dem APET eine weitgehend angemessene Darstellung der Unfallabläufe im Stillstand.

Durch die Berücksichtigung der zusätzlich modellierten Operateurhandlungen zur Vermeidung eines Brennstoffschadens reduziert sich die FDF von $8,2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr auf $2,1 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Diese zusätzlich modellierten Handlungen haben eine zentrale Bedeutung für die Resultate der Stufe-2-PSA.

Die vom KKM verwendete Methodik zur Kombination der mit MELCOR berechneten Unfallverläufe im Brennelementlagerbecken (BEB) und RDB erachtet das ENSI als geeignet.

Folgenden Verbesserungsbedarf hat das ENSI identifiziert:

- In der Phase 3B ist das Containment geschlossen aber noch nicht inertisiert. Sollte es in dieser Phase zu einer Wasserstoffdetonation innerhalb des Containments kommen, könnten allenfalls Trümmerstücke das Reaktorgebäude beschädigen. Dadurch könnte es schneller zu einer grösseren Freisetzung kommen.
- Das Stufe-1-PSA-Modell umfasst bereits in Accident-Management-Vorschriften angeleitete Operateurhandlungen zur Vermeidung von Brennstoffschäden, z. B. durch Einspeisen mit Feuerlöschwasser nach Ausfall der Abfahrkühlung in der Stillstandsphase 1B. In der Dokumentation zu den zusätzlich modellierten Operateurhandlungen fehlt eine explizite Beschreibung des Unterschieds zu den bereits im Stufe-1-PSA-Modell berücksichtigten Handlungen.
- Die HRA zu den zusätzlich modellierten Operateurhandlungen umfasst unplausible Annahmen mit optimistischer Tendenz beziehungsweise Dokumentationsdefizite bezüglich Anleitung durch Vorschriften, Korrekturmöglichkeiten, konkurrierende Handlungsanforderungen, Zeitfenster und Fehlermöglichkeiten bei der Handlungsausführung. Beispielsweise wird die Handlungsausführung als garantiert erfolgreich angenommen.
- Die zusätzlich modellierten Operateurhandlungen werden auch für einen PDS kreditiert, welcher seismisch verursachte Kühlmittelverluste mit Verlust der Niederdruckeinspeisung beschreibt. Aus Sicht des ENSI sind damit die bei der Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten dieser Operateurhandlung zugrunde gelegten Randbedingungen verletzt. Gemäss Richtlinie ENSI-A05 sind für Erdbebenstörfälle besondere Randbedingungen (z. B. erhöhter Stress und Konfusion) in der HRA zu berücksichtigen.

- Zur Zuverlässigkeit der Inbetriebnahme von DSFS gilt die Beurteilung in Kapitel 7.4.4.

7.6.4 Quelltermanalyse

Angaben des KKM

Im Lagerbecken lagern neben den frisch ausgeladenen Brennelementen solche, die teilweise schon mehrere Jahre abkühlen. Um die Quelltermberechnungen zu vereinfachen wird angenommen, dass ausser den frisch ausgeladenen Brennelementen alle anderen Brennelemente erst seit einem Jahr abkühlen.

Jeder Sequenz des APET wird der Quellterm einer spezifischen MELCOR Berechnung zugeordnet. Bei jeder Sequenz wird anhand der MELCOR Berechnungen analysiert, ob das Kriterium für eine grosse frühe Freisetzung erreicht wird. Hierfür wird dieselbe Definition verwendet wie in der Stufe-2-PSA für Vollast. In Anlehnung an die Stufe-2-PSA für Vollast, werden die Freisetzungskategorien basierend auf der freigesetzten Menge Cäsium-137 definiert (vgl. Tabelle 7.6-1).

Tabelle 7.6-1: Einteilung der Freisetzungskategorien nach der freigesetzten Aktivität

Freisetzungskategorie	Cäsium-137-Aktivität
RC-1	$A \geq 2,0 \cdot 10^{14} \text{ Bq}$
RC-2	$2,0 \cdot 10^{14} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{13} \text{ Bq}$
RC-3	$1,0 \cdot 10^{13} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{12} \text{ Bq}$
RC-4	$1,0 \cdot 10^{12} \text{ Bq} > A \geq 1,0 \cdot 10^{11} \text{ Bq}$

Da einige Unfallverläufe sehr langsam sind, wird eine weitere Kategorisierung durchgeführt. Diese charakterisiert die Zeitspanne zwischen dem auslösenden Ereignis und dem Beginn des Brennstoffschadens und wird in der Tabelle 7.6-2 dargestellt.

Tabelle 7.6-2: Einteilung der Freisetzungskategorien anhand der Zeitspanne zwischen auslösendem Ereignis und Brennstoffschaden

Freisetzungskategorie	Zeitspanne
A	< 1 Tag
B	1 – 3 Tage
C	3 – 7 Tage
D	> 7 Tage

Aus diesen zwei Definitionen ergeben sich insgesamt 4 Kombinationen mit einer Häufigkeit grösser als Null, welche in der Tabelle 7.6-3 dargestellt werden. Basierend auf den die einzelnen Freisetzungskategorien dominierenden Unfallsequenzen werden charakteristische Quellterme für die einzelnen Freisetzungskategorien bestimmt.

Tabelle 7.6-3: Kombinationen von Freisetzungskategorien und deren Häufigkeiten [1/Jahr]

Cs-137-Aktivität		Zeitspanne zwischen auslösendem Ereignis und Brennstoffschaden				Total	Anteil
		A	B	C	D		
		< 1 Tag	1 – 3 Tage	3 – 7 Tage	> 7 Tage		
RC-1	$A > 2,0 \cdot 10^{14}$	$6,15 \cdot 10^{-7}$	$1,44 \cdot 10^{-6}$	0	$2,47 \cdot 10^{-8}$	$2,08 \cdot 10^{-6}$	97,4 %
RC-2	$2,0 \cdot 10^{14} \text{ Bq} > A > 1,0 \cdot 10^{13} \text{ Bq}$	0	$5,58 \cdot 10^{-8}$	0	0	$5,58 \cdot 10^{-8}$	2,6 %
RC-3	$1,0 \cdot 10^{13} \text{ Bq} > A > 1,0 \cdot 10^{12} \text{ Bq}$	0	0	0	0	0	0,0 %
RC-4	$1,0 \cdot 10^{12} \text{ Bq} > A > 1,0 \cdot 10^{11} \text{ Bq}$	0	0	0	0	0	0,0 %
Total		$6,15 \cdot 10^{-7}$	$1,49 \cdot 10^{-6}$	0	$2,47 \cdot 10^{-8}$	$2,13 \cdot 10^{-6}$	100 %
Anteil		28,8 %	70,0 %	0,0 %	1,2 %	100 %	

Es wird postuliert, dass bei Brennstofftemperaturen von etwa 1 900 °C die Flüchtigkeit von Ruthenium bei einer Oxidation an der Luft und in Abwesenheit von Wasserstoff stark zunimmt. Dadurch würde die Freisetzung von Ruthenium signifikant zunehmen. Das KKM schliesst eine erhöhte Rutheniumoxidation bei den allermeisten PDS aus drei Gründen aus:

- Die in der Stillstands-Stufe-2-PSA ermittelten Zeitverläufe der einzelnen Unfallszenarien im Brennelementlagerbecken erreichen nicht so hohe Brennstofftemperaturen.
- Durch die Verdampfung des Wassers und nachfolgende Zirkonium-Wasserdampf-Reaktion wird viel Wasserstoff produziert.
- Die Brennelemente im BEB werden in der späten Phase der Unfallabläufe (nach Verlust/Verdampfen allen Wassers) durch die einströmende Luft gekühlt.

Um die möglichen Auswirkungen einer erhöhten Rutheniumoxidation abzuschätzen, wird eine Sensitivitätsanalyse für einen PDS durchgeführt. Darin werden, basierend auf Empfehlungen der MELCOR-Code-Entwickler, Anpassungen an dem in MELCOR verwendeten Modell für die Freisetzung von Spaltprodukten gemacht. Dadurch erhöht sich die total freigesetzte Aktivität für diesen PDS um 27 % und der Anteil von Ruthenium an der total freigesetzten Aktivität steigt von 1,3 % auf 22 %. Dies zeigt die potenziell bedeutenden Auswirkungen der Rutheniumoxidation auf diesen PDS. Die erhöhte Freisetzung von Ruthenium wirkt sich allerdings nicht auf die LERF aus.

Beurteilung des ENSI

Die Ermittlung der Quellterme basiert auf gut dokumentierten MELCOR-Berechnungen. Die Aussagen des KKM betreffend Rutheniumoxidation sind, basierend auf den entsprechenden MELCOR Rechnungen, sinnvoll. Allerdings gibt es noch Vorbehalte zu den MELCOR-Berechnungen, beispielsweise zur Modellierung des Kernmaterials und den resultierenden Freisetzungen.

7.6.5 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für den Stillstand

Die Tabelle 7.6-4 zeigt die Mittelwerte und verschiedenen Perzentile der LERF.

Tabelle 7.6-4: Mittelwerte und Perzentile von LERF

	Mittelwert [1/a]	5 %-Perzentil [1/Jahr]	50 %-Perzentil [1/Jahr]	95 %-Perzentil [1/Jahr]
LERF	$1,16 \cdot 10^{-7}$	$3,53 \cdot 10^{-8}$	$7,47 \cdot 10^{-8}$	$3,16 \cdot 10^{-7}$

Die LERF beträgt $1,16 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr und wird dominiert durch Unfallabläufe, bei denen die Zeitspanne zwischen auslösendem Ereignis und Brennstoffschaden weniger als 1 Tag beträgt.

Aus Tabelle 7.6-5 geht hervor, dass Erdbeben die LERF dominieren. Weitere relevante Beiträge liefern LO-CAs und, in geringerer Masse, externe Überflutungen.

Die LERF ist rund 18-mal kleiner als die FDF. Keine einzelne Phase dominiert die LERF.

Tabelle 7.6-6 zeigt die LERF der verschiedenen Phasen.

Tabelle 7.6-5: LERF-Beiträge der auslösenden Ereignisse

	Ereigniskategorie	LERF (Mittelwert)	
		[1/Jahr]	Anteil
interne Ereignisse	Transienten	$1,73 \cdot 10^{-10}$	0,1 %
	LOCA	$2,69 \cdot 10^{-8}$	23,1 %
	Total	$2,71 \cdot 10^{-8}$	23,3 %
interne systemübergreifende Ereignisse	Brand	$4,00 \cdot 10^{-10}$	0,3 %
	Interne Überflutung	~ 0	~ 0
	Total	$4,00 \cdot 10^{-10}$	0,3 %
externe Ereignisse	Erdbeben	$8,26 \cdot 10^{-8}$	71,0 %
	Extreme Winde und Tornados	$8,30 \cdot 10^{-10}$	0,7 %
	Externe Überflutung	$5,04 \cdot 10^{-9}$	4,3 %
	Flugzeugabsturz	$4,60 \cdot 10^{-10}$	0,4 %
	Total	$8,89 \cdot 10^{-8}$	76,4 %
alle auslösenden Ereignisse	Gesamttotal	$1,16 \cdot 10^{-7}$	100,0 %

Tabelle 7.6-6: LERF der verschiedenen Phasen

Phase	Dauer		LERF	
	[Stunden]	Anteil	[1/Jahr]	Anteil
1A	49	9,1 %	$1,36 \cdot 10^{-8}$	11,7 %
1B	27	5,0 %	$6,75 \cdot 10^{-9}$	5,8 %
2A	28	5,2 %	$1,96 \cdot 10^{-8}$	16,8 %
2B	297	55,1 %	$2,82 \cdot 10^{-8}$	24,2 %
3A	37	6,9 %	$1,92 \cdot 10^{-8}$	16,5 %
3B	101	18,7 %	$2,92 \cdot 10^{-8}$	25,0 %
Total	539	100 %	$1,16 \cdot 10^{-7}$	100,0 %

Sensitivitätsanalysen

Der gegenwärtig für die Stillstands-PSA verwendete Ansatz beinhaltet eine einfache, regelbasierte Schnittstelle zwischen der Stufe-1- und der Stufe-2-PSA. Anstelle von Importanzanalysen werden verschiedene Sensitivitätsstudien durchgeführt. Zusätzlich werden die Auswirkungen von einzelnen Anlageänderungen analysiert. Die Tabelle 7.6-7 zeigt die Resultate dieser Studien, dargestellt im Verhältnis zu den Werten der Basisanalyse. Zahlen grösser eins bedeuten einen Anstieg der Häufigkeit respektive des Risikos.

Tabelle 7.6-7: Resultate der Sensitivitätsanalysen und untersuchten Anlageänderungen

	LERF-Perzentile		
	5 %	50 %	95 %
geringerer Reaktorgebäude-Versagensüberdruck	1,43	1,47	1,34
höherer Reaktorgebäude-Versagensüberdruck	0,83	0,83	0,87
kein Reaktorgebäude-Versagen durch Detonation	0,97	0,96	0,95
DSFS versagt	0,98	0,99	0,97
Berücksichtigung der zusätzlich modellierten Operateurhandlungen zur Vermeidung eines Brennstoffschadens	3,48	4,49	4,03
Zünder im Reaktorgebäude	1,09	1,04	0,97

Die Sensitivitätsanalysen zeigen folgendes Bild:

- Erwartungsgemäss führt ein geringerer Versagensdruck des Reaktorgebäudes zu einer höheren LERF, da das Reaktorgebäude dann mit einer höheren Wahrscheinlichkeit schon früher nach Beginn der Wasserstoffproduktion versagt. Bei einem höheren Versagensdruck des Reaktorgebäudes ist der Effekt entsprechend umgekehrt.
- Für die dritte Sensitivitätsanalyse wurde die detonationsbedingte Versagenswahrscheinlichkeit des Reaktorgebäudes auf Null gesetzt. Der Einfluss dieser Modelländerung auf die LERF ist gering und zeigt, dass die Bedeutung von Wasserstoffdetonationen nicht besonders hoch ist, da auch grosse Wasserstoffdeflagrationen zum Versagen des Reaktorgebäudes führen können.
- In der vierten Sensitivitätsanalyse wurde der Einfluss des DSFS untersucht. Ohne Fluten des Drywells kommt es zu einer Schmelze-Beton-Wechselwirkung, welche zu einer erhöhten Produktion von brennbaren und von nicht-kondensierbaren Gasen führt. Die MELCOR Analysen zeigen, dass es dadurch zu einer geringeren Infiltration von Aussenluft ins Reaktorgebäude kommt, wodurch weniger Sauerstoff für die Wasserstoffverbrennung zur Verfügung steht. Insgesamt ist der Einfluss auf das Risiko sehr gering.
- Die fünfte Sensitivitätsanalyse zeigt den relevanten Einfluss der Berücksichtigung der zusätzlich modellierten Operateurhandlungen zur Vermeidung eines Brennstoffschadens.
- Die untersuchte Anlageänderung – Installation von Wasserstoff-Zündern im Reaktorgebäude – betrifft die Gewährleistung einer frühen Zündung. Es resultiert keine signifikante Veränderung der Risikokenngrössen.
- Zusätzlich werden die Auswirkungen einer Inertisierung des Containments in den Phasen 1A und 3B wie folgt abgeschätzt:
 - Die Tabelle 7.6-5 zeigt, dass Transienten bereits jetzt nur unwesentlich zum Risiko beitragen. Eine Reduktion des LERF-Beitrags durch Transienten hätte somit keine wesentlichen Auswirkungen auf die totale LERF.
 - Bei Sequenzen, welche direkt durch das auslösende Ereignis zu einem Containment-Bypass führen, resultiert kein Vorteil aus einem inertisierten Containment.
 - Bei einzelnen LOCAs würde sich ein inertisiertes Containment positiv auswirken und könnte die Häufigkeiten grosser früher Freisetzungen verringern. Der Beitrag solcher LOCAs zur LERF beträgt etwa 6 %.

Ohne detaillierte deterministische und probabilistische Analysen können die Auswirkungen dieser Massnahme nicht genauer ermittelt werden. Eine Inertisierung in den Phasen 1A und 3B würde allerdings weitreichende betriebliche Konsequenzen nach sich ziehen, wie beispielsweise eine schlechtere Zugänglichkeit des Drywells während des Ab- und Anfahrens.

Beurteilung des ENSI

Die Stufe-2-PSA für Stillstand wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate vom ENSI überprüft. Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Methodik der Stufe-2-PSA im Allgemeinen dem Stand der Technik entspricht. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Die Ereignisbäume der Stufe-2-PSA sind übersichtlich und verständlich. Die relevanten Phänomene werden berücksichtigt. Zur Bewertung der zusätzlich modellierten Operateurhandlungen zur Vermeidung von Brennelementschäden hat das ENSI noch einen Verbesserungsbedarf identifiziert.
- Richtlinie ENSI-A06 enthält keine explizite Anforderung an die LERF im Stillstand. Deshalb wird die Beurteilung auf die für den Leistungsbetrieb geltenden Anforderungen abgestellt ($LERF < 1,0 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr). Die in der Stillstands-PSA angegebene LERF ($1,16 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr) erfüllt diese Anforderungen. Aufgrund des identifizierten Verbesserungsbedarfs bei den zusätzlich modellierten Operateurhandlungen und bei der MELCOR-Modellierung ist jedoch nicht auszuschließen, dass die LERF höher liegt als ausgewiesen.
- Die in Kapitel 7.6.1 beschriebenen Differenzen zwischen den mittels ACUBE berechneten Häufigkeiten der PDS und den Mittelwerten aus UNCERT führen zu einer Unterschätzung der LERF von etwa $8 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr. Diese Unterschätzung stellt die Belastbarkeit der Stillstand-Stufe-2-PSA nicht infrage.
- Die LERF wird dominiert durch Erdbeben (71 %) und zu einem geringeren Teil durch Kühlmittelverluste (23 %). In Anbetracht der tiefen LERF spielt die Ausgewogenheit der Risikobeiträge allerdings eine untergeordnete Rolle.
- Die Unsicherheitsverteilung der LERF zeigt, dass die Resultate der Stufe-2-PSA robust gegenüber den berücksichtigten Unsicherheiten (Häufigkeiten der PDS, Phänomene im APET) sind.
- Die durchgeführten Sensitivitätsanalysen betreffend Unfallablauf sind sinnvoll und berücksichtigen sämtliche Abfragen im Unfallablauf. Die Resultate zeigen, dass das niedrige Anlagenrisiko während des Stillstandes wesentlich vom Erfolg der Operateurhandlungen abhängig ist.
- Wie bereits im Kapitel zur Volllast-Stufe-2-PSA beschrieben, wird das ENSI die Thematik der Wasserstoffgefährdung unabhängig von der PSÜ-Stellungnahme verfolgen. Die Überlegungen zur Inertisierung des Containments in den Phasen 1A und 3B (erwartete Reduktion der LERF im Bereich von $7 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr) werden im Rahmen dieser Untersuchungen betrachtet.

Die oben dargelegten Erkenntnisse zeigen, dass im Rahmen der Stufe-2-PSA keine signifikanten Anlagenschwächen identifiziert wurden. Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Stillstands-Stufe-2-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab.

Forderung 7.6-1

Bis zum 31. Dezember 2017 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Stillstands 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.

7.7 Zusammenfassende Bewertung

Basierend auf den Resultaten der MUSA2010, den nachgelieferten Analysen (wie sie in den vorhergehenden Kapiteln vermerkt sind) sowie den Resultaten der Überprüfung durch das ENSI können zusammenfassend folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Die MUSA2010 zusammen mit den nachgereichten Dokumenten zur Brand-, Erdbeben- und Importanzanalyse für den Stillstand und dem Modell vom Juni 2012 berücksichtigt alle wesentlichen

Störfälle. Besonders hervorzuheben ist, dass der Erdbebenanteil der MUSA2010 methodisch beispielgebend ist und unter den bestehenden Erdbeben-PSA auch im internationalen Vergleich einen sehr hohen Stand erreicht.

- Das ENSI identifizierte Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für Volllast der MUSA2010, deren Inhalt in dieser Stellungnahme zusammenfassend dargelegt ist. Sie sind in eine Aktionsliste aufgenommen worden. Die Umsetzung dieser Punkte der Aktionsliste ist Gegenstand der Forderung 7.3-1.
- Neue Erkenntnisse nach Einreichen der MUSA2010 haben interne Überflutungen der Ebene -11 m des Reaktor Gebäudes sowie eine mögliche Verstopfung der SUSAN-Kühlwasserfassung bei Extremhochwassern und beim erdbebenbedingten Bruch der Wohlensee-Stauanlage als Schwachstellen des KKM identifiziert. Die neuen Erkenntnisse sowie die bedeutendsten daraufhin getätigten Nachrüstungen sind in dem überarbeiteten Volllast-Modell (Modell Juni 2012) berücksichtigt. Dieses zeigt, dass die Nachrüstmassnahmen das Risiko des KKM wirksam senken.
- Das ENSI betrachtet die mit dem Modell Juni 2012 ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit trotz des identifizierten Verbesserungsbedarfs als plausibel. Das KKM weist für den Volllastbetrieb mit diesem Modell eine im Vergleich zur IAEA-Anforderung an bestehende Anlagen niedrige Kernschadenshäufigkeit ($2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr) aus. Das von der IAEA empfohlene Sicherheitsziel einer Kernschadenshäufigkeit von unter 10^{-4} pro Jahr wird deutlich eingehalten. Das Kriterium „CDF grösser als 10^{-5} pro Jahr“ gemäss Punkt 6.1 a der Richtlinie ENSI-A06 trifft jedoch zu. Somit sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Das KKM hat zwischenzeitlich ein Nachrüstkonzept (Projekt DIWANAS) beim ENSI eingereicht. Das ENSI hat das Konzept grundsätzlich positiv beurteilt.
- In der MUSA2010 für Volllast sind Erdbeben mit einem CDF-Beitrag von mehr als 60 % als dominierende Ereigniskategorie identifiziert worden, womit das Risikoprofil des KKM als unausgewogen gilt. Auch mit dem Modell Juni 2012 werden Erdbeben, insbesondere auch das erdbebenbedingte Versagen der Wohlensee-Stauanlage mit anschliessender Überflutung des KKM-Areals, als dominant ausgewiesen. Damit ist das Kriterium gemäss Punkt 6.2 b der Richtlinie ENSI-A06 erfüllt, soweit angemessene Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu treffen. Zusätzlich zum Nachrüstprojekt DIWANAS hat die BKW eine Verstärkung der Stauanlage Wohlensee in die Wege geleitet. Wie das oben erwähnte Nachrüstprojekt DIWANAS ist auch die Stauanlagenverstärkung geeignet, das erdbebenbedingte Kernschadensrisiko des KKM signifikant zu senken.
- Die von KKM eingereichte PSA für den Stillstand stellt einen klaren Fortschritt gegenüber der Vorgängerstudie dar. Bedeutendes Verbesserungspotenzial hat das ENSI in Bezug auf die Modellierung einer möglichen Verstopfung der SUSAN-Kühlwasserfassung sowie der Berücksichtigung der nunmehr verschärften Regelungen der Technischen Spezifikation für den Stillstand identifiziert. Diese und weitere Verbesserungspunkte, deren Inhalt in dieser Stellungnahme zusammenfassend dargelegt ist, sind in die oben genannte Aktionsliste aufgenommen worden. Die Umsetzung dieser Punkte ist Gegenstand der Forderung 7.5-1. Aufgrund der in der Erdbeben-Analyse enthaltenen Sensitivitätsstudie zur Auswirkung einer als sicher angenommenen Verstopfung aller Kühlwasserfassungen des KKM ist aus Sicht des ENSI klar, dass unter Berücksichtigung des aktuellen Anlagenzustands die FDF unterhalb des von KKM angegebenen Wertes von $6,64 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr liegt. Damit wird das Kriterium der Richtlinie ENSI-A06 (FDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr) eingehalten.
- Die eingereichte Stufe-2-PSA der MUSA2010 für den Leistungsbetrieb berücksichtigt die für den Unfallablauf relevanten Phänomene. Der Ansatz für die Punktschätzung der LERF ist plausibel. Die Resultate der Unsicherheitsanalyse basieren jedoch auf einem generischen Kerninventar und sind daher aus Sicht des ENSI wenig plausibel. Deshalb wird für die weitere Beurteilung der LERF auf die Punktschätzung ($1,24 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr) abgestellt. Dieser Wert erfüllt die Anforderung der „Gefähr-

dungsannahmenverordnung²², dass die Häufigkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in gefährlichem Umfang deutlich geringer als die Kernschadenshäufigkeit zu sein hat.

- Die Stufe-2-PSA basiert auf der Stufe-1-PSA, die neuere Erkenntnisse nach Einreichen der MUSA2010 und damit die höhere CDF ($2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr anstelle $1,85 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr) noch nicht berücksichtigt. Daher ist nicht auszuschliessen, dass die LERF aufgrund der neuen Erkenntnisse höher liegt als mit der MUSA2010 ausgewiesen. Aus Sicht des ENSI ist aber klar, dass die LERF deutlich geringer ist als die CDF. Gemäss Punkt 6.1 a der Richtlinie ENSI-A06 sind bei einer mittleren LERF grösser als 10^{-6} pro Jahr Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Die Aktionspunkte zur Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb sind in der Aktionsliste enthalten. Ihre Umsetzung ist Gegenstand der Forderung 7.4-1.
- Erstmals hat das KKM eine umfassende Stufe-2-PSA für den Stillstand erstellt. Verbesserungspotenzial ist in der Aktionsliste enthalten. Die für Stillstand angegebene LERF ($1,16 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr) ist deutlich geringer als die FDF ($6,64 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr). Aufgrund des identifizierten Verbesserungsbedarfs bei Operateurhandlungen und bei der MELCOR-Modellierung ist nicht auszuschliessen, dass die LERF höher liegt als ausgewiesen. Die Aktionspunkte zur Stufe-2-PSA für den Stillstand sind in der Aktionsliste enthalten. Ihre Umsetzung ist Gegenstand der Forderung 7.6-1.

Insgesamt kann das ENSI bestätigen, dass das KKM auch bezüglich auslegungsüberschreitender Störfälle einen ausreichend hohen Sicherheitsstatus aufweist. Diverse Nachrüstmassnahmen wurden im Rahmen der ENSI-Verfügungen nach dem Reaktorunfall in Fukushima bereits umgesetzt. Die Identifikation und – sofern angemessen – Umsetzung von Massnahmen zur weiteren Reduktion des Risikos bezüglich Kernschadenshäufigkeit und grosser früher Freisetzungen wurde bereits während der Prüfung der PSÜ2010 initiiert und wird separat verfolgt.

8 Notfallschutz

Das 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, bevor eine erhöhte Menge radioaktiver Stoffe aus der Anlage austritt.

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.

Nachstehend wird nur der anlageninterne Notfallschutz bewertet, da der anlagenexterne Notfallschutz den zuständigen Stellen des Bundes und der Kantone obliegt.

8.1 Anlageninterner Notfallschutz

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen eines Störfalles, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die zeitgerechte Meldung an die Behörden. Mit einer Notfallorganisation, unterstützt durch Infrastruktureinrichtungen und Handlungsvorgaben in Form einer Notfalldokumentation, werden die Aufgaben des Notfallschutzes wahrgenommen.

Angaben des KKM

Der anlageninterne Notfallschutz im KKM basiert auf dem „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernkraftwerke“³¹² der eidgenössischen Kommission für ABC-Schutz.

Gemäss Kraftwerksreglement¹¹⁴ ist der Kraftwerksleiter verantwortlich für die Sicherstellung der Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation und für die Koordination und Leitung der Massnahmen in Notfällen.

Die Notfallordnung³¹³ regelt die Stellvertretung des Kraftwerksleiters, die Massnahmen und das Verhalten des Personals auf dem Kraftwerksareal bei Vorkommnissen, welche die Bevölkerung der Umgebung, das Betriebspersonal, die Umwelt oder die Kraftwerksanlage gefährden könnten.

Das Dokument „Organisation und Pflichtenheft Notfallstab“³¹⁴ definiert auf der Basis der Notfallordnung die Organisation des Notfallstabs und die Pflichtenhefte der vorgegebenen Struktur des Notfallstabs. Beide basieren auf dem durch die GSKL ausgearbeiteten Führungsmodell „Notfallorganisation der schweizerischen Kernkraftwerke“.

Der Auftrag der Notfallorganisation ist es, durch gezielte Massnahmen bestehende Notfallauswirkungen zu minimieren und weitere Auswirkungen zu verhindern. Als Notfälle gelten alle internen und externen Ereignisse, die einen schweren Schaden an sicherheitsrelevanten Teilen der Anlage oder eine Gefährdung von Personal, Bevölkerung oder Umwelt verursachen oder verursachen können.

Die übergeordnete Vorgehensweise für Tätigkeiten des Notfallstabs ist in den Allgemeinen Notfallanweisungen festgelegt.

Im Jahr 2004 erfolgte eine Erweiterung der Organisation des Notfallstabes durch die Severe Accident Management Advisory Group (SAMAG), die bei Bedarf gebildet wird. Für auslegungsüberschreitende Störfälle hat das KKM Accident-Management-Massnahmen (z. B. zur alternativen Kernkühlung) vorbereitet und dokumentiert.

Die Ausbildung des Notfallstabs erfolgt in internen und externen Kursen und die Ausbildung der SAMAG-Gruppe erfolgt jährlich durch den Lieferanten der Stufe-2-PSA.

Betriebsfeuerwehr und Sanität werden nach kantonalen Vorschriften sowie jenen der Fachverbände ausgebildet. Die Überwachung erfolgt durch den kantonalen Feuerwehrinspektor beziehungsweise einen Arzt.

Der Erfahrungsaustausch über die Notfallorganisation erfolgt primär in der GSKL-Arbeitsgruppe Koordination Notfallorganisation.

Im Falle eines Aufgebots der Notfallorganisation besammeln sich der Notfalleiter, der Stabchef und die Chefs der einzelnen Sektionen in der Regel im Hauptkommandoraum, im Fall einer unbefugten Einwirkung in der zentralen Leitstelle. Falls es die Lage erlaubt, kann der Notfallstab in die dafür vorgesehenen Räume des Mehrzweckgebäudes verschoben werden. Aufgrund der radiologischen Lagebeurteilung wird bei Bedarf der geschützte Notfallraum im SUSAN-Gebäude bezogen.

Das KKM verfügt über eine klar definierte und strukturierte Notfallorganisation. Die Verantwortlichkeiten und Befugnisse sind klar definiert und bekannt. Im Notfall wird eine ausreichende personelle Besetzung durch das Aufgebot von zusätzlichem Personal sichergestellt.

Beurteilungsgrundlage / Bewertungsmaßstab

Art. 94 bis 100 StSV

Art. 33, 41 und Anhang 3 KEV

Punkt 4.2 der Richtlinie ENSI-B12¹⁸⁹

Punkt 5.5 der Richtlinie ENSI-G07⁴³

Konzept der KomABC für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen³¹²

Anforderungen 2.31 bis 2.38 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-2⁴⁵

Anforderungen 5.6 bis 5.9 gemäss IAEA Safety Standard GS-R-2³¹⁵

Beurteilung des ENSI

Mit der Einführung des einheitlichen GSKL-Führungsmodells für die Beherrschung von Notfällen und dem gegenseitigen Austausch von Übungsbeobachtern z. B. bei Gesamtnotfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken wurde der Erfahrungsaustausch im Bereich Notfallschutz verbessert. Die Notfallorganisation des KKM wird als Stabsorganisation straff und auftragsorientiert geführt. Das KKM verfügt über eine Notfallorganisation, die bei Eintritt einer Anlagenstörung anhand eindeutig festgelegter Kriterien gemäss dem Leitschema und entsprechenden Checklisten im Notfallreglement aufgeboten wird. Anhand der vorgegebenen Störfallanweisungen arbeiten die für den Betrieb zuständige Schichtgruppe, der Pikettingenieur, der Notfallstab und deren Sektionen strukturiert zusammen. Die Verantwortlichkeiten und die Kriterien zur Übergabe der Verantwortlichkeiten sind festgelegt. Die Notfallorganisation und der Führungsrhythmus werden der Lage angepasst, um eine zeitgerechte und effiziente Bewältigung einer Notfallsituation zu gewährleisten.

Im Jahre 2004 wurden die Notfallvorschriften erweitert sowie Severe Accident Management Guidance (SAMG) neu eingeführt (vgl. Kapitel 8.3) und mit einer Notfallübung validiert. Das KKM besitzt damit aus Sicht des ENSI seit 2004 ein umfassendes, systematisch strukturiertes, dem Stand der Technik entsprechendes Vorschriftenwerk, das sowohl den Bereich der Auslegungstörfälle als auch den der auslegungsüberschreitenden Störfälle abdeckt.

Die Vermittlung der notwendigen Kenntnisse für die Mitglieder des Notfallstabs wie auch der Sektionen des Notfallstabs erfolgt jährlich. Diese Kenntnisse werden unter realistischen Einsatzbedingungen in Notfallübungen überprüft, welche vom ENSI inspiziert werden (vgl. auch Kapitel 8.2).

Im SUSAN-Gebäude steht ein geschützter Notfallraum zur Verfügung. Dort befinden sich die erforderliche Anlagedokumentation, ein unmittelbarer Zugang zu sämtlichen Messwerten der Störfallinstrumentierung und die erforderlichen Kommunikationseinrichtungen. Im Mehrzweckgebäude stehen ebenfalls Räume für den Notfallstab mit entsprechender Dokumentation zur Verfügung. Sowohl im SUSAN- als auch im Mehrzweckgebäude sind die Anlagedaten über das Prozess-Visualisierungssystem PVS verfügbar.

Die Notfallorganisation des KKM erfüllt die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B12 und ENSI-G07, des KomABC-Konzepts für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen sowie der IAEA Safety Standards NS-R-2 und GS-R-2, der StSV und der KEV, 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.

Die OSART-Mission der IAEA im KKM im Oktober 2012 hat jedoch aufgezeigt, dass punktuell Verbesserungsbedarf im Bereich der Notfallvorsorge und des Notfallschutz im KKM besteht. Dieser betrifft die Massnahmen zum Schutz des Personals im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen. Das ENSI wird die Umsetzung der IAEA-Empfehlung zur Verbesserung des Anlagenpersonalschutzes beaufsichtigen.

8.2 Notfallübungen

Notfallübungen dienen dazu, die Ausbildung und die Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen zu üben und periodisch zu überprüfen. Ferner erlauben die Notfallübungen Rückschlüsse auf die Eignung der Struktur der Notfallorganisation des Betreibers und den Ausbildungsstand des eingesetzten Personals.

Angaben des KKM

Im Überprüfungszeitraum wurden im KKM 12 offizielle Übungen durchgeführt,³¹⁶ zwei Gesamtnotfallübungen (2001 die Übung HERMES 2 und 2009 die Übung MEDEA), zwei Stabsnotfallübungen (2000 die Übung HERMES 1 und 2008 die Übung KETO), zwei Werksnotfallübungen mit einleitendem Sicherungsereignis (2003 die Übung EKLAT und 2006 die Übung HYDRA) und eine Sicherungs-Stabsnotfallübung (2002 die Übung SUNSET). Vier Übungen waren Werksnotfallübungen (2001 die Übung DEKA, 2004 die Übung FRESKO, 2005 die Übung GAMMA und 2007 die Übung IKARUS).

Im Jahre 2004 wurde am Tag nach der Werksnotfallübung durch Verschärfung des Szenario die Verifikationsübung für SAMG (FRESKO-SAMG-TEST) durchgeführt.

Neben der Ausbildung des Betriebspersonals wird der Simulator seit 2004 auch bei Notfallübungen zur Darstellung des Anlagenzustands während der Übung eingesetzt. Der Einsatz des Anlagensimulators erfolgt dann, wenn der Simulator für das Abbilden des Szenarios geeignet ist, d. h. insbesondere bei Szenarien mit Auslegungstörfällen.

Die Notfallübungen wurden nach den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-45 beziehungsweise ab 2007 nach der neuen Richtlinie ENSI-B11 konzipiert und durchgeführt. Ab 2004 wurden zudem Alarmierungsnotfallübungen durchgeführt, die Initialisierung dazu erfolgt telefonisch durch das ENSI.

Das KKM hat auch wichtige Erkenntnisse aus internen Übungen zusammengefasst:

- Organisation und Stabsarbeitstechniken

Diese wurden weiterentwickelt und verfeinert. Insbesondere wurden im Bereich der Hilfsmittel wesentliche Vereinfachungen vorgenommen. Weiter wurden auch die Visualisierungsmittel verbessert. 2004 erfolgte die Einführung der SAMG-Gruppe mit ihren speziellen Arbeitstechniken und Unterlagen. Im Sommer 2005 wurde während einer Hochwassersituation für die Bearbeitung abteilungsüberschreitender Probleme ein Ereignisstab eingesetzt mit gleicher Struktur und Arbeitstechnik wie im Fall eines Notfallstab-Einsatzes. Seit November 2006 hat der Notfalleiter die Möglichkeit die Organisation CareLink anzubieten.

- Zusammenarbeit mit den externen Notfallpartnern Polizei und Berufsfeuerwehr

Der Einsatzleiter der Polizei nimmt, falls es die Lage erlaubt, an den Rapporten des Notfallstabes teil oder entsendet eine Verbindungsperson. Bei einer notwendigen Intervention der Polizei wird ein Teilstab gebildet und die Betriebswache der Polizei unterstellt. Ein Jahresrapport wird zur gegensei-

tigen Information verwendet. Mit der Berufsfeuerwehr Bern wird die Zusammenarbeit im Rahmen der ordentlichen Feuerwehrrübungen trainiert.

- **Ausbildung**

Die Ausbildung ist in einer Weisung³¹⁷ geregelt und wird mit der werksweit eingesetzten Ausbildungsdatenbank gesteuert und überwacht.

Beurteilungsgrundlage / Bewertungsmaassstab

Art. 96 StSV

Art. 33 KEV

Art. 19 VBWK

Richtlinien HSK-R-45³¹⁸ und ENSI-B11³¹⁹

KomABC-Konzept der KomABC für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen³¹²

Anforderungen 2.35 und 2.37 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-2

Anforderungen 5.31 bis 5.36 gemäss IAEA Safety Standard GS-R-2

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat jährlich die Notfallübungen inspiziert. Anhand der Inspektionen konnte die Richtigkeit der Angaben des KKM nachvollzogen werden.

Anlässlich einer Stabsnotfallübung wurde in Anwesenheit des ENSI im Jahre 2004 die Anwendbarkeit der neu entwickelten Severe Accident Management Guidance (SAMG) überprüft und als geeignet eingestuft.

Das KKM hat im Überprüfungszeitraum die gemäss der Richtlinie ENSI-B11 vorgesehenen Notfallübungen durchgeführt und dabei die Erfüllung der gesetzten Ziele überprüft.

Die Mitglieder des Notfallstabs und der Notfallequipen werden periodisch geschult. Mit internen und vom ENSI inspizierten Notfallübungen wurden der Ausbildungsstand und die Einrichtungen überprüft und bei Bedarf notwendige Verbesserungen identifiziert. Solche Verbesserungen umfassten insbesondere:

- die Weiterentwicklung der Organisation und Stabsarbeitstechniken, die auch ohne das Erreichen von Notfall-Kriterien eingesetzt werden, beispielsweise bei sich abzeichnendem Hochwasser
- Zusammenarbeit mit den externen Notfallpartnern: Einsitznahme von Verbindungspersonen in den Notfallstab
- Ausbildungsplanung und -kontrolle mit der werksweit eingesetzten Ausbildungsdatenbank

Weitere Verbesserungsmassnahmen wurden vom KKM mit Schulungen oder Anpassungen von Notfallvorschriften und Ausrüstungen systematisch bearbeitet. Das ENSI hat die Umsetzung der Verbesserungsmassnahmen überwacht und bei nachfolgenden Notfallübungen einer Prüfung unterzogen.

Das KKM erfüllt die Anforderungen der entsprechenden Kapitel der KEV und der Richtlinie ENSI-B11 sowie des IAEA Safety Standards NS-R-2 und GS-R-2 bezüglich Notfallübungen vollumfänglich.

Das ENSI stuft die KKM-Notfallorganisation aufgrund ihrer Beobachtungen anlässlich von Notfallübungen gesamthaft als fähig ein, eine Ausweitung von Störfällen zu verhindern, der Notfallsituation wirksam zu begegnen und deren Folgen zu begrenzen. Im Rahmen der Überprüfung des Notfallmanagement auf schweizerischer Ebene²⁶⁸ werden jedoch im Lichte der Erfahrungen aus Fukushima die Notfallorganisationen neu geprüft.

8.3 Notfallmanagement bei schweren Unfällen

Für das systematische Notfallmanagement von auslegungsüberschreitenden Störfällen mit stark beschädigtem Kern – im Folgenden als „schwere Unfälle“ bezeichnet – ist der Einsatz vorbereiteter technischer Entscheidungshilfen (Englisch: Severe Accident Management Guidance, SAMG) notwendig. Die SAMG sind in schriftlicher Form bereitgestellte, anlagenspezifische Entscheidungshilfen zur Milderung der Auswirkungen eines schweren Unfalls, mit dem Ziel, den Kernschmelzvorgang zu beenden oder zumindest die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung so gering wie möglich zu halten. Es entspricht dem Stand der Technik auf dem Gebiet, dass Erkenntnisse aus Notfallübungen und der Forschung zu schweren Unfällen zur stetigen Verbesserung der SAMG herangezogen werden.

Das ENSI verlangte anfangs 1998 die systematische Einführung von SAMG in allen Schweizer Kernkraftwerken und präziserte Ende 2000 diese Forderung inhaltlich.³²⁰

Das KKM reichte im Mai 2001 einen Terminplan zur Erstellung von SAMG ein. Im Februar 2003 wurde das zur technischen Grundlage der SAMG gehörende Dokument zum Betrieb des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems und des Containment-Druckentlastungssystems erstellt.

Im Jahr 2004 erstellte das KKM für während des Leistungsbetriebs ausgelöste Störfälle erste Fassungen der SAMG sowie der zugehörigen technischen Grundlagen und führte eine SAMG-Validierungsübung durch. Eine Aufdatierung der SAMG einschliesslich der technischen Grundlagen erfolgte im März 2007. Die Aufdatierung betraf insbesondere die Behandlung von Störfällen während des Nichtleistungsbetriebs, die Abschätzung der Aktivitätsfreisetzung beim Betrieb des Containment-Druckentlastungssystems (Erkenntnis aus der SAMG-Validierungsübung vom Juni 2004), die Instrumentierung für die Beurteilung der Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB), die Einbeziehung des Hochreservoirs im Diagramm zur Drywell-Flut-Rate sowie die verfeinerte Behandlung der RDB-Druck-Messung und der Abschaltkriterien der Wasserstoff-Rekombinatoren.

Basierend auf den Erkenntnissen aus einer SAMG-Übung im Jahr 2008 beantragte das KKM eine Änderung der Auslösungskriterien hinsichtlich RABE (rasche Alarmierung der Bevölkerung).

Angaben des KKM

Die vom KKM³²¹ zu Beginn der SAMG-Entwicklung durchgeführte Prüfung des SAMG-Konzepts der „Boiling Water Reactor Owners Group“ (BWROG) auf werkspezifische Übertragbarkeit hat ergeben, dass für das KKM eine Eigenentwicklung zweckmässiger ist.

Die Dokumentation der technischen SAMG-Grundlagen behandelt den optimalen Einsatz des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems und des Containment-Druckentlastungssystems, Strategien für den Stillstand, organisatorische Aspekte, den Übergang zu SAMG und die Funktionsfähigkeit der für SAMG benötigten Instrumente unter den Bedingungen eines schweren Unfalls.

Für während des Vollastbetriebs ausgelöste Störfälle ist der SAMG-Einstieg in den symptomorientierten Anweisungen zur Reaktor- und Primärcontainmentüberwachung (SYA-B-001 und SYA-B-002) geregelt. Demnach verlangt jede der unten aufgelisteten Bedingungen den Übergang zu SAMG:

- Das Reaktorniveau ist unbekannt **und** die Kernkühlung ist trotz Versuchen zur Flutung des Reaktors nicht sichergestellt.
- Die (auslegungsgemässen) Notkühlssysteme zur Einspeisung in den RDB versagen bei Anforderung **und** die Kernkühlung ist trotz Versuchen zur alternativen Einspeisung in den RDB (Accident Management, AM) nicht sichergestellt.
- Die (auslegungsgemässe) Reaktordruckentlastung mittels ADS (Automatic Depressurization System) versagt bei Anforderung **und** die Kernkühlung ist trotz Versuchen zur alternativen Reaktordruckentlastung (AM) nicht sichergestellt.

- zu hohe Torustemperatur nach einer Transiente mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Anticipated Transient Without SCRAM, ATWS)
- zu hohe Wasserstoffkonzentration im Primärcontainment

Die SAMG-Einstiegsbedingungen für schwere Unfälle während des Betriebszustands Stillstand entsprechen den Kriterien für das Aufgebot der Notfall-Management-Beratungsgruppe (Severe Accident Management Advisory Group, SAMAG). Zu den für den Stillstand relevanten SAMAG-Aufgebotskriterien gehören:

- Alle Möglichkeiten zur Unterbindung eines Wasserverlusts aus dem Reaktor beziehungsweise aus dem Brennelement-Becken (BEB) oder der Reaktorgrube sind erfolglos und dadurch sinkt das Primärwasserniveau.
- zu hohe Temperatur im BEB oder im Reaktor beziehungsweise in der Reaktorgrube
- Eine AM-Vorschrift zur Kern- oder Containmentkühlung kommt zur Anwendung.
- Eine Vorschrift zur Aktivitätsüberwachung kommt zur Anwendung.

Das nach Vorliegen eines schweren Unfalls als Entscheidungshilfe zu verwendende SAMG-Dokument „KKM SAMG Toolchest“ umfasst die Teile A (Severe Accident Management Guidelines), B (KKM System Reference Material), C (Severe Accident Phenomena) und D (Radionuclide Release & Transport). Teil A enthält Flussdiagramme

- für die Reaktorüberwachung (anzuwenden nach schwerem Unfall in allen Betriebszuständen),
- für die Primärcontainmentüberwachung (anzuwenden nach schwerem Unfall in Betriebszuständen mit geschlossenem Primärcontainment) und
- für Überwachungen, die nach Unfällen während des Stillstands (Nichtleistungsbetrieb) bei geöffnetem Primärcontainment durchzuführen sind.

In diesem SAMG-Teil hat der Betrieb des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems und des Containment-Druckentlastungssystems eine zentrale Bedeutung. Kriterien für den optimalen Zeitpunkt für den Start und Stopp dieser Systeme werden angegeben. Speziell für den Stillstand vorgesehene Anweisungen betreffen insbesondere das Schliessen eventuell geöffneter Schleusen zum Drywell sowie die Einspeisung von Stickstoff in das Reaktorgebäude (Sekundärcontainment) nach dessen Evakuierung.

Die übrigen drei Teile (B bis D) des SAMG-Dokuments beinhalten Referenzen und grafische Darstellungen der für die SAMG wichtigsten Systeme, KKM-spezifische Beschreibungen der auslegungsüberschreitenden Störfallphänomene und Angaben zur Freisetzung der Spaltprodukte.

Bewertungsgrundlage des ENSI

Art. 7 und 41 sowie Anhang 3 KEV

Richtlinien ENSI-B12¹⁸⁹ und HSK-R-103¹⁹⁰

Beurteilung des ENSI

Aufgrund der im Rahmen dieser PSÜ durchgeführten Prüfung betrachtet das ENSI die KKM-SAMG als weitgehend konform mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12. Als positiv hervorzuheben sind insbesondere:

- die Darstellung der Anweisungen in Form von Flussdiagrammen
- die ausführlichen Erläuterungen zu den SAMG-Flussdiagrammen in der Dokumentation der technischen Grundlagen
- die Visualisierungen der für die SAMG wichtigsten Systeme

Nach stichprobenartiger Prüfung von Detailaspekten der Anforderungen gemäss Richtlinie ENSI-B12 leitet das ENSI Punkte mit Verbesserungspotenzial ab, welche in einer Aktionsliste detailliert aufgeführt sind. Es handelt sich dabei um dieselbe Aktionsliste, wie sie im Kapitel zur Bewertung der probabilistischen Sicherheitsanalyse angesprochen wird, da jeweils auslegungsüberschreitende Störfälle behandelt werden. Der durch die OSART-Mission der IAEA im Oktober 2012 identifizierte Verbesserungsbedarf im Bereich SAMG ist mit der Aktionsliste abgedeckt. Nachfolgend sind die wichtigen Punkte aus der Aktionsliste zusammenfassend dargelegt.

- Die nach Unfällen während des Stillstands (Nichtleistungsbetrieb) bei geöffnetem Primärcontainment durchzuführenden Prozeduren verweisen auf Massnahmen, wie z. B. die Einspeisung von Stickstoff in das Reaktorgebäude, die auch für die Milderung von Unfällen infolge Störungen der Brennelement-Beckenkühlung bei geschlossenem Primärcontainment hilfreich wären. In dem bei geschlossenem Primärcontainment anzuwendenden SAMG-Teil fehlt jedoch ein Verweis auf solche Massnahmen.
- Die Setzung von Prioritäten hinsichtlich der zu verfolgenden AM-Vorschriften geht sowohl aus den symptomorientierten Störfallanweisungen als auch aus den SAMG-Fluss-Diagrammen (guideline flow charts) nicht klar hervor. Im Störfall mit beginnender Kernfreilegung infolge SBO (station black-out) sind beispielsweise die Einstiegsriterien von mindestens fünf AM-Vorschriften erfüllt: „alternative Kernkühlung“, „Ausfall Kühlwasser und Stromversorgung“, „alternative Primärcontainment-Kühlung“, „Primärcontainment fluten“ und „alternative Stromversorgung“. Aus Sicht des ENSI ist daher zu überprüfen, ob die Prioritäten – insbesondere im SBO-Störfall mit beginnender Kernfreilegung – ausreichend geregelt sind.
- Hinweise auf negative Auswirkungen von AM-Massnahmen sind zwar als Bestandteile technischer Berichte in der technischen SAMG-Grundlagendokumentation vorhanden, jedoch nicht in der „KKM SAMG Toolchest“. Aus dem Inhaltsverzeichnis der technischen SAMG-Grundlagendokumentation ist zudem nicht erkennbar, in welchen Teilen auf negative Auswirkungen von AM-Massnahmen eingegangen wird. Der durch Aufsuchen und Studium von technischen Berichten (aus der technischen SAMG-Grundlagendokumentation) entstehende Zeitverlust könnte bei schnellen Störfällen zu entscheidenden Verzögerungen von AM-Massnahmen beitragen. Aus Sicht des ENSI ist daher zu überprüfen, ob die „KKM SAMG Toolchest“ in übersichtlicher Form durch Hinweise auf negative Auswirkungen von AM-Massnahmen ergänzt werden sollte.
- Die AM-Vorschrift „RABE – Rasche Alarmierung der Bevölkerung“ regelt die Auslösung der RABE-Alarmierungsstufen (1) „RABE Warnung“, (2) „RABE Allgemeiner Alarm“ und (3) „RABE Allgemeiner Alarm bei erhöhter Gefahr“. Aufgrund dieser Regelungen würde in einigen auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen (gemäss PSA-Modell MUSA2010) die Vorwarnzeit für die jeweils nächste Alarmierungsstufe unterhalb des Richtwerts von zwei Stunden gemäss „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen“ liegen. Aus Sicht des ENSI ist daher die RABE-AM-Vorschrift im Hinblick auf die Einhaltung der Vorwarnzeiten gemäss „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen“ zu überarbeiten.

Forderung 8.3-1

Bis zum 31. Dezember 2014 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte bezüglich SAMG umzusetzen und gegenüber dem ENSI zu dokumentieren.

9 Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus

9.1 Vorsorge auf Sicherheitsebene 1

In Bezug auf die Sicherheitsebene 1 sind die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2010 eingereichten Unterlagen vom ENSI namentlich hinsichtlich der Betriebserfahrung sowie Tätigkeiten der Betriebsführung, Instandhaltung, Alterungsüberwachung und des Strahlenschutzes überprüft worden.

Zu folgenden Themen hat das ENSI punktuellen Verbesserungsbedarf festgestellt:

- Wiederholungsprüfungen (vgl. Forderungen 4.3-1, 5.3-1 bis 5.3-4)
- Alterungsüberwachung (vgl. Forderungen 4.3-3 und 4.3-4)
- Zuverlässigkeit der Wasserstoffmessung zur Überwachung der für den Normalbetrieb erforderlichen Rekombinatoren des Abgassystems (vgl. Forderung 4.5-1)
- weitere Reduktion der Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser (Forderung 4.6-1)
- Vermeidung von Ansammlungen von Radiolysegas in den Abblaseleitungen der Sicherheits- und Entlastungsventile (Forderung 5.4-1)

Im Wesentlichen erfüllt das KKM die Anforderungen an die Sicherheitsebene 1, die auf die Vermeidung von Abweichungen vom Normalbetrieb ausgerichtet ist. Dazu gehören insbesondere eine robuste Auslegung, optimierte Materialwahl und qualifizierte Verarbeitungsprozesse aller für einen ungestörten Normalbetrieb erforderlichen Teile eines Kernkraftwerks sowie umfassende Anweisungen, Vorschriften und Regeln für alle Tätigkeiten im Normalbetrieb.

9.2 Vorsorge auf Sicherheitsebene 2

Bezüglich der Sicherheitsebene 2 hat das ENSI namentlich die Zuverlässigkeit der Begrenzungs- und Überwachungssysteme bewertet und keinen Verbesserungsbedarf identifiziert.

Das KKM erfüllt die Anforderungen an die Sicherheitsebene 2, die auf das Erkennen und Beherrschen von Abweichungen vom Normalbetrieb ausgerichtet ist.

9.3 Vorsorge auf Sicherheitsebene 3

Bezüglich der Sicherheitsebene 3 hat das ENSI namentlich die Auslegung und Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme sowie die deterministischen Störfallanalysen bewertet.

Verbesserungsbedarf hat das ENSI bezüglich der Zuverlässigkeit sicherheitstechnisch klassierter Sicherheitsventile festgestellt (vgl. Forderung 4.3-2).

Weiteren Verbesserungsbedarf sieht das ENSI bei den technischen Störfallanalysen (vgl. Forderung 6.1-1), Erdbebennachweisen (vgl. Forderungen 2.1-1 und 6.2-1), Sicherheitsbeurteilungen der Bauwerke (vgl. Forderung 5.2-1) und bei den radiologischen Analysen von Auslegungstörfällen (vgl. Forderungen 6.1-1 sowie 6.3-1 bis 6.3-4).

Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb hat das ENSI aufgrund folgender Auslegungsschwächen grösseren Nachrüstbedarf identifiziert (vgl. Kapitel 2.6):

- Die Kühlmittelversorgung für das Notstandssystem weist keine diversitäre Alternative zur Kühlwasserentnahme aus der Aare auf.

- Im KKM steht bei eingesetzter Damplatte kein gegen Erdbeben und Überflutung ausreichend geschütztes System zur Brennelementbeckenkühlung zur Verfügung.
- Die Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes sind bisher nicht konsequent räumlich getrennt.

Insgesamt erfüllt das KKM aber für den laufenden Betrieb die Anforderungen an die Sicherheitsebene 3.

9.4 Vorsorge auf Sicherheitsebene 4

Bezüglich der Sicherheitsebene 4 hat das ENSI namentlich den Notfallschutz, insbesondere die Accident-Management-Vorkehrungen, sowie die probabilistischen Sicherheitsanalysen bewertet.

Bei den probabilistischen Sicherheitsanalysen hat das ENSI gegenüber dem Stand der PSÜ 2005 umfassende Verbesserungen festgestellt und der heute erreichte Stand ist in mancher Hinsicht beispielgebend. Im Detail hat das ENSI an verschiedenen Stellen Verbesserungsbedarf festgestellt (vgl. Forderungen 7.3-1, 7.4-1, 7.5-1 und 7.6-1).

Bei den SAMG hat das ENSI punktuellen Verbesserungsbedarf festgestellt (vgl. Forderung 8.3-1).

Die vorhandenen anlageninternen Notfallmassnahmen zur Überwachung des Brennelementbeckens sowie zur Einspeisung von Wasser in das Brennelementbecken sind aus Sicht des ENSI erweiterungsbedürftig (vgl. Kapitel 2.6).

Im Wesentlichen erfüllt das KKM die Anforderungen an die Sicherheitsebene 4.

9.5 Vorsorge auf Sicherheitsebene 5

Weil die Verantwortung für die Sicherheitsebene 5, also den anlagenexternen Notfallschutz, primär nicht beim KKM liegt, verzichtet das ENSI an dieser Stelle auf eine Bewertung. Die Wirksamkeit der Sicherheitsebene 5 ist hingegen Gegenstand national koordinierter Massnahmen.²⁶⁸

9.6 Sicherheitsebenenübergreifende Aspekte

Als sicherheitsebenenübergreifende Themen hat das ENSI namentlich die Organisation im Allgemeinen, die Instandhaltungsprogramme für Bauwerke und die Ausbildung des Personals bewertet.

Im Rahmen einer OSART-Mission sind verschiedene betriebliche Aspekte als verbesserungsbedürftig identifiziert worden (vgl. Forderung 2.6-1).

Punktuellen sicherheitsebenenübergreifenden Verbesserungsbedarf hat das ENSI bezüglich des Löschwasserrückhaltekonzepts festgestellt (vgl. Forderung 5.8-1).

Übergeordnet hat das ENSI festgestellt, dass für das KKM zum Zeitpunkt der Einreichung der PSÜ-Unterlagen keine umfassende Langzeitstrategie und kein Langzeitbetriebsprogramm vorlagen (vgl. Kapitel 2.6).

9.7 Schutzzielorientierte Bewertung

Angaben des KKM

Schutzziel 1: Kontrolle der Reaktivität

- Abschaltsicherheit

Die Sicherheitsfunktion ist durch folgende, in der Technischen Spezifikation festgeschriebenen Bedingungen gewährleistet:

- Die Abschaltreaktivität muss grösser/gleich 0,38 % $\Delta k/k$ sein (neuer Wert seit 2010, bis 2009 war der Wert 0,25 % $\Delta k/k$).
- Die Reaktivitätsdifferenz zwischen effektiver und berechneter Steuerstabkonfiguration darf 1 % $\Delta k/k$ nicht überschreiten.
- Die durchschnittlichen Steuerstabeinfahrzeiten, wie sie in der Technischen Spezifikation festgeschrieben sind, dürfen nicht überschritten werden.

Die Einhaltung des Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“ ist in der Anlage durch folgende Einrichtungen gewährleistet:

- Die Anlage verfügt in allen Betriebszuständen über einen negativen Reaktivitätskoeffizienten, der Leistungsexkursionen selbsttätig begrenzt (dies gilt auch bei positivem Moderator Temperaturkoeffizienten. Hier wird spätestens der Dampfblasenkoeffizient die Transiente beenden).
- Die Reaktorschnellabschaltung wird durch das Reaktorschutzsystem bei Auftreten der Auslösekriterien, wie sie in der Technischen Spezifikation festgeschrieben sind, eingeleitet.
- Seit 1989 (Betriebsbereitschaftserstellung SUSAN) verfügt die Anlage mit dem ARSI über eine redundante Reaktorschnellabschaltfunktion.
- Zusätzlich steht das SLCS (Borinjektionssystem) als weitere Abschaltmöglichkeit zur Verfügung. Dieses System wird durch die Operateure ausgelöst. Sein Einsatz ist speziell in der symptomorientierten Betriebsnotfallanweisung „ATWS (Scramversagen)“ geregelt.

Die Abschaltsicherheit wurde und wird für jede Nachladung mit dem Nuclear Design Report nachgewiesen und mit dem Test der kalten Abschaltreaktivität nach jedem Nachladen vor dem Anfahren verifiziert und der Behörde gemeldet. Im Bewertungszeitraum wurde die Bedingung der Abschaltsicherheit zu jedem Zeitpunkt erfüllt.

- Kontrollierter Ablauf von Reaktivitätsstörungen

Reaktivitätsstörungen werden durch das Reaktorschutzsystem beziehungsweise durch das ARSI erkannt und durch Teileinfahren oder Volleinfahren der Steuerstäbe beendet.

Die Anlage verfügt seit September 1996 über ein „Tracking Over Power Protection System“ (TOPPS).

TOPPS beendet über einen der Leistung nachgeführten SCRAM-Punkt jede ungewollte Leistungstransiente und begrenzt gleichzeitig den mittleren von der Anlage geplant fahrbaren Leistungsgradienten.

TOPPS wurde im bisherigen Betrieb noch nie in seiner Funktion als Schutzsystem angefordert.

Es existiert eine vollständige rechnerische Analyse von Reaktivitätsstörungsszenarien im Sicherheitsbericht unter Berücksichtigung von TOPPS sowie von RIA-Transienten (Reactivity Initiated Accidents).

Die Anlage ist in der Lage, den ATWS-Fall zu beherrschen. Für den ATWS-Fall wurde eine symptomorientierte Störfallanweisung erarbeitet und in Kraft gesetzt. Diese wird bei der wiederkehrenden Ausbildung am Simulator trainiert. Als auslegungsüberschreitender Störfall wird der ATWS durch Handeingriffe des Betriebspersonals beherrscht. Im Bewertungszeitraum wurde das Teilschutzziel „Kontrollierter Ablauf von Reaktivitätsstörungen“ immer erfüllt.

- **Kritikalitätssicherheit bei Brennelementhandhabung und -lagerung**

Die Beladung des Reaktorkerns erfolgt nach vorgängig genehmigten Beladeplänen. Bei jedem Beladevorgang eines Brennelements in den Reaktorkern wird die Unterkritikalität überprüft.

Die entladenen Brennelemente werden im Brennelementbecken, das eine Struktur des Reaktorgebäudes ist, unter Wasser in eigenen Lagergestellen aufbewahrt und gekühlt. Die Kritikalitätssicherheit derselben wurde bei deren Errichtung nachgewiesen und letztmals 2004 neu von GNF analysiert.

Die frischen Brennelemente werden in einem Trockenlager mit nachgewiesener Kritikalitätssicherheit gelagert.

Im Bewertungszeitraum wurde das Teilschutzziel „Kritikalitätssicherheit bei Brennelementhandhabung und -lagerung“ immer erfüllt.

Schutzziel 2: Kühlung der Brennelemente

- **Kühlmitteleinspeisung in den Reaktordruckbehälter**

Die Kühlmitteleinspeisung in den Reaktordruckbehälter erfolgt während des Leistungsbetriebs mit dem Speisewassersystem.

Im Bewertungszeitraum erfolgten zwei Speisewasserpumpenausfälle mit ordnungsgemässer Umschaltung auf die Reservespeisewasserpumpe C. Die Speisewassertransienten aufgrund von Speisewasserpumpenausfällen wurden von der automatischen Umschaltung auf die Reservespeisewasserpumpe C begrenzt. Da nach kurzer Betriebsphase auch die Reservespeisewasserpumpe C ausfiel, führte dieser Speisewasserpumpenausfall zu einer Reaktorschnellabschaltung.

Ein weiterer Ausfall erfolgte während Inbetriebnahme-Tests der vollumfänglich erneuerten Reservespeisewasserpumpe C. Während des Abschlusstests (Umschaltung Speisewasserpumpe B auf C bei Vollast) startete die Reservespeisewasserpumpe C nicht. Dies führte zu einer Reaktorschnellabschaltung.

Speisewassermengenänderungen durch Reglerversagen können zu Kaltwassereinspeisungen führen, was eine Reaktivitätsänderung oder einen Niveauanstieg zur Folge hat. Dies war im betrachteten Zeitraum einmal zu verzeichnen. Nach einer Reaktorschnellabschaltung stieg wegen einer Fehlfunktion des Regelventils des Speisewasserstrangs A das Reaktorniveau und schaltete die Speisewasserpumpen aus.

Die aufgetretenen Speisewassertransienten wurden beherrscht, führten jedoch zweimal zu einer Reaktorschnellabschaltung. Massnahmen wurden ergriffen, um die Wiederholung derartiger Störungen zu vermeiden. Während der Jahresrevision 2009 wurde das Antriebssystem der Reservespeisewasserpumpe C vollumfänglich erneuert. Bei den Betriebsspeisewasserpumpen werden in den kommenden Jahren ebenfalls die Antriebssysteme erneuert, was den langfristigen zuverlässigen Betrieb gewährleisten soll.

Sämtliche Stränge der Noteinspeisungen wurden jeweils vor dem Anfahren der Anlage nach der Jahresrevision (Ausnahme RCIC, Test bei 5 bar und 71,4 bar) gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikation getestet.

Mit Ausnahme von 4 Tests konnten die monatlichen Tests gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikation erfolgreich durchgeführt werden. Zweimal konnte das Kernsprühsystem A nicht ge-

startet werden. Einmal wurde beim RCIC der geforderte Durchfluss nicht erreicht und einmal fiel ALPS B während des Tests aus. In allen Fällen wurden die gemäss der Technischen Spezifikation geforderten Massnahmen durchgeführt, die Ursache gefunden und die Störung in der geforderten Reparaturzeit behoben.

Die Noteinspeisesysteme wurden nie angefordert und standen gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikation zur Verfügung. Die Nichtverfügbarkeit der Noteinspeisesysteme lag unter dem durch WANO ermittelten Durchschnittswert, d. h. die Systeme waren besser verfügbar. Die Nichtverfügbarkeiten der Sicherheitssysteme konnten im Bewertungszeitraum weiter gesenkt werden.

- Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter (Druckabbau und Druckentlastung)

Die auslegungsgemässe Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter im Leistungsbetrieb erfolgt mit dem Frischdampf über die Turbinengruppen in den Turbinenkondensator. Als eine mögliche Störung in der Wärmeabfuhr ist der Verlust einer oder beider Turbogruppen zu betrachten. Diese Betriebsstörungen werden von der Anlage mit SRI/Runback und Bypassbetrieb oder Reaktorschnellabschaltung mit nachfolgendem Übergang zu Nachwärmeabfuhr mit Bypassbetrieb beherrscht.

Turbinenschnellschlüsse führen auslegungsgemäss nicht zur Reaktorschnellabschaltung. Wenn nur eine Turbinengruppe betroffen ist, wird der Dampf von der anderen Turbinengruppe übernommen. Wenn beide Turbinengruppen betroffen sind, wird der überschüssige Dampf über den Turbinenbypass in den Kondensator geleitet. Die Reaktorleistung wird mittels SRI/Runback auf ca. 35 % reduziert.

Im Bewertungszeitraum erfolgten insgesamt fünf störungsbedingte Turbinenschnellschlüsse, welche mit automatischer Lastreduktion mittels SRI/Runback und anschliessendem Bypassbetrieb beherrscht wurden.

Verlust beider Kondensatoren, das heisst Verlust der Hauptwärmesenke, bzw. Schliessen aller Frischdampfisolationsventile, sind weitere Störungen für die Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter. Im Bewertungszeitraum trat der Verlust der Hauptwärmesenke insgesamt viermal auf.

Zweimal schlossen die Frischdampfisolationsventile über eine Anregung der Isolationsgruppe 1: einmal bei Tests nach der Installation einer neuen Turbinensteuerung und einmal bei der Inbetriebnahme eines KRA-Filters mit neuen Filterkerzen.

Zweimal wurde im Teillastbetrieb beim Betrieb mit einem Kondensator ein automatisches Vakuumbrechen ausgelöst: einmal bei Einstellarbeiten nach der Jahresrevision und einmal während des Abfahrens zur Jahresrevision.

Die Druckabbau-Schutzfunktion (ADS-LOCA, ADS-LEVEL, PRV) stand im Bewertungszeitraum immer zur Verfügung. Zweimal erfolgte die Reaktordruckhaltung nach dem Verlust der Hauptwärmesenken kurzzeitig mit einem PRV. Die Reaktordruckhaltung und Nachwärmeabfuhr in den Torus funktionierten auslegungsgemäss. Die Schutzfunktion Druckabbau wurde nie ausgelöst.

Ungeplanter Leistungsbetrieb im Naturumlauf mit reduzierter Leistung, das heisst bei Nichtverfügbarkeit beider Reaktorummwälzpumpen, trat nicht auf.

Der Betrieb mit einer Umwälzschleife trat im Bewertungszeitraum insgesamt zweimal auf. Während der zwei Ausfälle wurden keine Instabilitäten oder betriebliche Probleme beobachtet. Mit dem Stabilitätsmonitor SIMON steht ein bewährtes Instrument zur Verfügung, welches erlaubt, den vorhandenen Abstand zu möglichen Instabilitäten abzuschätzen.

Wärmeabfuhr mit STCS (Naturumlauf im Reaktorkern) erfolgt drucklos während der Revision gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikation. Dabei waren im Bewertungszeitraum keine Abweichungen vom auslegungsgemässen Betrieb zu verzeichnen.

- Wärmeabfuhr aus dem Containment (Begrenzung der Temperatur in der Druckabbaukammer)
Die Abfuhr der Verlustwärme aus der Containment-Atmosphäre erfolgt über Kühler zum Zwischenkühlwassersystem Reaktorgebäude. Es sind keine Störungen im Bewertungszeitraum zu verzeichnen.
- Bereitstellung und Erhalt des Kühlmittels (Integrität der Druckabbaukammer)
Es kann festgestellt werden, dass Kühlmittel jederzeit vorhanden war. Leckagen oder sonstige Verluste von Kühlmittel, die eine Sicherheitsrelevanz hätten, sind im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.
Die Funktion des Torus (Druckabbaukammer) stand im Bewertungszeitraum gemäss der Technischen Spezifikation zur Verfügung.
- Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken
Die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken stand im Bewertungszeitraum uneingeschränkt zur Verfügung.

Schutzziel 3: Einschluss der radioaktiven Stoffe

- Integrität der Brennstabhüllen
Im Jahr 2002 trat ein geringfügiger Hüllrohrschaden auf. Hierbei handelte es sich um einen Einzel Schaden, der durch einen Fremdkörper verursacht wurde (VORU-B-02/002). Bei dem Schaden traten keine Auswaschungen auf, und es gab keine erhöhten Abgaben über den Kamin. Bei einer Brennelement-Handhabung im Rahmen der Brennstoffinspektion 2005 wurde der Endzapfen eines Tie Rod verbogen, allerdings ohne die Integrität der Brennstabhülle zu kompromittieren.
- Integrität der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems
Die druckführende Umschliessung des Primärsystems, insbesondere die Schweissnähte desselben, unterliegt einem behördlich genehmigten Wiederholungsprüfprogramm. Diese Prüfungen werden mit vorgängig qualifizierten und freigegebenen Prüfeinrichtungen im Beisein von SVTI-Inspektoren, die von der Behörde entsprechend beauftragt sind, durchgeführt. 2009 wurden die RDB-Zylinder-Rundnähte V1 bis V6 mit einem neuen, qualifizierten Ultraschallprüfsystem vollmechanisiert von der Innenoberfläche aus geprüft. Die Schweissnaht V1 war aufgrund der neuen Manipulatortechnik erstmals für eine Prüfung zugänglich. Die dabei detektierten Anzeigen wurden bewertet und ihre Zulässigkeit nachgewiesen. Im Bewertungszeitraum ergaben sich keine sicherheitsrelevanten Befunde aus diesen Prüfungen.
Vor jedem Anfahren nach der Jahresrevision erfolgt nach Erreichen des Primärsystem-Nennendrucks eine Dichtheitsprüfung des Reaktorkühlsystems im Drywell und im Reaktorgebäude. Diese Begehungen ergaben im Bewertungszeitraum keine sicherheitsrelevanten Befunde.
Die Anlage wurde im Zyklus 27 (September 1999 bis Juli 2000) mit einer geringfügigen Sitzleckage an einem Sicherheits-/Abblaseventil betrieben. Der Leckagedampf gelangte auslegungsgemäss in den Torus. Über dessen Niveauinstrumentierung bestand eine dauernde Leckageüberwachung.
Während der Jahresrevision 2008 wurde die Druckprüfung des RDB bei 90 bar erfolgreich durchgeführt.
Es traten im Bewertungszeitraum keine Leckagen von Speisewasser oder Frischdampf in die Biosphäre auf. Das Primärsystem war im Leistungsbetrieb gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikation dicht.
Zwei Undichtigkeiten traten an Kleinleitungen im Speisewassersystem auf. Dies betraf eine Messleitung und eine Entlüftungsleitung. Beide Vorkommnisse hatten keine radiologischen Auswirkungen ausserhalb der Anlage.

Die Gleitringdichtung der Reaktorwärmepumpe B wurde infolge erhöhtem Sperrwasserverbrauch im Rahmen einer geplanten Zwischenabschaltung ersetzt. Gleichzeitig wurde auch ein geringfügiger Wasseraustritt am RDB-Stutzen N9 (CRD-Rückführleitung) mittels Overlay-Schweissung behoben. Mit einer anschliessenden Systemmodifikation wurde die Wassereinspeisung bei diesem Stutzen eingestellt und damit die Ursache weiterer Materialermüdung eliminiert. Der Stutzen N9 wurde während der Jahresrevision 2006 definitiv verschlossen. Die gemessene Leckage aufgrund der Undichtigkeit in der CRD-Rückführleitung am Stutzen N9 lag deutlich unter dem Grenzwert der Technischen Spezifikation.

- Integrität von Systemen, die an die druckführende Umschliessung des Reaktorkühlsystems anschliessen und sonstiger aktivitätsführender Systeme (z.B. Schnittstelle Nachkühl- und Zwischenkühlsysteme, Schnittstelle Frischdampf- und Speisewassersystem, Abgasreinigungsanlage)

Das Reaktorkühlsystem ist von den Notkühl- und Hilfssystemen derart separiert, dass keine gegenseitigen Beeinträchtigungen der jeweiligen Funktionen auftreten können. Die Separation ist durch zwei serielle und eine Rückschlagarmatur (Hochdruckeinspeisung) oder durch zwei serielle Isolationsarmaturen und zwei Rückschlagarmaturen (Niederdruckeinspeisesysteme) gegeben. Das STCS ist durch zwei serielle Isolationsarmaturen und eine Rückschlagklappe vom Reaktorkühlsystem getrennt. Die Schalter der geschlossenen STCS-Isolationsarmaturen sind während des Leistungsbaus ausgefahren, um eine Verletzung der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems mit Sicherheit auszuschliessen. Ausserdem wird die Dichtheit dieser Abschliessung kontinuierlich überwacht. Es gab im Bewertungszeitraum keine Undichtheiten. An das Reaktorkühlsystem schliessen Messleitungen mit kleinem Durchmesser an, die für die hier anstehenden Integritätsbetrachtungen nicht relevant sind. Im Abgassystem herrscht während des Anlagenbetriebs Unterdruck, so dass keine Aktivität aus dem System entweichen kann.

- Integrität des Containments

Die Anforderungen an die Integrität des Containments sind in der Technischen Spezifikation festgelegt. Die Dichtheit muss in vierjährigen Intervallen durch einen Dichtheitstest nachgewiesen werden. Zwei Tests wurden entsprechend den Vorgaben im Bewertungszeitraum mit Erfolg durchgeführt. Die jährlich durchgeführten lokalen Leckratentests an den Containmentabschlüssen ergaben keine Beanstandungen. Das Containment erfüllte somit vorbehaltlos seine Integritätsfunktion.

- Integrität sonstiger Bauwerke und Gebäudeteile, in denen radioaktive Stoffe behandelt und gelagert werden (z.B. Hilfsanlagengebäude, Heisse Werkstatt)

Durch diese Sicherheitsfunktion wird gewährleistet, dass bei Aktivitätsfreisetzungen in allen Anlagenteilen, in denen sich Aktivität befindet, die Dosiswerte nach der Richtlinie HSK-R-11 bzw. ENSI-G15, berechnet nach den Erfordernissen der Richtlinie HSK-R-41 bzw. ENSI-G14, eingehalten werden.

Für die folgenden Anlagenteile ist diese Sicherheitsfunktion zu erfüllen:

- Reaktorgebäude: Bei Aktivitätsfreisetzung in das Reaktorgebäude erfolgt dessen automatische Isolation und der Betrieb der (gefilterten) Notabluft.
- Aufbereitungsgebäude: Die Abluft und die Abwasserströme sind überwacht. Die Aktivitätsabgabe ist in der Technischen Spezifikation geregelt.
- Zwischenlager: Für die radiologische Überwachung des Zwischenlagers sind Aerosolmonitore eingesetzt und die Sumpfe werden regelmässig auf Kontamination überprüft.

Im Bewertungszeitraum sind keine Aktivitätsfreisetzungen zu verzeichnen, die die Schutzfunktion „Integrität sonstiger Bauwerke und Gebäudeteile“ erfordert hätte.

Schutzziel 4: Begrenzung der Strahlenexposition

- Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses innerhalb des Kernkraftwerks
Die Kontrolle des betrieblichen Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses erfolgt einerseits durch die Kreislauf- und Strahlungsüberwachung und bei der Abfallkonditionierung. Eine weitere Kontrolle stellt die Dosimetrie des KKM dar. Sämtliche Ressourcen standen im Bewertungszeitraum uneingeschränkt zur Verfügung und ergaben keine Beanstandungen.
Für die Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses bei der Abfallkonditionierung steht ein von allen Schweizer Kernkraftwerken gemeinsam entwickeltes Softwaresystem zur Verfügung, das eine lückenlose und detaillierte Verfolgung der Aktivitätsinventare bei und nach der Abfallkonditionierung gewährleistet.
Das Teilschutzziel wurde im Bewertungszeitraum jederzeit erfüllt.
- Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe
Die zulässigen Abgaben sind im Abgabereglement KKM verbindlich festgelegt.
Der Nachweis der Einhaltung der im Abgabereglement für das KKM festgelegten Abgabegrenzwerte ist in den Monatsberichten des Bewertungszeitraums enthalten. Die Abgabegrenzwerte wurden eingehalten.
Zusätzlich hat das KKM eine Forderung aus der PSÜ2005 zur Senkung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser bearbeitet. Als Erfolg dieser Tätigkeiten konnte die Aktivitätsabgabe in den letzten Jahren deutlich reduziert werden. Der Zielwert für die Aktivitätsabgaben liegt bei 1 GBq/a ohne Tritium.
- Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung im Kraftwerk und in dessen Umgebung
Die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung innerhalb des Kraftwerkes ist bereits unter dem Teilschutzziel „Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses innerhalb des Kernkraftwerks“ abgehandelt. Für die Überwachung der Umgebung ausserhalb des Arealzaunes steht das vom ENSI betriebene Messnetz MADUK zur Verfügung. Im Bewertungszeitraum lagen die Messwerte dieses Netzes durchwegs im Bereich des natürlichen Strahlenpegels und ergaben daher keinen Anlass zu Bemerkungen.
Das KKM misst in der Umgebung mit Staubfangplatten die Immissionswerte aus den Aktivitätsabgaben mit der Fortluft. Die Messwerte werden in den Monatsberichten publiziert.
Im Weiteren misst das KKM mit Umgebungsdosimetern die Dosis aus der Direktstrahlung. Die Werte werden im jeweiligen Monatsbericht veröffentlicht. Zur Bestimmung von Dosen im Notfall sind in der Umgebung des KKM TLD (Thermolumineszenzdosimeter) als Notfalldosimeter ausgelegt.
Mit den Staubfangplatten, den Umgebungsdosimetern und den Umgebungsproben konnten im Bewertungszeitraum keine unzulässigen Immissionen aus dem KKM festgestellt werden. Somit sind die Schutzziele, welche sich aus dem Abgabereglement ableiten lassen, erreicht.
In der Umgebung des KKM werden durch die Sektion für Umweltradioaktivität (URA) des Bundesamts für Gesundheit (BAG) und die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG) diverse Proben erhoben und auf Radioaktivität ausgewertet. Im Bewertungszeitraum wurden dabei keine unzulässigen Werte festgestellt. Im Jahr 2007 wurde bei einer Grasprobe eine nicht naturbedingte Aktivität festgestellt, die in einer zweiten Probe nicht mehr nachgewiesen werden konnte.
Die Überwachung des Areals erfolgt mit Dosisleistungsmessstellen, die an repräsentativen Stellen auf dem Areal aufgestellt sind. Weiterhin werden mittels TLD die Dosen am Zaun, auf dem Areal und in verschiedenen Büros überwacht. Die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 konnten im Bewertungszeitraum mit technischen Massnahmen oder durch Beschränkung der Aufenthaltszeit eingehalten

werden. Durch Kontaminationsmessungen auf dem Areal werden mögliche Verschleppungen von Aktivität überprüft. Es wurden im Bewertungszeitraum keine Überschreitungen der Vorgaben nach der Richtlinie HSK-R-07 oder der StSV festgestellt.

- **Baulicher und technischer Strahlenschutz**

Mit baulichen Massnahmen zum Strahlenschutz werden Räume und Komponenten mit erhöhter Ortsdosisleistung von allgemein zugänglichen Räumen abgetrennt. Somit wird eine versehentliche, unzulässige Bestrahlung von Personen verhindert. Zudem werden Komponenten mit erhöhter Ortsdosisleistung punktuell und temporär, z. B. im Drywell während der Revision, abgeschirmt. Mit diesen Massnahmen konnte die Kollektivdosis im Bewertungszeitraum erheblich gesenkt werden.

Mit dem Zonenkonzept nach Richtlinie HSK-R-07 werden Räumlichkeiten mit unterschiedlichen Kontaminationsrisiken gegeneinander abgegrenzt. Kontaminationsverschleppungen werden durch Routinekontrollen überwacht. Im Bewertungszeitraum traten nur Kontaminationsverschleppungen in Räumen der kontrollierten Zone auf, die jeweils innerhalb eines Arbeitstags nach der Kontamination in den ursprünglichen Zonentyp zurückversetzt werden konnten.

Den Strahlenschutzmitarbeitern stehen vor Ort eine genügend grosse Anzahl mobiler Messgeräte zur Dosisleistungs- und Kontaminationsmessung zur Verfügung, die es ihnen ermöglicht, die Arbeit effizient durchzuführen. Im Bewertungszeitraum wurden defekte, nicht mehr zu reparierende Geräte ausgetauscht, unzureichende Geräte durch neue ersetzt und neue Messgeräte für die jeweilige Messaufgaben angeschafft.

Mit der fest installierten und permanent messenden Strahlenschutzinstrumentierung werden Raumluft und Ortsdosisleistung in der Anlage überwacht. Die fest installierte Strahlenschutzinstrumentierung verfügt über eine Anzeige vor Ort und im Kommandoraum (MCR). Für die einzelnen Messgeräte sind Alarmwerte definiert, bei deren Überschreitung das Personal im Kommandoraum alarmiert wird. Die fest installierte Strahlenschutzinstrumentierung hat sich bewährt. Mit ihr lassen sich Veränderungen der radiologischen Situation rasch erkennen und geeignete Massnahmen ergreifen.

Zur Reduktion der Ortsdosisleistung wurden zusätzliche Abschirmmassnahmen im Maschinenhaus ergriffen sowie eine Optimierung der bestehenden Turbinenabschirmung vorgenommen, so dass die Vorgaben gemäss Art. 59 StSV eingehalten werden konnten.

- **Administrativer und personeller Strahlenschutz**

Am Anfang des aktuellen Bewertungszeitraums waren 2 Strahlenschutzsachverständige, 6 Strahlenschutztechniker, 5 Strahlenschutzfachkräfte und 7 Strahlenschutzassistenten bzw. -assistentinnen beschäftigt. Während der Revision und bei grösserem Arbeitsaufkommen wird das KKM-Eigenpersonal durch qualifiziertes Fremdpersonal unterstützt. Durch die geringe Personalfuktuation war der Know-how-Erhalt ohne besonderen Aufwand möglich. Im Hinblick auf anstehende Pensionierungen wurde das Eigenpersonal weitergebildet, damit genügend Personal mit entsprechender Ausbildung auch weiterhin zur Verfügung steht. In den letzten Jahren wurden die Anstrengungen zum Aufrechterhalten und Ausbau des Strahlenschutz-Know-hows wie auch zu dessen Transfer auf neue, junge Mitarbeitende kontinuierlich fortgesetzt. So standen am Ende des aktuellen Bewertungszeitraums im Strahlenschutz des KKM insgesamt 4 Strahlenschutzsachverständige, 6 Strahlenschutztechniker, 6 Strahlenschutzfachkräfte und 7 Strahlenschutzassistenten bzw. -assistentinnen zur Verfügung.

Mit der Gesamtheit dieser Massnahmen ist der administrative und personelle Strahlenschutz gewährleistet. Im Rahmen der Weiterentwicklung des Qualitätsmanagements des KKM wurden auch die Strahlenschutzprozesse an das überarbeitete System angepasst. Wie für die übrigen Prozesse im KKM wird auch für den Strahlenschutz das Qualitätsmanagement konsequent als Führungsinstrument eingesetzt und aktiv zur Verbesserung der Arbeitsabläufe genutzt.

Beurteilung des ENSI

Die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ waren im Überprüfungszeitraum erfüllt.

Um die Schutzziele auch im nächsten Überprüfungszeitraum sicher erfüllen zu können beziehungsweise um das Sicherheitsniveau der Anlage weiter zu erhöhen, stellt das ENSI die im Kapitel 9.8 zusammengestellten Forderungen.

9.8 Forderungen

Im Folgenden sind sämtliche in der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme enthaltenen Forderungen zusammengestellt. Aus der Nummer ist erschiessbar, in welchem Kapitel eine Forderung gestellt worden ist.

Forderung 2.1-1

Das KKM hat mit Hilfe anerkannter Methoden aufzuzeigen, dass die in der Darlegung der Methodik deterministischer Erdbebennachweise auf Basis der PRP-Ergebnisse genannten seismischen Auswirkungen „Bodenverflüssigung“ und „Kompaktion/Setzung“ als externe Gefährdung der Anlage auszuschliessen beziehungsweise beherrschbar sind. Die Nachweise sind entsprechend den Vorgaben des ENSI zu erbringen und dem ENSI ein Jahr nach Inkraftsetzung der auf der Basis der PRP-Resultate neu festgelegten Gefährdungsannahmen einzureichen.

Forderung 2.6-1

Das KKM hat die Umsetzung der aufgrund der OSART-Mission 2012 festgelegten Massnahmen gegenüber dem ENSI bis zum 31. Dezember 2014 in einem Bericht zu dokumentieren.

Forderung 4.3-1

Das KKM hat aufzuzeigen, wie es in Zukunft die Durchführung von Wiederholungsprüfungen bei instandhaltungsbedingten Demontagen von Komponenten sicherstellt. Die Vorgehensweise ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 schriftlich darzustellen.

Forderung 4.3-2

Das KKM wird aufgefordert, eine Beurteilung der Zuverlässigkeit der verwendeten sicherheitstechnisch klassierten Sicherheitsventile vorzunehmen und mögliche Verbesserungsmassnahmen zu identifizieren. Dem ENSI ist bis zum 30. Juni 2014 ein Bericht über die Ergebnisse einzureichen.

Forderung 4.3-3

Das KKM hat bis zum 31. August 2016 alle Steckbriefe gemäss Richtlinie ENSI-B01 zu aktualisieren und dem ENSI einzureichen. Dem ENSI ist bis zum 31. März 2014 eine Umsetzungsplanung einzureichen, der eine Priorisierung nach Sicherheitsklassen zugrunde liegt.

Forderung 4.3-4

Das KKM hat die Alterungsmechanismen für die an klassierten Komponenten eingesetzten Beschichtungen in den Steckbriefen zu dokumentieren. Zudem ist eine Spezifikation für die Beurteilung des Zustandes von Beschichtungen zu erstellen, die auch bei Wasservorlagen anwendbar ist. Die Spezifikation ist bis zum 31. Oktober 2014 dem ENSI einzureichen.

Forderung 4.5-1

Das KKM hat zu prüfen, wie die Zuverlässigkeit der Wasserstoffmessung zur Überwachung der für den Normalbetrieb erforderlichen Rekombinatoren des Abgassystems verbessert werden kann. Das Ergebnis ist dem ENSI bis zum 31. März 2014 einzureichen.

Forderung 4.6-1

Das KKM hat unter Wahrung der Verhältnismässigkeit weitere Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Dem ENSI ist dazu jährlich bis zum 31. März ein Fortschrittsbericht einzureichen.

Forderung 5.2-1

Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen dem Stand der Technik entsprechenden Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKM hat den Einfluss der Änderungen in den Baunormen (SIA-Normen Revision 2013) auf die Nachweisführung bei der Überprüfung von bestehenden Bauten zu beurteilen, zu bewerten und die Resultate dem ENSI bis zum 30. November 2014 vorzulegen.

Forderung 5.3-1

Das KKM hat zu untersuchen, wie mechanisierte zerstörungsfreie Wirbelstromprüfungen, die anstelle von manuellen Farbeindringprüfungen an der Aussenseite von RDB und Stutzenanschlussnähten durchgeführt werden, weiter verbessert werden können, so dass eventuelle Prüfbereichseinschränkungen reduziert werden. Ein Bericht ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 einzureichen.

Forderung 5.3-2

Das KKM hat zu untersuchen und bis zum 31. Dezember 2014 in einem Bericht zu dokumentieren, ob die bisher nicht volumetrisch geprüften Schweissnähte der RDB-Bodenkalotte mit neuer Prüf- und Manipulator-technik regelwerkskonform geprüft werden können oder ob mit anderen qualifizierten Prüfmethoden allfällige Ersatzprüfungen verbessert werden können.

Forderung 5.3-3

Das KKM hat das Programm zur periodischen Wandstärkemessung für alle mit dem RDB verbundenen Rohrleitungen grösser DN 25 der Sicherheitsklasse 1 bis zum 30. Juni 2014 dem ENSI einzureichen.

Forderung 5.3-4

Das KKM hat zu untersuchen, wie die visuelle Prüfung der Abstützkonstruktion des Kernmantels qualitativ verbessert und qualifiziert werden kann. Das KKM hat dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 ein entsprechendes Konzept einzureichen.

Forderung 5.4-1

Das KKM hat die Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung durch den Einsatz platinierter Schrauben in den Abblaseleitungen in der Jahresrevision 2014 abzuschliessen.

Forderung 5.8-1

Ein Löschwasserrückhaltekonzept für die Gesamtanlage inklusive der Grobplanung eventuell notwendiger Anpassungen ist zu erstellen und dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 einzureichen.

Forderung 6.1-1

Das KKM hat die deterministischen Störfallanalysen gemäss den Anforderungen der „Gefährdungsannahmenverordnung“ (SR 732.112.2) sowie der Richtlinie ENSI-A01 zu überprüfen und bei Bedarf zu aktualisieren. Das Ergebnis der Überprüfung und eventuelle Aktualisierungen sind dem ENSI bis zum 15. Dezember 2015 einzureichen.

Das KKM hat die in Kapitel 6.3 beanstandeten radiologischen Störfallanalysen gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 unter Berücksichtigung der Ergebnisse aus der obigen Überprüfung zu überarbeiten und dem ENSI bis zum 15. Dezember 2015 einzureichen.

Forderung 6.2-1

Das KKM hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die Auslegung der Anlage den Einwirkungen eines 1 000-jährlichen Referenzerdbebens (Störfallkategorie 2) und eines 10 000-jährlichen Sicherheitserdbebens SSE (Störfallkategorie 3) gemäss den auf der Basis der PRP-Resultate neu festgelegten Gefährdungsannahmen 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. Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festzulegen sind. Das Konzept ist unter Beachtung der Forderung 6.3-2 dem ENSI ein Jahr nach Inkraftsetzung der auf der Basis der PRP-Resultate neu festgelegten Gefährdungsannahmen einzureichen.

Forderung 6.3-1

Das KKM hat zu den Aktivitätskonzentrationen in Reaktorwasser, Frischdampf und Speisewasser das jeweils zugrunde gelegte Modell und dessen Bezug zur Anlage zusammenhängend in einem Bericht darzulegen und dem ENSI bis zum 15. Dezember 2015 einzureichen. Die Anforderungen nach den Punkten 4.2.3 und 4.3.2 der Richtlinie ENSI-A08 sind dabei zu berücksichtigen.

Forderung 6.3-2

Das KKM hat in einem Bericht die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme darzulegen, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 6.2-1 den Einwirkungen eines 1 000-jährlichen Referenzerdbebens und eines 10 000-jährlichen Sicherheitserdbebens nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis zu ermitteln. Die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV ist nachzuweisen. Der Termin für diesen Nachweis ist im gemäss Forderung 6.2-1 zu erstellenden Konzept verbindlich festzulegen.

Forderung 6.3-3

Das KKM hat bis zum 15. Dezember 2015 die Analyse der Personaldosen für den Brennelementhandhabungsstörfall anhand konservativer Annahmen und Randbedingungen durchzuführen und zu überprüfen, ob für diesen Fall eine weitere Reduktion der Personaldosen erreicht werden kann. Die Möglichkeiten sind in einem Bericht zu diskutieren und, wo sinnvoll, umzusetzen.

Forderung 6.3-4

Bei der Bewertung der betrachteten Einzelfehler zu radiologisch untersuchten Störfällen hat das KKM bis zum 15. Dezember 2015 anzugeben, ob und in welchem Ausmass sich die Einzelfehlerannahme auf die radiologischen Folgen auswirkt.

Forderung 7.3-1

Bis zum 31. Dezember 2015 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Vollastbetriebs 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 beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Forderung 7.4-1

Bis zum 31. Dezember 2016 sind die in der Aktionsliste aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Vollastbetriebs 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 beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Forderung 7.5-1

Bis zum 31. Dezember 2016 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Stillstands 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.

Forderung 7.6-1

Bis zum 31. Dezember 2017 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Stillstands 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.

Forderung 8.3-1

Bis zum 31. Dezember 2014 sind die in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte bezüglich SAMG umzusetzen und gegenüber dem ENSI zu dokumentieren.

Anhang 1: Abkürzungen

ACUBE	Advanced Cutset Upper Bound Estimator
ACWS	Auxiliary Cooling Water System
ALPS	Alternate Low-Pressure System
AM	Accident Management
APET	Accident Progression Event Tree
ASEP	Accident Sequence Evaluation Program
BE	Brennelement
BEB	Brennelement-Lagerbecken
CAFTA	Computer Assisted Fault Tree Analysis
CCDP	Conditional Core Damage Probability
CCF	Common Cause Failure
CDF	Core Damage Frequency
CDS	Containment Depressurization System
CRDA	Control Rod Drop Accident
CS	Core Spray System
DCH	Direct Containment Heating
DIWANAS	Diversitäre Wärmesenke und Nachwärmeabfuhrsystem
DSFS	Drywell Spray and Flooding System
EPRI	Electrical Power Research Institute
ESD	Event Sequence Diagram
FDF	Fuel Damage Frequency
FPCS	Fuel Pool Cooling System
FWS	Fire Water System
GEV	Generalized Extreme Value Distribution
HEP	Human Error Probability
HKR	Hauptkommandoraum
HPME	High Pressure Melt Ejection
HRA	Human Reliability Analysis
IBFS	Integriertes Betriebsführungssystem
ICWS	Intermediate Cooling Water System
IPE	Individual Plant Evaluation
ISLOCA	Interfacing Systems Loss of Coolant Accident
ISRAM	Informationssystem für radioaktive Materialien
LERF	Large Early Release Frequency
LLS	Low Level Storage
LOCA	Loss of Coolant Accident
MCCI	Molten Core Concrete Interaction
MCUB	Minimal Cutset Upper Bound Estimation
MGL	Multiple-Greek-Letter-Ansatz
MLOCA	Medium Loss of Coolant Accident
MUSA	Mühleberg Safety Analysis
ODL	Ortsdosisleistung
PDS	Plant Damage State
PEGASOS	Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die Kernkraftwerks-Standorte in der Schweiz
PGA	Peak Ground Acceleration
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PRP	PEGASOS Refinement Project
PRV	Pressure Relief Valve

RC	Release Category
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System
RDB	Reaktordruckbehälter
RIA	Reactivity Initiated Accident
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SCWS	SUSAN Cooling Water System
SEC	Special Emergency Conditions
SLOCA	Small Loss of Coolant Accident
SMUSA	Shutdown Mühleberg Safety Assessment
SORV	Stuck Open Relief Valve (offen blockiertes Abblaseventil)
SRV	Safety Relief Valve
STCS	Shutdown and Torus Cooling System
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
TCS	Torus Cooling System
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction
TRAR	Total Risk of Activity Release
USDOE	U.S. Department of Energy
U.S. NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission

Anhang 2: Referenzen

- ¹ ENSI 11/1700: Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg, 20. Dezember 2012
- ² KKM-Brief: Periodische Sicherheitsüberprüfung PSÜ 2010, 30. Dezember 2010
- ³ PSÜ-KL-2010/101 bis PSÜ-KL-2010/115: Sicherheitsbericht 2010, Dezember 2010 (PSÜ-KL-2010/101 Übersicht und Auslegungsgrundlagen, PSÜ-KL-2010/102 Standort, PSÜ-KL-2010/103 Reaktor, PSÜ-KL-2010/104 Reaktorkühlsystem, PSÜ-KL-2010/105 Containmentsysteme, PSÜ-KL-2010/106 Technische Sicherheitseinrichtungen, PSÜ-KL-2010/107 Instrumentierungen, PSÜ-KL-2010/108 Elektrische Anlagen, PSÜ-KL-2010/109 Aufbereitungsanlagen für radioaktive Abfälle, PSÜ-KL-2010/110 Hilfssysteme, PSÜ-KL-2010/111 Turbogruppen mit Kondensat- und Speisewassersystem, PSÜ-KL-2010/112 Baukonstruktionen, PSÜ-KL-2010/113 Strahlenschutz, PSÜ-KL-2010/114 Transienten- und Störfallanalysen, PSÜ-KL-2010/115 Organisation und Betriebsführung)
- ⁴ PSÜ-KL-2010/200: Gesamtbewertung, 20. Dezember 2010
- ⁵ PSÜ-KL-2010/301 bis PSÜ-KL-2010/308: Betriebsführung und Betriebsverhalten – Organisation Personal, Dezember 2010 (PSÜ-KL-2010/301 Organisation, PSÜ-KL-2010/302 Personal, PSÜ-KL-2010/303 Vorschriften zum Betrieb der Anlage, PSÜ-KL-2010/304 Betriebsdokumentation, PSÜ-KL-2010/305 Mensch-Maschine Schnittstelle, PSÜ-KL-2010/306 Qualitätsmanagement, PSÜ-KL-2010/307 Sicherheitskultur, PSÜ-KL-2010/308 Bewertung der Betriebsführung)
- ⁶ PSÜ-KL-2010/401 bis PSÜ-KL-2010/409: Betriebsführung und Betriebsverhalten – Betriebserfahrung der Gesamtanlage (vgl. auch spezifische Referenzen 53, 69, 116, 155 und 204)
- ⁷ PSÜ-KL-2010/501 bis PSÜ-KL-2010/511: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte (vgl. auch spezifische Referenzen 66, 147, 156, 207, 216 und 321)
- ⁸ PSÜ-KL-2010/600: Bericht 06, Langzeitbetrieb des KKM, Betriebsdauermanagement für einen Betrieb über 40 Jahre, 20. Dezember 2010
- ⁹ PSÜ-KL-2010/701 bis PSÜ-KL-2010/741: Systembewertungen (vgl. auch spezifische Referenzen 172, 180, 181, 182, 183, 184, 191, 193, 195, 196, 197, 198, 199 und 217)
- ¹⁰ PSÜ-KL-2010/800: Deterministische Sicherheitsstatusanalyse DSSA, Oktober 2010
- ¹¹ PSA Level 1 und 2: Dokumente Level 1 Sections 1 to 10, Level 1 Appendices A to Z; Level 2 Ordner 1 bis 7
- ¹² ENSI 13/10: Gutachten des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch der EKMM AG – Neubauprojekt Ersatzkernkraftwerk Mühleberg, September 2010
- ¹³ AN-UM-2011/062: Deterministischer Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers, 30. Juni 2011
- ¹⁴ KKM-Brief: Umsetzung weiterer Massnahmen zum Hochwasserschutz im KKM, 6. September 2011
- ¹⁵ KKM-Brief: Kernkraftwerk Mühleberg, Antrag auf Konzeptfreigabe zu den geplanten Nachrüstmassnahmen im KKM, Projekt DIWANAS, 29. Juni 2012
- ¹⁶ ENSI-Brief: Sicherheitstechnischer Nachweis des KKM für das 10 000-jährliche Hochwasser, 6. September 2011
- ¹⁷ ENSI 11/1562: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens, 9. Juli 2012
- ¹⁸ Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) vom 16. April 2008

- ¹⁹ ENSI 13/17: Gefährdung durch Rutschungen und Steinschlag am Standort EKKM – Beurteilung der eingereichten Unterlagen der Resun AG zu Auflage 2 aus dem Gutachten des ENSI zum Rahmenbewilligungsge- such für das EKKM, 15. November 2011
- ²⁰ Nagra Final Report, Volumes 1 – 6: Probabilistic Seismic Hazard Analysis for Swiss Nuclear Power Plant Sites (PEGASOS Project), 31 July 2004
- ²¹ HSK-AN-6252: Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS), Juni 2007
- ²² Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) vom 17. Juni 2009
- ²³ Der Schweizerische Bundesrat: Verfügung betreffend die Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung beim Kernkraftwerk Mühleberg, 14. Dezember 1992
- ²⁴ HSK 11/800: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kern- kraftwerks Mühleberg, Dezember 2002
- ²⁵ HSK 11/1100: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kern- kraftwerks Mühleberg, November 2007
- ²⁶ HSK11/250: Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg, Oktober 1991
- ²⁷ SVTI-Festlegung NE-14, Rev. 1 bis 6: Konzept für die Wiederholungsprüfungen und die betriebliche Überwachung der abnahmepflichtigen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4 von Kernkraftwerken
- ²⁸ Richtlinie HSK-R-06: Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüs- tungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, 1985
- ²⁹ Richtlinie HSK-R-07: Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul-Scherrer- Instituts, 1995
- ³⁰ Richtlinie HSK-R-14: Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle, 1988
- ³¹ Richtlinie HSK-R-29: Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle, 2004
- ³² Richtlinie HSK-R-47: Prüfungen von Strahlenmessgeräten, 1999
- ³³ ENSI-Brief: Kernkraftwerk Mühleberg – Ergänzende Massnahmen zur Alterungsüberwachung Maschinen- technik, Schliessung der PSÜ-Pendenz 5.5-1, Schliessung des Geschäftes 11/08/004, 17. Dezember 2012
- ³⁴ Richtlinie ENSI-G14: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radi- oaktiver Stoffe aus Kernanlagen, 2009
- ³⁵ ENSI-Brief: Konzeptfreigabe (H1) zu den Nachrüstmassnahmen im KKIVI, Projekt DIWANAS (ohne Sicherung), 1. Februar 2013
- ³⁶ KKM-Brief: Umsetzungsplanung Programm DIWANAS, 28. Juni 2013
- ³⁷ BKW-Brief: Verfügung zum Langzeitbetrieb des KKM – Rechtliches Gehör, 8. November 2013
- ³⁸ ENSI-Verfügung: Verfügung im Hinblick auf die endgültige Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019, 14. November 2013
- ³⁹ ENSI 11/1842: Forderungen des ENSI im Hinblick auf die endgültige Ausserbetriebnahme des Kernkraft- werks Mühleberg im Jahr 2019, 14. November 2013
- ⁴⁰ NSNI/OSART/012/170: Report of the Operational Safety Review Team (OSART) Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant, Switzerland, 8 to 25 October 2012
- ⁴¹ Richtlinie ENSI-G07: Organisation von Kernanlagen, Juli 2013

- ⁴² BKW-Gruppe: Jahresbericht 2010, BKW FMB Energie AG
- ⁴³ Richtlinie ENSI-G07: Organisation von Kernanlagen, 2008
- ⁴⁴ KWR-KL-010, Rev. b: Kraftwerksreglement Kernkraftwerk Mühleberg, Betriebsordnung, 23. Oktober 2006
- ⁴⁵ IAEA Safety Standard NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants, Operation, 2000
- ⁴⁶ Organigramm Kernkraftwerk Mühleberg, 1. November 2010
- ⁴⁷ International Nuclear Safety Advisory Group (1991). *Safety Culture*. Safety Series No 75-INSAG-4. Vienna: IAEA.
- ⁴⁸ IAEA-NSNI/OSART/00/109: Report of the OSART (Operational Safety Review Team) Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant, Switzerland, 6 to 23 November 2000
- ⁴⁹ Richtlinie ENSI-B10: Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal, 2010
- ⁵⁰ IAEA Safety Series No. 50-C/SG-Q, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations, Vienna, 1996.
- ⁵¹ IAEA Safety Standard GS-R-3: The Management System for Facilities and Activities, 2006.
- ⁵² IAEA Safety Standard SSR-2/2: Safety of Nuclear Power Plants – Commissioning and Operation, 2011
- ⁵³ PSÜ-KL-2010/404 Rev. a: Betriebsführung und Betriebsverhalten, Betriebserfahrung der Gesamtanlage – Erfahrungen aus dem Normalbetrieb, 5. Juli 2012
- ⁵⁴ Richtlinie HSK-R-15: Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, 2004
- ⁵⁵ Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen, 2008
- ⁵⁶ IAEA Safety Standard NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants – Design, 2000
- ⁵⁷ IAEA Safety Standard SSR-2/1: Safety of Nuclear Power Plants – Design, 2012
- ⁵⁸ SVTI-Festlegung NE-14: Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4, 1. Januar 2005 (Revision 6)
- ⁵⁹ Richtlinie HSK-R-18: Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen, 2000
- ⁶⁰ Richtlinie HSK-R-23: Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken, 2003
- ⁶¹ Richtlinie ENSI-B01: Alterungsüberwachung, 2011
- ⁶² Richtlinie ENSI-B07: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen – Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen, 2008
- ⁶³ IAEA Safety Standard NS-G-2.12: Ageing Management for Nuclear Power Plants, 2009
- ⁶⁴ ENSI-Brief: Kernkraftwerk Mühleberg, Basisdokument zur Ermüdungsausnutzung des Dampferzeugungssystems – Stellungnahme des ENSI, Geschäft ENSI 11/13/043, 19. August 2013
- ⁶⁵ Richtlinie HSK-R-51: Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen, 2004
- ⁶⁶ PSÜ-KL-2010/502: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte – Bautechnik, PSÜ-Bericht, 24. September 2010
- ⁶⁷ HSK-Brief: KKM, PSÜ-Pendenz P05, Alterungsüberwachung der Bauwerke, Stellungnahme, 15. März 2005
- ⁶⁸ Richtlinie HSK-R-48: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, 2001

- ⁶⁹ PSÜ-KL-2010/405: Betriebsführung und Betriebsverhalten – Betriebserfahrung der Gesamtanlage Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung, 3. Dezember 2010
- ⁷⁰ GNF Report NEDE-24011-P-A-29-SW Rev. 29: General Electric Standard Application for Reactor Fuel, GESTAR III Switzerland, Mai 2009
- ⁷¹ GNF Supplemental Reload Licensing Report, May 2009
- ⁷² GNF Nuclear Design Report, May 2009
- ⁷³ GNF Double Humped Power Shape Evaluation, 3 June 2009
- ⁷⁴ Richtlinie HSK-R-61: Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren, 2004
- ⁷⁵ Richtlinie ENSI-A04: Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen, 2009
- ⁷⁶ HSK-Brief: Freigabe des Programms TRACG zur Analyse von Reaktivitätsstörfällen, 4. August 2005
- ⁷⁷ HSK-Brief: Freigabe des Programms MCNP01A für Kritikalitätsanalysen, 7. März 2007
- ⁷⁸ Studsvik Scandpower Report SSP-08/117 Rev. 1: Kernkraftwerk Mühleberg – Verification of CMS Model for Cycles 21 to 33, 15 September 2008
- ⁷⁹ Studsvik Scandpower Report SSP-08/126 Rev. 0: Kernkraftwerk Mühleberg – CMS Calculations for Cycles 21 to 36, 30 November 2008
- ⁸⁰ IAEA Safety Standard NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, 2000
- ⁸¹ ENSI-Brief: Massnahmen zur Einhaltung der thermischen Limiten – Abschluss des ENSI-Geschäfts 11/09/006, 18. November 2009
- ⁸² HSK-Inspektionsbericht AN-11/902: Inspektion im KKM am 01.10.2004 bzgl. der Erfüllung der PSÜ-Pendenzen P36 und P37 sowie des Erfahrungsrückflusses für das Ressort Physik bezüglich des Vorkommnisses im KKL vom 28.05.2004 (Überschreitung des zulässigen Aufheizgradienten des RDB beim Anfahren), 14. Oktober 2004
- ⁸³ BKW-Brief: Freigabeantrag für einen Peak Pellet Abbrand von 70 MWd/kg als allein gültiges Abbrandlimit für KKM, 27. August 2002
- ⁸⁴ BKW-Brief: Freigabeantrag für den Einsatz von 4 GNF2 Vorläuferelementen (LTA) mit Beginn des KKM Zyklus 33 (Rev. 2005), 19. Januar 2005
- ⁸⁵ BKW-Brief: Einsatz von GNF2 Nachladungen mit BOC36 (Sep. 2008), Freigabeantrag nach Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziffer 2 KEV, 7. März 2008
- ⁸⁶ BKW-Brief: Einsatz von GNF2-Nachladungen mit BOC36 (Sep. 2008), Freigabeantrag nach Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziffer 2 KEV, 7. März 2008
- ⁸⁷ HSK-Brief: Freigabe von Änderungen am GE14-Brennelement, 3. Mai 2001
- ⁸⁸ HSK-Brief: Freigabe eines Peak Pellet Abbrands von 70 MWd/kgU als allein gültiger Abbrandgrenzwert, 18. Dezember 2002
- ⁸⁹ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes von 4 GNF2-Vorläuferbrennelementen ab Zyklus 33, 19. August 2005
- ⁹⁰ HSK-Brief: Freigabe für GNF2 Nachladebrennelemente, 23. Juli 2008
- ⁹¹ ENSI-Brief: Freigabe für GNF2-Nachladungen mit dem Fremdkörperfilter Defender, 17. Februar 2010
- ⁹² ENSI-Brief: Einsatz von vier Zircaloy-4 Vorläufer-Kästen ab Zyklus 37 (2009/2010), Freigabe, 19. Februar 2009

- ⁹³ GNF-Bericht DRF 0000-0038-5460: KKM Fuel Performance in Post-NobleChem Water Chemistry, April 2005
- ⁹⁴ GNF-Bericht GEH-OLNC-0077-6827-00 Rev.0: KKM Fuel Deposits Results of August 2007 Sampling Campaign, März 2008
- ⁹⁵ HSK-Inspektionsbericht AN-11/874: Inspektionsbesuche bei STERN Laboratories, Hamilton (Canada) und Global Nuclear Fuel, Wilmington (USA), 11. Juni 2004
- ⁹⁶ Richtlinie ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente, 2010
- ⁹⁷ IAEA Safety Standard NS-G-1.4: Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, 2003
- ⁹⁸ IAEA Safety Standard NS-G-2.5: Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, 2002
- ⁹⁹ HSK-Brief: Freigabe der Brennelementbeladung des HDFSR mit der Checkerboard-Grey-Strategie während der Revision 2004, 16. August 2004
- ¹⁰⁰ BKW-Aktennotiz AN-PH-03/008: Strategie zur Verwendung von Steuerstäben im KKM, 23. Dezember 2003
- ¹⁰¹ KTA 3103: Abschaltssystem von Leichtwasserreaktoren, März 1984
- ¹⁰² VGB R 401 J : Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 2: SWR-Anlagen
- ¹⁰³ IAEA Safety Standard SGG-13: Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SGG-13, January 2011
- ¹⁰⁴ EPRI-Report 1011706: BWRVIP-156, BWR Vessel and Internals Project, Generic Guidelines for Improvement in HWC, System Availability, Final Report, June 2006
- ¹⁰⁵ EPRI-Report 1013397: BWRVIP-159, BWR Vessel and Internals Project HWC/NMCA Experience Report and NMCA Applications Guidelines, Final Report, October 2006
- ¹⁰⁶ KTA 3603: Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken, Fassung 2009-11
- ¹⁰⁷ DIN 25476: Primärkühlmittel-Reinigungsanlagen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, April 1987
- ¹⁰⁸ DIN 25416-2 Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken, Teil 2 – Verfahren, April 1996
- ¹⁰⁹ EPRI-Report 1008192: BWRVIP-130, BWR Vessel and Internals Project, BWR Water Chemistry Guidelines, Final Report, October 2004
- ¹¹⁰ EPRI-Report 1003127: BWR Dose Reduction Using Depleted Zinc Oxide Including Effects of Noble Metal Chemical Addition, Final Report, November 2001
- ¹¹¹ EPRI-Report 1009731: Chemistry Monitoring and Control for Fuel Reliability, Interim Report, December 2004
- ¹¹² LCC6 Special Topic Report: *Effect of Zinc in BWR and PWR/VVER on Activity Build-up, IGSCC and Fuel Performance*, 2010
- ¹¹³ KTA 3605: Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Fassung 2012-11
- ¹¹⁴ KWR-KL-001: Kraftwerksreglement für das Kernkraftwerk Mühleberg, 20. Dezember 2010

- ¹¹⁵ KWR-KL-030 Rev. c: Kraftwerksreglement – Strahlenschutzordnung, 27. Juni 2008
- ¹¹⁶ PSÜ-KL-2010/406: Betriebsführung und Betriebsverhalten – Betriebserfahrung der Gesamtanlage: Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes, 16. November 2010
- ¹¹⁷ AN-SU2010/093: Ausbildungsplanung Ressort SU 2011/2012, 23. Dezember 2010
- ¹¹⁸ KWR-KL-130 Rev. b: Fach- und Sachaufgaben der Abteilung Überwachung, 23. Oktober 2006
- ¹¹⁹ AA-SU-09.20: Arbeitsanweisung Strahlenschutzplanung, 30. November 1998
- ¹²⁰ Richtlinie ENSI-G15: Strahlenschutzziele für Kernanlagen, 2010
- ¹²¹ AA-SU-301: Arbeitsplatzüberwachung, 21. April 2010
- ¹²² VA-SU102 Rev. b: Schulung USD, 17. November 2010
- ¹²³ AA-SU-102 Rev. 1: Arbeitsanweisung Strahlenschutzschulung, 20. Mai 2008
- ¹²⁴ DBL-SU-304: Kompetenzen im Strahlenschutz, 22. Juli 2009
- ¹²⁵ USD/P-U-007: Prozessbeschreibung Strahlenschutzdienstleistungen, Juni 2008
- ¹²⁶ AN-MR-01/001 Rev. 1: Strahlenschutzmesstechnik, 19. Dezember 2001
- ¹²⁷ KWR-KL-130 Rev. b: Fach- und Sachaufgaben der Abteilung Überwachung, 23. Oktober 2006
- ¹²⁸ AA-SU-323: Kataster der radiologischen Situation in der Anlage und auf dem Areal, 19. November 2010
- ¹²⁹ DBL-SU-302: Zonenplan kontrollierter Zonen, 23. Oktober 2009
- ¹³⁰ DBL-SU-300: ODL-Kataster kontrollierte Zone, 22. März 2011
- ¹³¹ DBL-SU-301: ODL-Kataster ausserhalb kontrollierter Zonen, 18. Januar 2011
- ¹³² AN-SU-2008/509: Resultate der Gebäudeinspektionen im Projekt Zonenkonzept, Endbericht, 5. Dezember 2008
- ¹³³ ENSI 11/1420: Fachgespräch über den Stand des Strahlenschutzes im KKM am 21. Januar 2011 am ENSI, 8. Februar 2011
- ¹³⁴ AA-SU-301: KKM-Arbeitsanweisung Arbeitsplatzüberwachung, 21. April 2010
- ¹³⁵ KWR-KL-030 Rev. c: Kraftwerksreglement Strahlenschutzordnung, 27. Juni 2008
- ¹³⁶ AN-SU-09.010 (AN-SU-301): Arbeitsplatzüberwachung, 21. Juni 1999
- ¹³⁷ AN-SU-09.020 (AN-SU-302): Arbeitsanweisung Strahlenschutzplanung, 30. November 1998
- ¹³⁸ IAEA Safety Standard GSR Part 3 (Interim): Radiation Protection and Safety of Radiation Sources, International Basic Safety Standards, 2011
- ¹³⁹ NEA-Report 6399: Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, 2009
- ¹⁴⁰ AA-SU-09.010: Arbeitsplatzüberwachung, 21. Juni 1999
- ¹⁴¹ AN-MR-01/001 Rev. 1: Strahlenschutzmesstechnik, 19. Dezember 2001
- ¹⁴² Richtlinie ENSI-G13: Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen – Konzepte, Anforderungen und Prüfungen, 2008
- ¹⁴³ AA-SU-703 (AA-SU-103): Verfahrensanweisung für Nichtübereinstimmungen, 25. Oktober 2005
- ¹⁴⁴ AA-SU-09.610 (AA-SU-601): Freimessungen, 11. Januar 1999
- ¹⁴⁵ VA-UM-001: Verantwortlichkeiten beim Transport von Gefahrgut, 6. März 2009

- ¹⁴⁶ Richtlinie HSK-R-11: Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen, 2003
- ¹⁴⁷ PSÜ-KL-2010/508: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte – Wasserchemie und deren radiologische Auswirkung, 22. September 2010
- ¹⁴⁸ AN-SU-2011/064: Zusammenstellung der radiologisch relevanten Vorkommnisse, deren Beurteilung und die daraus abgeleiteten Folgemaßnahmen, 4. Juli 2011
- ¹⁴⁹ ENSI-AN-7872: Strahlenschutzbericht 2010
- ¹⁵⁰ WEI-A-016:0 Werksanität, 25. Oktober 2010
- ¹⁵¹ ANA-B-002.1 Rev. 1: Personenunfälle Grundlagen, 25. Oktober 2010
- ¹⁵² ANA-B-002.2 Rev. 1: Checkliste Personenunfälle, 25. Oktober 2010
- ¹⁵³ PSÜ-KL-2010-407: Betriebsführung und Betriebsverhalten, Betriebserfahrung der Gesamtanlage – Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung, 29. Dezember 2010
- ¹⁵⁴ HSK 11/400: Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM), Januar 1996
- ¹⁵⁵ PSÜ-KL-2010/409: Betriebsführung und Betriebsverhalten, Betriebserfahrung der Gesamtanlage – Transporte, 23. November 2010
- ¹⁵⁶ PSÜ-KL-2010/501: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte – Erdbebenauslegung der Gesamtanlage, 24. September 2010
- ¹⁵⁷ NRC Regulations, Title 10, Appendix H to Part 50: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, 2001
- ¹⁵⁸ KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Juni 2001
- ¹⁵⁹ ASTM E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels
- ¹⁶⁰ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, May 1988
- ¹⁶¹ ASTM E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature T₀ for Ferritic Steels in the Transition Range
- ¹⁶² ASME Code Case N-629: Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials for ASME Section XI, 1999
- ¹⁶³ ASME Code Case N-631, Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials other than Bolting for Class 1 Vessels for ASME Section III, Div. 1, 1999
- ¹⁶⁴ 3 SA-024.188, Rev. 2: Konzept zur Alterungsüberwachung des Reaktordruckbehälters
- ¹⁶⁵ EPRI-Report 1019057: BWRVIP-76-A, BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, 2009
- ¹⁶⁶ NEDC-33152P, Rev. 2: Aging of the KKM Reactor Pressure Vessel Internals, 2009 Update
- ¹⁶⁷ VORB-BM-2009/005: Vorkommnisbericht „Ausfall der ALPS Pumpe B während der monatlichen Wiederholungsprüfung“, 16. Dezember 2009
- ¹⁶⁸ ENSI 11/1337: Ausfall der ALPS-Pumpe B während der monatlichen Wiederholungsprüfung, 4. März 2010
- ¹⁶⁹ VORK-B-02/1: Vorkommnisbericht „Nichtstarten des Kernsprühsystems A bei Test“, 21. Februar 2002

- ¹⁷⁰ HSK-Brief: KKM-Vorkommnis VORK-B-02/1, Nichtstarten des Kernsprühsystems A bei Test, 22. April 2002
- ¹⁷¹ HSK 11/223, Revision 1: KKM-Pendenzliste, offene Pendenzen, August 1990
- ¹⁷² PSÜ-KL-2010/713: Systembewertung Steuerstabantriebssystem (SCRAM und SAB), 1. Dezember 2010
- ¹⁷³ VORK-B-03/001: Vorkommnisbericht „Messbeinleckage Durchflussmessung Speisewasserleitung A“, 11. Februar 2003
- ¹⁷⁴ VORK-BM-06/002: Vorkommnisbericht „Beschädigte Entlüftungsleitung der Speisewasserpumpe A“, 9. November 2006
- ¹⁷⁵ VORB-BM-2009/003: Vorkommnisbericht „Reaktorschnellabschaltung nach nicht erfolgreicher Umschaltung der Reservespeisewasserpumpe C für B“, 15. September 2009
- ¹⁷⁶ HSK-Brief: KKM-Vorkommnis VORK-B-03/001 „Messbeinleckage Durchflussmessung Speisewasserleitung A“, 1. April 2003
- ¹⁷⁷ HSK-Brief: Vorkommnis VORK-BM-06/002 „Beschädigte Entlüftungsleitung der Speisewasserpumpe A“, 6. Februar 2007
- ¹⁷⁸ ENSI 11/1320: Reaktorschnellabschaltung nach nicht erfolgreicher Umschaltung der Reserve-Speisewasserpumpe B für C, 22. Dezember 2009
- ¹⁷⁹ KTA 3405: Dichtheitsprüfung des Reaktorsicherheitsbehälters, November 2010
- ¹⁸⁰ PSÜ-KL-2010/706: Systembewertung Primärcontainment, 8. Dezember 2010
- ¹⁸¹ PSÜ-KL-2010/711: Systembewertung Reaktorschutz, 14. Dezember 2010
- ¹⁸² PSÜ-KL-2010/712: Systembewertung Reaktorschutz ARSI, 16. Dezember 2010
- ¹⁸³ PSÜ-KL-2010/703: Systembewertung Reaktor-Instrumentierung, 14. Dezember 2010
- ¹⁸⁴ PSÜ-KL-2010/704: Systembewertung Neutronenflussmessungen (WRM, PRNM, TOPPS), 14. Dezember 2010
- ¹⁸⁵ Richtlinie ENSI-B14: Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen, 2010
- ¹⁸⁶ Richtlinie HSK-R-31: Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E-klassierte elektrische Ausrüstungen, 2003
- ¹⁸⁷ Richtlinie HSK-R-35: Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik, 1996
- ¹⁸⁸ PSÜ-KL-2010/511: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Störfallinstrumentierung, 2. Dezember 2010
- ¹⁸⁹ Richtlinie ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen, 2009
- ¹⁹⁰ Richtlinie HSK-R-103: Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle, 1989
- ¹⁹¹ PSÜ-KL-2010/741: Systembewertung Betriebserfahrungen mit verschiedenen Betriebssystemen, 22. Dezember 2010
- ¹⁹² Richtlinie HSK-R-16: Seismische Anlageninstrumentierung, 1980
- ¹⁹³ PSÜ-KL-2010/702: Systembewertung Reaktorummwälzsystem, 3. November 2011
- ¹⁹⁴ Richtlinie HSK-R-46: Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken, 2005

- ¹⁹⁵ PSÜ-KL-2010/740: Systembewertung Betriebserfahrung wichtiger N-Systeme ohne Beschreibung, 8. Dezember 2010
- ¹⁹⁶ PSÜ-KL-2010/730: Systembewertung Notstromdieselanlage, 8. November 2010
- ¹⁹⁷ PSÜ-KL-2010/727: Systembewertung SUSAN Notstromdieselanlagen, 8. November 2010
- ¹⁹⁸ PSÜ-KL-2010/723: Systembewertung Eigenbedarfsanlage, 8. November 2010
- ¹⁹⁹ PSÜ-KL-2010/730: Systembewertung Eigenbedarf SUSAN, 8. November 2010
- ²⁰⁰ VORU-B-01/5: Vorkommnisbericht „Gelöste Abdichtschraube am Zylinderkopf des Diesels 90“, 21. September 2001
- ²⁰¹ VORK-B-02/2: Vorkommnisbericht „•Nichtstarten des Dieselgenerators 190A0001A der SUSAN Division A bei Test“, 25. April 2002
- ²⁰² HSK-Brief: Vorkommnis VORU-B-01/5 Gelöste Abdichtschraube am Zylinderkopf des Diesels 90, 19. November 2001
- ²⁰³ HSK-Brief: KKM-Vorkommnis VORK-B-0212, Nichtstarten des Dieselgenerators der SUSAN Division A bei Test, 26. Juli 2002
- ²⁰⁴ PSÜ-KL-2010/402: Betriebsführung und Betriebsverhalten – Betriebserfahrung der Gesamtanlage, Vorkommnisse im KKM, 1. Dezember 2010
- ²⁰⁵ PSÜ-KL-2010/504: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Brandschutz, 15. Oktober 2010
- ²⁰⁶ Richtlinie HSK-R-50: Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen, 2003
- ²⁰⁷ PSÜ-KL-2010/505: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Blitzschutz, 22. November 2010
- ²⁰⁸ ASK-Brief: Blitzschutz aus Sicht der nuklearen Sicherheit, 23. März 1979 (ASK = Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Eidgenössisches Amt für Energiewirtschaft)
- ²⁰⁹ KTA 2206: Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen, November 2009
- ²¹⁰ SEV 4022: Leitsätze des SEV, Blitzschutzanlagen, 2008
- ²¹¹ IEC 62305-1: Protection against lightning – Part 1: General principles, December 2010
- ²¹² IEC 62305-2: Protection against lightning – Part 2: Risk management, December 2010
- ²¹³ IEC 62305-3: Protection against lightning – Part 3: Physical damage to structures and life hazard, December 2010
- ²¹⁴ IEC 62305-4: Protection against lightning – Part 4: Electrical and electronic systems within structures, December 2010
- ²¹⁵ ENSI AN-7219: Anforderungen an interne Kommunikationsmittel von KKW, 12. April 2010
- ²¹⁶ PSÜ-KL-2010/509: Sicherheitstechnische Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Strahlenschutzmesstechnik, 3. Dezember 2010
- ²¹⁷ PSÜ-KI-2010/736: Systembewertung Nach-Unfall-Probenahmesystem (PASS), 5. November 2010
- ²¹⁸ NRC Regulatory Guide 1.97 Rev. 3: Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident, May 1983
- ²¹⁹ KTA 1501: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, November 2010
- ²²⁰ KTA 1502: Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken, November 2005

- ²²¹ KTA 1503.1: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe, Teil 1 – Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäsem Betrieb, Juni 2002
- ²²² KTA 1503.2: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe, Teil 2 – Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen, Juni 1999
- ²²³ KTA 1504: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser, November 2007
- ²²⁴ KTA 3502, Störfallinstrumentierung, Juni 1999
- ²²⁵ DIN ISO 2889: Probenentnahme von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus Kanälen und Kaminen kerntechnischer Anlagen (ISO 2889:2010), Juli 2012
- ²²⁶ ENSI 11/1299: Verfügung betreffend Anerkennung der Personendosimetriestelle des Kernkraftwerks Mühleberg, 3203 Mühleberg, 22. September 2009
- ²²⁷ KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, November 2012
- ²²⁸ KTA 3903: Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken, November 2012
- ²²⁹ VKF 16-03d: Flucht- und Rettungswege, Brandschutzrichtlinie der Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen, 20. Oktober 2008
- ²³⁰ VKF 17-03d: Kennzeichnung von Fluchtwegen, Sicherheitsbeleuchtung, Sicherheitsstromversorgung, Brandschutzrichtlinie der Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen, 20. Oktober 2008
- ²³¹ Richtlinie ENSI-A01: Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen – Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, 2009
- ²³² Richtlinie ENSI-A08: Quelltermanalyse – Umfang, Methodik und Randbedingungen, 2010
- ²³³ KKM PSÜ 2010, Bericht 8: Deterministische Sicherheitsstatusanalyse DSSA, Oktober 2010
- ²³⁴ ENSI 11/1453: Ergebnisse der Grobprüfung der Unterlagen zur PSÜ KKM 2010, 8. August 2011
- ²³⁵ BR-AM-2013/276: Umsetzung der ENSI-A01, Anforderungen für Störfallanalysen, PSÜ-Nachforderung 6.1.5, 26. Juli 2013
- ²³⁶ AN-PH-07/008: Störfallliste KKM, 9. November 2007
- ²³⁷ U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations
- ²³⁸ BR-AM-2012/255: ENSI-Grobprüfung der PSÜ, Terminerstreckung für Nachforderung 6.1.2, 2. Juli 2012
- ²³⁹ AN-AM-2012/083: Deterministische und radiologische Analyse des Ereignisses Schliessen aller Frischdampfisolationsventile – Stellungnahme zur Nachforderung 6.1.3 aus der Grobprüfung der Unterlagen zur PSÜ 2010, 21. Juni 2012
- ²⁴⁰ AN-BM-2011/121: EU Stress Test, Kernkraftwerk Mühleberg, 31. Oktober 2011
- ²⁴¹ AN-UM-2012/052: Deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens für das KKM, 28. März 2012
- ²⁴² Richtlinie HSK-R-100: Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie), 2004
- ²⁴³ ENSI-Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima, 18. März 2011
- ²⁴⁴ ENSI-Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung, 1. April 2011
- ²⁴⁵ ENSI-Verfügung: Neubewertung der Sicherheitsmargen des Kernkraftwerks Mühleberg im Rahmen der EU-Stresstests, 1. Juni 2011

- ²⁴⁶ Richtlinie ENSI-A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – Qualität und Umfang, 2009
- ²⁴⁷ GEH Report 0000-0096-1197-R1: Engineering Evaluation Report of Recirculation MG-Set Conversion to Adjustable Speed Drive for Kernkraftwerk Mühleberg (KKM), May 2009
- ²⁴⁸ VBE-BM-2011/008: Absperrklappe 049V0291 und Bypass-Schieber 049V0507, 2. September 2011
- ²⁴⁹ BR-MM-2012/378: Einbau einer Rückschlagklappe 049V 0300 in die HiKW-Rücklaufleitung 049R 0014 im Maschinenhaus, 27. September 2012
- ²⁵⁰ AN-AM-2012/083: Deterministische und radiologische Analyse des Ereignisses Schliessen aller Frischdampfisolationsventile – Stellungnahme zur Nachforderung 6.1.3 aus der Grobprüfung der Unterlagen zur PSÜ 2010, 21. Juni 2012
- ²⁵¹ HSK-Brief: Festlegung von Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle, 19. Juli 2004
- ²⁵² NEDC-24989A Revision 1: System Design Analysis for KKM SUSAN Project, December 1982
- ²⁵³ NEDC-24989A Supplement 1: System Design Analysis for KKM SUSAN Project – Supplemental Analysis to Address Power Upgrading Program, October 1988
- ²⁵⁴ NEDC-24989A Supplement 2: System Design Analysis for KKM SUSAN Project – Supplemental Report to Address Postulated Events with Loss of Coolant to the Turbine Building, February 1992
- ²⁵⁵ AN-AM-2012/097: Vorgehen zur Überprüfung und Durchführung von deterministischen Störfallanalysen, 19. Juli 2012
- ²⁵⁶ NEDE-24222: Assessment of BWR Mitigation of ATWS, Volumes I and II, December 1979
- ²⁵⁷ Appendix 4 „Evaluation of Störfallliste Events“ zu AN-STAB-2011/094: Kernkraftwerk Mühleberg, Langzeitbetrieb, Grobprüfung der Unterlagen – Stellungnahme zu der Nachforderung 5-1, 26. August 2011
- ²⁵⁸ NRC Regulations, Title 10, Chapter 1, Part 50.62
- ²⁵⁹ AN-AM-2011/129: Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilities) für die Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens im KKM, 8. Dezember 2011
- ²⁶⁰ ENSI 11/1562: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens, 7. Juli 2012
- ²⁶¹ TB-042-RS080011 – v02.00: Sicherheitsbericht EKKM, Unterlage zum Gesuch zur Rahmenbewilligung für das Ersatzkraftwerk Mühleberg (EKKM), Dezember 2008
- ²⁶² ENSI 11/1481: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers, 31. August 2011
- ²⁶³ AN-AM-2012/058: Deterministischer Nachweis der Beherrschung der Kombination von Erdbeben und Hochwasser für das KKM, 29. März 2012
- ²⁶⁴ Bundesamt für Wasser und Geologie: Sicherheit der Stauanlagen – Basisdokument zur konstruktiven Sicherheit, Berichte des BWG, Serie Wasser, Version 1.0, August 2002
- ²⁶⁵ Bundesamt für Wasser und Geologie: Sicherheit der Stauanlagen – Richtlinien des BWG, Berichte des BWG, Serie Wasser, Version 1.1, November 2002
- ²⁶⁶ Bundesamt für Wasser und Geologie: Sicherheit der Stauanlagen – Basisdokument zu dem Nachweis der Erdbebensicherheit, Berichte des BWG, Serie Wasser, Version 1.2, März 2003
- ²⁶⁷ ENSI-AN-7798: EU Stresstest Swiss National Report – ENSI Review of the Operators' Reports, 31 December 2011
- ²⁶⁸ ENSI-AN-7844: Aktionsplan Fukushima 2012, 28. Februar 2012
- ²⁶⁹ ENSI-Brief: Fukushima-Aktionsplan – Extreme Wetterbedingungen, 4. Juli 2012

- ²⁷⁰ HSK-AN-4626, Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, März 2003
- ²⁷¹ Appendix 7 „Deterministic Safety Analysis for External and Internal Events and Susan Diversity“ zu AN-STAB-2011/094: Kernkraftwerk Mühleberg, Langzeitbetrieb, Grobprüfung der Unterlagen – Stellungnahme zu der Nachforderung 5-1, 26. August 2011
- ²⁷² BR-UM-2011/252: Interne Überflutung des KKM-Reaktorgebäudes auf der Ebene -11 m – Deterministische Sicherheitsnachweise bei Leckagen des Hilfskühlwassersystems, 15. Juli 2011
- ²⁷³ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.183: Alternative Radiological Source Terms for Evaluation Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, July 2000
- ²⁷⁴ ANSI/ANS-18.1-1999: Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors. 21 September 1999
- ²⁷⁵ KKM-Brief: KKM Tech.-Spez. Änderungsantrag TSÄA-BM-2011/002; KKM Tech.-Spez. Änderungsantrag TSÄA-BM-2011/003; Freigabeantrag nach Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziffer 4 KEV, 13. März 2012
- ²⁷⁶ ENSI-Brief: Freigabe – Änderung der Technischen Spezifikation gemäss TSÄA-BM-2011/003, 22. Mai 2012
- ²⁷⁷ SSK: Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV – Empfehlung der Strahlenschutzkommission, 31. Dezember 1983
- ²⁷⁸ Crowl, D. A. & Louvar, J. F.: Chemical Process Safety, Fundamentals with Applications – Second Edition, Prentice Hall, August 2007
- ²⁷⁹ PV-29, Rev. 7: Wasser-Leckratentest an den Speisewasser-Rückschlagventilen 02V28A+B (Drywell) und 02V96A+B (Dampftunnel), 27. Oktober 2003
- ²⁸⁰ Motor Columbus Ingenieurunternehmung AG: Radiologische Auswirkungen in der Umgebung des Kernkraftwerkes beim Versagen eines Behälters des Abgassystems, September 1988
- ²⁸¹ AN-SU-2011/045: Folgedosis in der Umgebung des KKM bei Freisetzung von 1 Mg Frischdampf unter Störfallbedingungen, 25. Mai 2011
- ²⁸² AN-STAB-2011/104: Deterministische Studie des Langzeitverhaltens der Anlage bei einer Leckage im Hilfskühlwassersystem, 9. September 2011
- ²⁸³ AN-SU-2010/028, Rev. b: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, 27. September 2011
- ²⁸⁴ AN-SU-2010/064, Rev. b: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, Teil 2, 27. September 2011
- ²⁸⁵ Richtlinie ENSI-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – Anwendungen, 2008
- ²⁸⁶ ASME/ANS RA-Sa-2009: Addenda to ASME RA-S-2008 Standard for Level1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2009
- ²⁸⁷ BfS-SCHR-37/05: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, August 2005
- ²⁸⁸ NUREG/CR.6823: Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment, September 2003
- ²⁸⁹ NUREG/CR-4780: Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, January 1988
- ²⁹⁰ IAEA Safety Series No. 50-P-10: Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment – A Safety Practice, 1995

- ²⁹¹ NUREG/CR-4772: Accident sequence evaluation program – human reliability analysis procedure, 1987
- ²⁹² NUREG/CR-1278: Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications, 1983
- ²⁹³ Moieni, P., et al.: Modeling of Recovery Actions in PRAs. Report APG#15 (NUS-5272) for Electric Power Research Institute (Draft), April 1991
- ²⁹⁴ EPRI 10119898 / NUREG/CR-6850: EPRI/NRC-RES – Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities, Volumes. 1 and 2, September 2005
- ²⁹⁵ NUREG/CR-3862: Development of Transient Initiating Event Frequencies for Use in Probabilistic Risk Assessments, May 1985
- ²⁹⁶ NUREG/CR-5750: Rates of Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, 1987 – 1995, April 1998
- ²⁹⁷ NRC Summary Database of IPE results, from NRC Website, 1997
- ²⁹⁸ Oliver, R., et al., Brunswick Nuclear Plant Individual Plant Examination, Carolina Power and Light Company, August 1992
- ²⁹⁹ EPRI TR-100380, Pipe Failure in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, July 1992
- ³⁰⁰ EPRI TR-102266, Pipe Failure Study Update, April 1993
- ³⁰¹ NUREG-1829: Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process, April 2008
- ³⁰² EPRI NP-438: Characteristics of Pipe System Failures in Light Water Reactors, August 1997
- ³⁰³ EPRI TR-1013141, Revision 2: Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding PRAs, November 2010
- ³⁰⁴ EPRI TR-103959: Methodology for Developing Seismic Fragilities, 1994
- ³⁰⁵ SIA 261: Einwirkungen auf Tragwerke, 2003
- ³⁰⁶ SIA D 0188: Wind – Kommentar zum Kapitel 6 der Normen 261 und 261/1, Einwirkungen auf Bauwerke, 2003
- ³⁰⁷ Fujita, T.T.: Proposed Characterization of Tornadoes and Hurricanes by Area and Intensity. Satellite and Mesometeorology Research Paper 91, 1971
- ³⁰⁸ Boeing: Commercial Jet Airplane Accidents, Worldwide Operations 1959 – 2003, Aviation Safety, 2004
- ³⁰⁹ Brotschi, P.: Gebrochene Flügel – Alle Flugunfälle der Schweizer Luftwaffe, 2007
- ³¹⁰ DOE-STD-3014-96: Accident Analysis for Aircraft Crash into Hazardous Facilities, 1996
- ³¹¹ NUREG/CR-6025: The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993
- ³¹² KomABC 2006-03-D: Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, Januar 2006
- ³¹³ GNO-B-001.1, Rev. 5: KKM-Notfallordnung, 18. Juli 2007
- ³¹⁴ GNO-B-001.2, Rev. 4: KKM-Organisation und Pflichten Notfallstab, 13. Juli 2011
- ³¹⁵ IAEA Safety Standard GS-R-2: Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, 2002
- ³¹⁶ AN-KL-2007/005, Revision b: Zusammenstellung Notfallübungen und Angaben zur Notfallbereitschaft in der PSÜ, 29. August 2011
- ³¹⁷ WEI-A-020: Ausbildung Notfalleiter und Notfallstab

³¹⁸ Richtlinie HSK-R-45: Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen, 2004

³¹⁹ Richtlinie ENSI-B11: Notfallübungen, 2007

³²⁰ HSK-AN-3674: HSK-Anforderungen für die Entwicklung und Einführung von SAMG, November 2000

³²¹ PSÜ-KL-2010/506: Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte – Vorgehensweise bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, 24. November 2010

ENSI 11/1864

ENSI,CH-5200, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, info@ensi.ch, www.ensi.ch