



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 zum Langzeitbetrieb 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 11/1700

Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg

Brugg, 20. Dezember 2012

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
1.1	Veranlassung	1
1.2	Eingereichte Dokumente	2
2	Beurteilungsgrundlagen	5
2.1	Internationale Anforderungen	5
2.2	Rechtliche Grundlagen in der Schweiz	6
2.3	Aufbau der Stellungnahme	8
3	Alterungsmanagement	9
3.1	Mechanische Komponenten	9
3.2	Elektro- und leittechnische Komponenten	12
3.3	Bauwerke	14
4	Erneuerung der zeitlich befristeten Nachweise	17
4.1	Werkstoffzustand RDB	17
4.1.1	Bestimmung der Neutronenfluenz	17
4.1.2	Sprödbruch-Referenztemperatur	19
4.2	Integrität des Reaktordruckbehälters	20
4.3	Integrität des Kernmantels	21
4.3.1	Strukturintegritätsnachweis ohne Berücksichtigung der Zuganker	22
4.3.2	Instandhaltungskonzept	27
4.4	Integrität der Kerneinbauten	28
4.5	Ermüdungssicherheit von Behältern und Rohrleitungen	29
4.6	Integrität des Nuklearen Dampferzeugungssystems	31
4.7	Integrität der Stahldruckschale des Containments	32
4.8	Integrität der Betonhülle des Containments	34
5	Sicherheitsstatus aus deterministischer Sicht	37
5.1	Deterministische Störfallanalysen	37
5.1.1	Störfallanalysen gemäss PSÜ 2010	37
5.1.2	Aufgrund des Unfalls in Fukushima überarbeitete Störfallanalysen	40
5.2	Stand der Nachrüsttechnik	44
5.2.1	Redundanzgrad und Diversität von Sicherheitsfunktionen	46
5.2.2	Funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung	51
5.2.3	Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme	53
5.2.4	Schutz gegen äussere Einwirkungen	54
5.2.5	Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle	56
5.3	Zusammenfassende Bewertung	60
6	Sicherheitsstatus aus probabilistischer Sicht	61

7 Zusammenfassung	65
Anhang 1: Gesetze und Verordnungen	71
Anhang 2: Richtlinien	73

1 Einleitung

1.1 Veranlassung

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) nahm am 6. November 1972 seinen kommerziellen Betrieb auf. Die ursprüngliche Betriebsbewilligung war befristet. Die Befristung wurde vom Eidgenössischen Verkehrs- und Energiedepartement (EVED, heute UVEK) bzw. vom Bundesrat in mehreren Schritten bis zum 31. Dezember 2002 verlängert. Im Mai 1996 beantragte die BKW FMB Energie AG die Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung vom 14. Dezember 1992. Mit Verfügung vom 28. Oktober 1998 verlängerte der Bundesrat die Betriebsbewilligung bis zum 31. Dezember 2012. Der Bundesrat legte fest, dass der Betreiber des KKM die Sicherheit der Anlage periodisch nachzuweisen habe. Dazu war der HSK (heute: ENSI) bis zum Jahr 2001 eine umfassende Dokumentation für eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) und bis zum Jahre 2006 eine Aktualisierung der PSÜ-Dokumentation einzureichen. Die HSK erstellte Ende 2002¹ und 2007² je eine sicherheitstechnische Stellungnahme.

Im Januar 2005 reichte die BKW wiederum ein Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung ein. Der Bundesrat trat darauf mangels Zuständigkeit nicht ein und überweis 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. Dieses Urteil war bei Redaktionsschluss noch nicht rechtskräftig.

Unabhängig davon musste die BKW die 2001 eingereichte PSÜ-Dokumentation aufgrund der Verfügung des Bundesrats vom 28. Oktober 1998 für eine Zwischenbewertung des KKM bis zum Jahre 2006 aktualisieren und der HSK zur Bewertung einreichen. Zu dieser aktualisierten PSÜ-Dokumentation hatte die HSK in ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme vom November 2007² zusätzlich zum normalen PSÜ-Prüfumfang die wichtigen Schlüsselkomponenten im Hinblick auf einen Weiterbetrieb der Anlage über das Jahr 2012, d. h. über 40 Betriebsjahre hinaus, beurteilt und keine

¹ HSK 11/800: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, Dezember 2002

² HSK 11/1100: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, November 2007

grundsätzlichen Hinderungsgründe für einen Betrieb der Anlage über das Jahr 2012 hinaus festgestellt. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb verlangte die HSK darin eine vertiefte Beurteilung der Erdbebengefährdung am Standort KKM (Forderung PSÜ-8.3-1h) sowie die Einreichung eines überarbeiteten Instandhaltungskonzeptes für den rissbehafteten Kernmantel bis zum 31. Dezember 2010 (Forderung PSÜ-10.2-1).

Per Ende 2010 waren die Unterlagen für die nächste ordentliche Periodische Sicherheitsüberprüfung einzureichen. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb verlangte das ENSI am 18. Februar 2011³ zusätzliche Sicherheitsbewertungen und spezielle Nachweise, die zeigen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Systeme und Komponenten bei einem Betrieb über 40 Jahre hinaus nicht erreicht werden. Zudem ist die konzeptionelle Auslegung der Anlage zu überprüfen und es ist zu zeigen, dass die Anlage soweit nachgerüstet ist, wie dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig und zur weiteren Verminderung von Gefährdungen angemessen ist. Dieser Aspekt ist vor allem vor dem Hintergrund des schweren KKW-Unfalls im japanischen Fukushima im März 2011 von besonderer Bedeutung, welcher in die Zeit der Erstellung dieser Stellungnahme fiel.

Das ENSI verfasst wie auch schon für das Kernkraftwerk Beznau⁴ eine Stellungnahme zum Langzeitbetrieb der Anlage. In dieser Stellungnahme werden die technischen Voraussetzungen für einen sicheren Betrieb des Kernkraftwerks über 40 Jahre hinaus beurteilt, insbesondere ob keine Ausserbetriebnahmekriterien erreicht werden und ob weitere Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit möglich und angemessen sind.

1.2 Eingereichte Dokumente

Mit Schreiben vom 30. Dezember 2010⁵ reichte das KKM fristgerecht die Unterlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) beim ENSI ein. Der Bericht 6⁶ der PSÜ-Unterlagen des KKM befasst sich mit dem Langzeitbetrieb der Anlage. Zusätzlich reichte das KKM weitere technische Unterlagen ein, die zur Beurteilung der materialtechnischen Alterung und des Sicherheitsstatus der Anlage erforderlich waren. Teil dieser Unterlagen waren die im Rahmen der Langzeitbetriebsbeurteilung 2007 geforderte vertiefte Beurteilung der Erdbebengefährdung am Standort KKM sowie das überarbeitete Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel.

In einem ersten Schritt unterzog das ENSI die PSÜ-Unterlagen einer Grobprüfung und erweiterte den Prüfumfang. Es forderte insbesondere zusätzliche Sicherheitsbewertungen und Nachweise zum Langzeitbetrieb nach. Diese wurden am 30. April 2011 sowie am 30. Juni 2011 fristgerecht eingereicht.

Im Rahmen der PSÜ 2010 und der damit verbundenen Untersuchung der Langzeitbetriebssicherheit des KKM auf Basis aktueller Auslegungsanforderungen sowie unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus den Ereignissen in Fukushima wurde im KKM das Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel überarbeitet und ein umfassendes Konzept für weitere Nachrüstmassnahmen entwi-

³ ENSI-Schreiben: Kernkraftwerk Mühleberg, Langzeitbetrieb, Grobprüfung der Unterlagen, 18. Februar 2011

⁴ ENSI 14/1400: Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2, 30. November 2010

⁵ KKM-Schreiben: Periodische Sicherheitsüberprüfung PSÜ 2010 (10 Berichte), 30. Dezember 2010

⁶ KKM-Bericht PSÜ-KL-2010/600: Bericht 6, Langzeitbetrieb des KKM, Betriebsdauermanagement für einen Betrieb über 40 Jahre, 20. Dezember 2010

ckelt (Projekt DIWANAS, diversitäre Wärmesenke und Nachwärmeabfuhrsystem). Die zugehörigen Unterlagen wurden am 30. Dezember 2011⁷ respektive am 30. Juni 2012⁸ beim ENSI zur Beurteilung eingereicht.

⁷ KKM-Aktennotiz AN-NT-2010/082, Rev. b: Instandhaltungskonzept KKM-Kernmantel, 23. Dezember 2011

⁸ KKM-Schreiben: Antrag auf Konzeptfreigabe zu den geplanten Nachrüstmassnahmen im KKM, Projekt DIWANAS, 29. Juni 2012

2 Beurteilungsgrundlagen

2.1 Internationale Anforderungen

International werden zwei unterschiedliche Vorgehensweisen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit während der gesamten Betriebsdauer von Kernkraftwerken verfolgt:

- **Befristete Betriebsbewilligungen:** In den USA aber auch in Finnland, dem Vereinigten Königreich und Ungarn ist die Betriebsbewilligung befristet. Während der Gültigkeit der Bewilligung ist der Bewilligungsinhaber zwar verpflichtet gewisse Verbesserungsmaßnahmen aufgrund der Betriebserfahrung umzusetzen. Er genießt jedoch einen relativ grossen Bestandsschutz. Insbesondere in den USA werden während der Bewilligungsdauer keine umfassenden Sicherheitsüberprüfungen vorgenommen.

Nach Ablauf der Betriebsbewilligung (in der Regel nach 40 Jahren Betrieb) benötigt der Bewilligungsinhaber eine neue Bewilligung. Für die Erteilung der neuen Betriebsbewilligung sind den Behörden umfangreiche Erfahrungsberichte und Nachweise einzureichen. Aktuell verfügen in den USA mehr als 70 Kernkraftwerke über eine auf 60 Jahre verlängerte Betriebsbewilligung. Weitere Kernkraftwerke haben bei der Aufsichtsbehörde USNRC entsprechende Anträge gestellt.

- **Unbefristete Betriebsbewilligungen:** In der Schweiz wie in Spanien, Frankreich, Belgien und Schweden werden die Betriebsbewilligungen in der Regel unbefristet erteilt. Im Gegenzug genießt der Bewilligungsinhaber einen geringeren Bestandsschutz als bei den befristeten Bewilligungen. Er ist verpflichtet, seine Anlage kontinuierlich zu verbessern und auf dem internationalen Stand der Nachrüsttechnik zu halten.

Die Überprüfung der Nachrüstpflcht erfolgt im Rahmen der mindestens alle 10 Jahre durchzuführenden umfassenden Sicherheitsüberprüfungen. Dazu sind der Aufsichtsbehörde Vorkommnis- und Erfahrungsberichte sowie spezifische Sicherheitsnachweise gemäss dem länderspezifischen Regelwerk einzureichen. Die Behörde prüft die Unterlagen und erstellt eine Stellungnahme, welche den Anlagenzustand und die Sicherheitsnachweise des Kernkraftwerks bewertet sowie Nachforderungen zur Behebung von Mängeln und Behandlung offener Punkte stellt.

Mit dem IAEA-EBP-SALTO-Bericht⁹ (SALTO: Safety Aspects of Long Term Operation) haben die Kernenergieländer Empfehlungen für die Gewährleistung eines sicheren Langzeitbetriebs von Kernkraftwerken formuliert. Danach müssen folgende Voraussetzungen erfüllt sein:

- Vorhandensein gesetzlicher Grundlagen zum Langzeitbetrieb
- Überprüfung der Auslegungsgrundlagen auf der Basis des Standes der Nachrüsttechnik
- Programme und Massnahmen für die Instandhaltung und das Alterungsmanagement unter Berücksichtigung der internen und externen Betriebserfahrung und des Standes von Wissenschaft und Technik

⁹ IAEA-EBP-SALTO: Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors, July 2007

- Erneuerung der zeitlich befristeten Nachweise zum Alterungsmanagement, wie beispielsweise Nachweise zur Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters, zur Ermüdungssicherheit des Reaktorkühlsystems und zum Bruchausschluss der Hauptkühlmitteleitung
- Aktualisierung des Sicherheitsberichts, in dem die Erkenntnisse aus den vorstehend genannten Programmen und Nachweisen dokumentiert sind

Das zentrale Instrument zur Umsetzung der SALTO-Anforderungen ist das Alterungsmanagement. Es dient der systematischen Erfassung und Auswertung aller alterungsrelevanten Vorgänge in der jeweiligen Anlage unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung anderer, auch ausländischer Anlagen sowie von Forschungsergebnissen und deren Umsetzung. Derzeit ist der Stand des Alterungsmanagements in den einzelnen Kernenergieländern recht unterschiedlich. Die Länder, die früh damit begonnen haben, verfügen über eine umfangreiche Erfahrung, welche bei dessen Weiterentwicklung berücksichtigt wird. Die Schweiz hat bereits 1991 mit dem Aufbau eines Alterungsmanagementsystems begonnen.

Die IAEA hat Anstrengungen zur Harmonisierung der Anforderungen an die Alterungsüberwachung und die Bewertung durch die zuständigen Behörden unternommen und die Anforderungen im IAEA Safety Standard NS-G-2.12¹⁰ publiziert.

2.2 Rechtliche Grundlagen in der Schweiz

Art. 22 des Kernenergiegesetzes KEG¹¹ verlangt vom Bewilligungsinhaber eines Kernkraftwerks unter anderem:

- Massnahmen, um die Anlage in einem guten Zustand zu erhalten
- Nachprüfungen sowie systematische Sicherheitsbewertungen während der ganzen Lebensdauer der Anlage
- periodische umfassende Sicherheitsüberprüfungen
- Nachrüstungen der Anlage, soweit dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist
- Verfolgung der Entwicklung von Wissenschaft und Technik sowie der Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen

Die oben genannten Pflichten des Bewilligungsinhabers werden in den Art. 32 bis 35 der Kernenergieverordnung (KEV)¹² weiter konkretisiert. Insbesondere die detaillierten Anforderungen an die Instandhaltung, die Alterungsüberwachung und die umfassende Sicherheitsüberprüfung decken die spezifischen Anforderungen des SALTO-Berichtes ab.

Ein Kernkraftwerk ist in der Schweiz gemäss Art. 44 KEV vorläufig ausser Betrieb zu nehmen und nachzurüsten, falls Ereignisse oder Befunde zeigen, dass

- die Kernkühlung bei Störfällen nicht mehr gewährleistet ist,

¹⁰ IAEA Safety Standard NS-G-2.12: Ageing Management for NPP, 2008

¹¹ Kernenergiegesetz (KEG; SR 732.1) vom 21. März 2003

¹² Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) vom 10. Dezember 2004

- die Integrität des Primärkreislaufes nicht mehr gewährleistet ist oder
- die Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet ist.

In der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken¹³ – im Folgenden „Ausserbetriebnahmeverordnung“ genannt – wird unterschieden, ob eine Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern oder wegen Alterungsschäden zu erfolgen hat. Der Bewilligungsinhaber hat die Auslegung des Kernkraftwerks unter anderem unverzüglich zu überprüfen, wenn er annehmen muss, dass aufgrund eines Auslegungsfehlers ein Ausserbetriebnahmekriterium erfüllt ist. Darüber hinaus hat er eine derartige Überprüfung auch auf Anordnung der Aufsichtsbehörde oder bei bestimmten Ereignissen oder Befunden in der eigenen oder einer anderen in- oder ausländischen Anlage durchzuführen. Der Bewilligungsinhaber hat das Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen, wenn die Überprüfung zeigt, dass die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3 bis 5 und Art. 96 Abs. 5 der Strahlenschutzverordnung¹⁴ nicht eingehalten werden. Dieser Nachweis erfolgt anhand technischer und radiologischer Störfallanalysen. Die konkreten Anforderungen an diese Analysen sind in den Richtlinien ENSI-A01, ENSI-A08 und ENSI-G14 festgelegt.

Bei Feststellung von Alterungsschäden hat der Bewilligungsinhaber das Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen, wenn folgende Kriterien erfüllt sind:

- **Versprödung Reaktordruckbehälter (RDB):** justierte Sprödbrech-Referenztemperatur für eine Tiefe von einem Viertel der Wanddicke RDB grösser als 93 °C oder Betrag der Kerbschlagarbeit in der Temperaturhochlage kleiner als 68 J
- **Integrität Primärkreislauf:** Auftreten von wanddurchdringenden Rissen oder Wandstärke kleiner als die rechnerische Mindestwandstärke bei Auslegungsdruck (ohne Zuschläge, Sicherheitsfaktor gleich 1,0)
- **Integrität Primärcontainment:** Wandstärke kleiner als die rechnerische Mindestwandstärke bei Auslegungsdruck (ohne Zuschläge, Sicherheitsfaktor gleich 1,0)
- **Integrität Sekundärcontainment:** Schädigung von mehr als 20 % der Betonoberfläche (10 % im Bereich von vorgespannten Bauteilen) durch Risse von mehr als 0,5 mm Breite oder durch Abplatzungen

Gemäss Art. 13 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen¹⁵ – im Folgenden „Gefährdungsannahmenverordnung“ genannt – hat der Bewilligungsinhaber bei Änderung der in der Baubewilligung zugrunde gelegten Gefährdungsannahmen die Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage und insbesondere auf das Risiko zu bewerten. Für Auslegungsstörfälle sind die Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse gemäss Kapitel 4 der Richtlinie ENSI-A01 über den Umfang, die Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse zu erfüllen. Ausgewählte auslegungsüberschreitende Störfälle sind entsprechend Kapitel 5 der Richtlinie ENSI-A01 zu analysieren. Die „Gefährdungsannahmenverordnung“ enthält des Weiteren in Art. 12 insbesondere Anforderungen an das aus probabilistischer

¹³ 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

¹⁴ Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) vom 22. Juni 1994

¹⁵ Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) vom 17. Juni 2009

Sicht zu erreichende Sicherheitsniveau für bestehende Kernkraftwerke, welches in der Richtlinie ENSI-A06 konkretisiert wird.

Im Rahmen dieser Stellungnahme wird überprüft, ob davon auszugehen ist, dass diese gesetzlichen Anforderungen für einen sicheren Betrieb auch beim angestrebten Langzeitbetrieb des KKM erfüllt bleiben.

2.3 Aufbau der Stellungnahme

In der Stellungnahme werden vom ENSI die vom KKM umgesetzte Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme untersucht, die in der „Ausserbetriebnahmeverordnung“¹⁶ vorgegeben sind. Dabei wurde auch überprüft, ob die im SALTO-Bericht genannten Voraussetzungen für einen Langzeitbetrieb im KKM erfüllt sind. Weiterhin ist das der Auslegung des KKM zugrunde liegende Sicherheitskonzept bewertet worden.

In Kapitel 3 werden das Alterungsmanagement und der aktuelle Zustand der Anlage untersucht. Insbesondere wird überprüft, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unter Beachtung vorliegender Betriebserfahrung bekannten anlagenrelevanten Alterungsmechanismen identifiziert und überwacht werden. Die nennenswerten Abweichungen von Betriebsparametern, die praktizierten Überwachungsmassnahmen und die wesentlichen sicherheitsrelevanten Befunde werden im Hinblick auf Alterungsrelevanz bewertet.

Mit den zeitlich befristeten Nachweisen wird in Kapitel 4 aufgezeigt, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlageteile und insbesondere auch die Ausserbetriebnahmekriterien zur Primärkreislauf- und Containmentintegrität in einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden. Die beurteilten Nachweise umfassen die Sprödbruchsicherheit des RDB, die Integrität des Kernmantels und anderer Kerneinbauten, die Ermüdungssicherheit für Behälter und Rohrleitungen, die Integrität des nuklearen Dampferzeugungssystems sowie die Integrität der Stahldruckschale und der Betonhülle des Containments.

In Kapitel 5 wird unter anderem beurteilt, ob die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3 bis 5 und Art. 96 Abs. 5 der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Zudem wird in den Kapiteln 5 und 6 der Sicherheitsstatus aus deterministischer sowie aus probabilistischer Sicht bewertet. Hierbei wird insbesondere geprüft,

- inwieweit die Gefährdungsannahmen aktuelle Erkenntnisse berücksichtigen und ein umfassendes Störfallspektrum analysiert und beherrscht wird,
- inwieweit die umgesetzten und geplanten Nachrüstmassnahmen dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechen und
- ob die Resultate der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ein ausreichendes Sicherheitsniveau und ein ausgewogenes Risikoprofil ausweisen.

In der Zusammenfassung (Kapitel 7) führt das ENSI eine Gesamtbeurteilung der im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb des KKM getroffenen Vorsorgemassnahmen durch.

¹⁶ 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

3 Alterungsmanagement

Die Schweiz gehörte weltweit zu den ersten Ländern, die ein systematisches Alterungsmanagement eingeführt haben. Seit 1991 betreiben alle Kernkraftwerke ein Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) und überprüfen systematisch die sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen bezüglich der Alterungseffekte. Damit wird sichergestellt, dass die bekannten Alterungsmechanismen bei allen sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen in den entsprechenden Instandhaltungs- und Qualitätssicherungsprogrammen berücksichtigt und geeignete Massnahmen bei festgestellten Abweichungen ergriffen werden.

Bei der Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms sind folgende Datenquellen zu berücksichtigen: relevante Herstellerinformation, Erkenntnisse aus Instandhaltung, Betriebserfahrung und Schadensfällen sowie der Stand von Wissenschaft und Technik. Die Dokumentation des Alterungsüberwachungsprogramms umfasst:

- werkspezifische sowie GSKL¹⁷-Dokumente und Leitfäden
- Steckbriefe zur Alterungsüberwachung mit bauteil- oder komponentenspezifischer Zuordnung von als relevant erkannten Alterungsmechanismen und Abgleich mit dem jeweiligen Instandhaltungsprogramm

Die Dokumentation des Alterungsüberwachungsprogramms wird laufend aktualisiert. Das KKM verfügt über 31 Steckbriefe¹⁸ zum Fachbereich Maschinentechnik, 25 Steckbriefe zum Fachbereich Elektrotechnik und 24 Steckbriefe zum Fachbereich Bautechnik.

3.1 Mechanische Komponenten

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM führt eine fachliche Bewertung der Alterungsmechanismen im Wesentlichen auf der Basis des von der GSKL erstellten Katalogs von Alterungsmechanismen von mechanischen Komponenten (KATAM) durch. Zusätzlich ist für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 auf Basis des KATAM eine werkspezifische Version des Katalogs erstellt worden, um die KKM-typischen Randbedingungen zu berücksichtigen.

Die ab 1991 begonnene Alterungsüberwachung ergänzt das KKM-Konzept der Instandhaltung. Die systematisch erstellten 31 Steckbriefe decken die möglichen Alterungsmechanismen während der spezifischen Einsatzdauer ab und repräsentieren entsprechend den Ausführungen des KKM den Stand der Technik.

Das KKM gibt an, im Zusammenhang mit der systematischen Alterungsüberwachung seit 1991 folgende ausgewählte Massnahmen durchgeführt zu haben:

Primärsysteme (Reaktor und dessen Einbauten, Umwälzschleife)

- Erweiterung des Prüfumfangs am RDB (visuelle Prüfungen im Inneren des RDB)

¹⁷ GSKL: Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter

¹⁸ Komponenten-, system- oder bauwerksspezifisches Dokument, welches die wichtigsten Daten für die Beurteilung der Alterung, die für die Anlage relevanten Alterungsmechanismen sowie Angaben zur Umsetzung des komponenten- oder bauwerksspezifischen Alterungsüberwachungsprogramms enthält

- Austausch der RDB-Bolzen
- Einführung der Wasserstofffahrweise mit kontinuierlicher Edelmetalleinspeisung zur vorbeugenden Reduzierung der Anfälligkeit gegen Spannungsrisskorrosion
- Sanierung der Speisewasserstutzen
- Umbau der Reaktorumwälzpumpen

Containmentsysteme

- Austausch der Torusringleitung
- Ersatz der Tauchrohre im Torus
- Zustandsuntersuchungen der Containmentschale von aussen und innen
- Sanierung der Zwischenkühlwasserleitungen im Drywell

Weitere Systeme

- Sanierung der Leitungen des Brennelementbecken-Kühlsystems
- Sanierung von Abgasleitungen
- Einführung von Wanddickenmessprogrammen

Zusammenfassend stellt das KKM fest, dass aufgrund der heutigen Erfahrung der bekannten und überwachten Alterungsmechanismen keine Einschränkungen hinsichtlich eines sicheren Betriebes der Anlagen über 40 Jahre hinaus bestehen.

Beurteilung des ENSI

In den letzten 40 Jahren wurden in zahlreichen Forschungs- und Entwicklungsprojekten Modelle zur Vorhersage von Schäden in Siedewasserreaktoranlagen untersucht. Die Modelle wurden ständig verbessert. Hinzu kommt die langjährige weltweite Betriebserfahrung, die dazu führte, dass die technischen Schwachstellen beseitigt werden konnten. Als wesentliche, die Lebensdauer bestimmende Alterungsmechanismen gelten vor allem die Materialversprödung des Reaktordruckbehälters im Kernbereich, die unterschiedlichen Arten von Spannungs- und Schwingrisskorrosion in Behältern und Rohrleitungen, insbesondere an Schweissnähten mit Nickelbasislegierungen, die thermomechanische Ermüdung durch Strömungsvermischung und Temperaturschichtungen sowie auch einige Korrosionsphänomene am Primärcontainment.

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

- Spannungsrisskorrosion an der Umwälzschleife: Die Umwälzschleife wurde 1986 ersetzt, dabei wurde der ursprüngliche Stahl durch den korrosionsbeständigeren Stahl 316LN ausgetauscht.
- Spannungsrisskorrosion am Kernmantel
- Leckage infolge thermomechanischer Ermüdung am N9-Stutzen des RDB

Die relativ kleine Anzahl an relevanten Befunden infolge Alterungsmechanismen an klassierten Komponenten ist insbesondere auch auf die konservative Auslegung der Ausrüstungen des KKM sowie die frühzeitige Optimierung der Wasserchemie im Primärkreis zurückzuführen. Da zur Zeit der Kon-

struktion des KKM noch wenige Daten aus Forschung und Entwicklung vorlagen und die Betriebserfahrung fehlte, wurde damals mit grossen Sicherheitszuschlägen gearbeitet. Entsprechend weist der heutige Materialzustand für die meisten Komponenten des KKM noch erhebliche Sicherheitsreserven auf.

Das ENSI beurteilt die im KKM aufgebaute Systematik der Alterungsüberwachung im Fachbereich Maschinentechnik positiv. Die erstellten Steckbriefe werden vom ENSI als geeignete Basis für die zukünftige Alterungsüberwachung angesehen. Die Steckbriefe entsprechen den Anforderungen der vor 2011 geltenden Richtlinie HSK-R-51. Es sind jedoch noch Verbesserungen hinsichtlich der Übertragung von aktuellen Erkenntnissen aus Wissenschaft und Technik in die Steckbriefe notwendig. Die neuen Erkenntnisse wurden bisher nur pauschal ausgewertet und werden teilweise nur mit Verzögerung in der Rahmendokumentation berücksichtigt. 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 die werkspezifischen 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-Kataloges sind alle Steckbriefe auf Vollständigkeit hinsichtlich der zu berücksichtigenden Alterungsmechanismen zu überprüfen. Dabei ist auch die 2011 in Kraft getretene neue ENSI-Richtlinie zur Alterungsüberwachung ENSI-B01 zu beachten. Die entsprechende Umsetzung wird im Rahmen einer Forderung zur PSÜ-KKM sichergestellt.

Aus den Erkenntnissen der Instandhaltung, der Betriebserfahrung aus eigenen und fremden Anlagen und der Analysen in den Steckbriefen wurden Massnahmen eingeleitet und durchgeführt. Beispiele solcher Massnahmen sind die Erweiterung des Prüfumfanges am RDB sowie verkürzte Prüfintervalle für den Kernmantel und die Kernsprühleitung. Zudem hat das KKM frühzeitig die Wasserchemie optimiert und die Wasserstofffahrweise mit kontinuierlicher Edelmetalleinspeisung eingeführt. Die Massnahmen zeigen, dass im KKM die Wechselwirkung von unmittelbaren Instandhaltungsmassnahmen und längerfristiger Alterungsüberwachung gut verstanden und umgesetzt wird.

Die durchgeführten Qualifizierungen bei den Prüf-, Mess- und Überwachungssystemen tragen im KKM dazu bei, dass der Zustand der Primäranlage zuverlässig, zeitnah und vorausschauend beurteilt werden kann. Die dabei eingesetzten Prüftechniken entsprechen dem Stand der Technik und umfassen auch neu entwickelte Techniken wie moderne flexible Matrix-Wirbelstromprüfsysteme oder ferngesteuerte Kamerasysteme. Die Prüfbarkeit der mechanischen Ausrüstungen wurde an vielen Stellen durch die Erneuerung der thermischen Isolierungen mit leicht handhabbaren Kassetten verbessert.

Die Alterungsüberwachung des KKM deckt wie von der Richtlinie ENSI-B01 gefordert die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 3 mit Steckbriefen ab. Darüber hinaus hat das KKM auch ein geeignetes Instandhaltungs- und Alterungsmanagement für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 4 sicherzustellen, die nicht in Steckbriefen behandelt werden. Diese Komponenten umfassen insbesondere Behälter mit radiologischer Bedeutung. Für den Langzeitbetrieb ist auch für diese Komponenten eine Überprüfung der ursprünglich spezifizierten Einsatzdauer und der Auslegung erforderlich, um eventuell notwendige Massnahmen rechtzeitig identifizieren zu können.

Forderung 3.1-1

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.

3.2 Elektro- und leittechnische Komponenten

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Der Zustand der elektro- und leittechnischen Systeme und Komponenten wird vom KKM als gut bewertet. Neben der systematischen, qualitätsgesicherten Instandhaltung werden elektrotechnische Ausrüstungen systematisch erneuert und dem Stand der Technik angepasst. Aus Sicht der Elektrotechnik ist die Funktionsbereitschaft für einen langfristigen und sicheren Betrieb dauerhaft gewährleistet. Die Instandhaltung wird vom KKM infolge des guten Zustandes der Komponenten und Systeme als angemessen bewertet. Im mehrjährigen Vergleich ist keine signifikante Zu- oder Abnahme des Instandhaltungsaufwandes und störungsbedingter Instandsetzungen an klassierten Systemen und Komponenten festzustellen. Die Wirksamkeit des Alterungsüberwachungsprogramms zeigt sich in einer niedrigen Anzahl störungsbedingter Ausfälle sicherheitstechnisch relevanter Komponenten.

Im KKM sind spezielle Alterungseffekte der elektro- und leitechnischen Komponenten bekannt. So müssen z. B. die Elektrolytkondensatoren wegen Austrocknung und die dauererregten Spulen wegen beschleunigter Alterung der Isolation nach vorgeschriebenen Intervallen ausgetauscht werden. Generell enthält das AÜP die klassierten Bauteile, welche entsprechend den Alterungseffekten (Korrosion, Versprödung, Abrieb, Verfärbung, Aushärtung, Rissbildung, Oxidation, etc.) überwacht werden. Der Austausch von Komponenten erfolgt im Rahmen der Instandhaltung.

Seit der Inbetriebnahme der Anlage wurden Verbesserungen und Nachrüstungen konsequent durchgeführt, wenn Erkenntnisse aus der eigenen oder aus anderen Anlagen dies als notwendig erscheinen liessen. Beispiele im Bereich der Elektro- und Leittechnik sind der Austausch der Reaktorschutz- und Isolationslogik im Jahre 1992 durch ein gepulstes System mit moderner Elektronik, Einbau eines automatischen Druckabbausystems, Ersatz der Neutronenflussmessung für den Anfahrbereich und den Leistungsbereich durch digitale Systeme sowie der Ersatz der Reaktorumwälzpumpen- wie auch Speisewasserpumpenantriebe. Im Rahmen der Messwertumformer-Sanierung bei der Kondensationsanlage sind auch die bestehenden Stammkabelverbindungen zwischen den Versorgungsschränken und Unterverteilern, wie auch die Stichkabel zu den Messwertumformern durch qualifiziertes Kabelmaterial ersetzt worden. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb sind Messstellensanierungen von weiteren Systemen im Reaktorgebäude geplant. Das Ziel dieser Massnahmen liegt in der Erneuerung verschiedener seit der Inbetriebsetzung verwendeter Ausrüstungen.

Für elektrische Komponenten geht das KKM davon aus, dass diese im Vergleich zu mechanischen Komponenten eine kürzere Lebensdauer aufweisen. Die Bewertung des Alterungsfortschritts basiert in den meisten Fällen auf Zustandsdiagnosen. Art, Intervall und Umfang der Zustandsdiagnosen sind in den Instandhaltungs- und Prüfvorschriften der Elektro-Instandhaltung festgehalten. Anhand der Diagnoseergebnisse wird die Funktionalität und Zuverlässigkeit elektrische Komponenten beurteilt. Für Komponenten mit LOCA¹⁹-Störfallfestigkeitsanforderungen werden als zusätzliche Entschei-

¹⁹ LOCA: Loss of Coolant Accident (Kühlmittelverluststörfall)

dungsgrundlage für die maximale Verweilzeit im System Modellbetrachtungen oder Resultate aus betriebsbegleitenden Versuchen genutzt.

Die sicherheitstechnisch relevanten leit- und elektrotechnischen Ausrüstungen wurden bereits zum grössten Teil ersetzt. Das KKM erwähnt namentlich den Ersatz der Antriebssysteme für die Speisewasserpumpen und Reaktorwärmepumpen sowie den Prozessrechnerersatz. Neben Alterungseffekten waren Nichtverfügbarkeit von Reserveteilen, fehlende technische Unterstützung durch den Hersteller und die Angleichung an den Stand der Technik die wichtigsten Gründe für den Ersatz.

Zusammenfassend stellt das KKM im Bereich der elektro- und leittechnischen Einrichtungen fest, dass keine Alterungsmechanismen erkennbar sind, die dem sicheren und zuverlässigen Langzeitbetrieb über die ursprünglich geplante Betriebsdauer entgegenstehen. Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms werden die Massnahmen zum Langzeitbetrieb für die relevanten Komponenten und Systeme systematisch in Steckbriefen erfasst.

Beurteilung des ENSI

Das Alterungsüberwachungsprogramm des KKM für die elektro- und leittechnischen Komponenten wird entsprechend dem aktuellen Stand der Anlage periodisch nachgeführt. Das Vorgehen entspricht bezüglich Methoden und Umfang den behördlichen Richtlinien zur Alterungsüberwachung.

Das KKM verfolgt die Entwicklung der fachbezogenen Forschungsarbeiten und prüft, inwieweit daraus Erkenntnisse für die Sicherheit seiner Anlage abgeleitet werden können. Die Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen wird verfolgt und auf Bedeutung für die eigene Anlage analysiert.

Die praktische Handhabung der dokumentierten Komponenten und Verfahren wurde im Rahmen von Fachgesprächen und Inspektionen überprüft. Die durchgeführten Überprüfungen zeigen, dass die Vorgaben des AÜP bei der Instandhaltung berücksichtigt werden. Die z. B. auf Grund von Instandhaltungsrückmeldungen oder Testergebnissen aus Langzeitversuchen angepassten 1E-Steckbriefe werden dem ENSI periodisch eingereicht.

Systematische Programme für die Instandhaltung der sicherheits- und sicherungsrelevanten elektro- und leittechnischen Ausrüstungen werden mit festgelegten Massnahmen und wiederkehrenden Funktionsprüfungen durchgeführt. Bei festgestellten Abweichungen vom Sollzustand werden die erforderlichen Instandsetzungsarbeiten durchgeführt. Für die Instandhaltung werden qualifizierte Verfahren, Ausrüstungen und Personal eingesetzt. Die Ergebnisse der Instandhaltung werden dokumentiert und periodisch bewertet. Wenn nötig werden die Programme ergänzt.

Bei einzelnen innerhalb des Reaktorgebäudes befindlichen Kabelverbindungen des Kernsprühsystems, des Abfahrkühlsystems, des Vergiftungssystems und des Brennelementbecken-Kühl- und Reinigungssystems fehlen die gemäss Alterungsüberwachungsprogramm erforderlichen Auslegungsdokumente. Das KKM plant, alle heute bekannten betroffenen Kabelverbindungen bis 2014 zu ersetzen. Die Prüfung der Auslegungsdokumente ist auf alle sicherheitsrelevanten Kabel auszudehnen. Kabel, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, sind zu ersetzen.

Forderung 3.2-1

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, für die keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 eine Ersatzplanung einzureichen.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Funktionsbereitschaft der elektro- und leittechnischen Systeme durch die vorhandenen Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsmassnahmen sowie die geplanten Erneuerungsmassnahmen langfristig gewährleistet werden kann.

3.3 Bauwerke

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM hält fest, dass bei einer Fortsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms im bisherigen Rahmen und Durchführung der daraus ableitbaren Instandsetzungsmassnahmen alle Bauwerke eine Lebensdauer von 80 Jahren erreichen können. Für die Bewertung der Alterungseinflüsse und Gegenmassnahmen bildet der GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe²⁰ die massgebende Grundlage. Im GSKL-Leitfaden sind die für Bauwerke relevanten Alterungsmechanismen erfasst. Durch laufende Instandsetzungsarbeiten wird sichergestellt, dass die Gebrauchstauglichkeit und Tragsicherheit der Bauwerke nicht durch Alterungseinflüsse negativ beeinflusst werden.

Die meisten Bauwerke und Baustoffe sind in einem guten bis sehr guten Zustand. Das KKM stellt fest, dass insbesondere der Zustand der tragenden Bauteile sehr gut ist, so dass die Tragfähigkeit und die Gebrauchstauglichkeit bei allen Bauten in vollem Umfang gewährleistet sind. Beschichtungen und Fugen altern hingegen schneller als die Grundbausubstanz. Gemäss KKM kann ein guter Zustand durch laufende Erneuerungen auf lange Sicht gewährleistet werden.

Der Alterungsüberwachung der unzugänglichen Bauteile wird vom KKM eine besondere Aufmerksamkeit geschenkt. Durch indirekte Überwachung wird sichergestellt, dass genügend genaue Bauteilinformationen für eine Beurteilung vorhanden sind.

Unzulässige Veränderungen an den unzugänglichen Bauteilen lassen sich in der Regel durch visuell erkennbare Merkmale an den zugänglichen Bereichen erkennen. Die Bauwerke werden im Rahmen der Bauwerksinspektionen auf diese Merkmale, wie Aussinterungen, Feuchtigkeit, Rostwasser, Verformungen und Setzungen überprüft. Zum grossen Teil handelt es sich bei den unzugänglichen Bauteilen um erdberührte Baustrukturen. In diesem Fall sind die möglichen Einwirkungen durch die Untersuchungen des Baugrundes und des Grundwassers bekannt. Aggressive Inhaltsstoffe wurden bei diesen Untersuchungen keine festgestellt.

Aufgrund der in den bestehenden Steckbriefen festgehaltenen Ergebnisse dieser Untersuchungen und den Resultaten an vergleichbaren zugänglichen Bauteilen bewertet das KKM den Zustand der unzugänglichen Bauteile als gut.

Um die Zuverlässigkeit dieser Aussage weiter zu erhöhen, werden vom KKM folgende zusätzliche Massnahmen durchgeführt:

- Der GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe wird bei der laufenden Revision mit einem neuen Anhang²¹ zur Beurteilung unzugänglicher Bauteile ergänzt. In diesem Anhang werden das Vorgehen, die relevanten Alterungsmechanismen und die indirekten Anzeichen für die Beurteilung der unzugänglichen Bauteile erläutert.

²⁰ GSKL-Leitfaden für die Bautechnik-Steckbriefe inkl. Mustersteckbrief Reaktorabschirmgebäude, Rev. 2, 31. Oktober 2000

²¹ GSKL-Leitfaden für die Bautechnik-Steckbriefe, Rev. 3, 29. Mai 2012

- Die Steckbriefe werden mit einer separaten Auflistung der unzugänglichen Bauteile und den dazugehörigen möglichen Alterungsmechanismen ergänzt.
- Bei den Bauwerksinspektionen werden zukünftig die unzugängliche Bauteile betreffenden indirekten Beobachtungen separat erfasst.
- Mögliche Schäden und deren Auswirkungen, welche aufgrund der entsprechenden Alterungsmechanismen entstehen können, werden individuell bewertet. Eventuell notwendige Massnahmen zur Vermeidung von Schäden sowie zur Verhinderung unzulässiger Auswirkungen werden zusammengestellt.

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 positiv. Das Vorgehen entspricht dem genehmigten GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe. Das vorhandene Alterungsüberwachungsprogramm ist eine gute Grundlage zur Sicherstellung des Langzeitbetriebs.

Eine problemlose Erneuerung ist jedoch nicht generell möglich. Innerhalb der Bauwerksklasse I gibt es Bauteile, die nicht oder nur erschwert zugänglich sind. Bei einigen Bauteilen ist ein Ersatz nicht möglich und die Instandsetzung sehr aufwändig. Beispielhaft seien hier die Betonstrukturen im Reaktorgebäude erwähnt, die den unteren Teil der Stahldruckschale umgeben. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb muss der Zustand dieser Bauteile speziell betrachtet werden.

Die vom Betreiber eingeleiteten Massnahmen zur Überwachung der unzugänglichen Bauteile beurteilt ENSI als zweckmässig. Die Umsetzung der Massnahmen wird vom ENSI im Rahmen der Aufsichtstätigkeit kontrolliert.

4 Erneuerung der zeitlich befristeten Nachweise

4.1 Werkstoffzustand RDB

Unter Neutronenbestrahlung mit einer Energie grösser als 1 MeV treten in den Werkstoffen des Reaktordruckbehälters (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. Dieser Neutronenversprödung genannte, unerwünschte Alterungsvorgang ist insbesondere für die Bewertung der strukturellen Integrität des RDB von Bedeutung.

4.1.1 Bestimmung der Neutronenfluenz

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Die Überwachung und Bewertung der Neutronenversprödung des RDB-Materials erfolgt mittels Untersuchungen an Materialproben, die in den RDB eingehängt sind und während des Betriebs mitbestrahlt werden. Diese Materialproben (Bestrahlungsproben) bestehen aus denselben Werkstoffen wie die im RDB eingesetzten Grund- und Schweisswerkstoffe. Die Bestrahlungsproben sind im Inneren des RDB so angeordnet, dass sie einer höheren Neutronenfluenz als die RDB-Wandung ausgesetzt sind und damit einen so genannten Voreilfaktor aufweisen. Die für die Bestimmung der Voreilfaktoren notwendigen Fluenzen und die Neutronenflussverteilung werden mit Hilfe von Neutronentransportrechnungen ermittelt.

Die höchsten Fluenzen für 40 Betriebsjahre am RDB-Grundmaterial betragen $4.33E18 \text{ n/cm}^2$. Fast gleich hohe Fluenzen sind an der Rundnaht V3 zu verzeichnen. Wegen einer ungünstigen chemischen Zusammensetzung des Schweissmaterials (relativ hoher Kupfer-Gehalt) ist jedoch die Rundnaht V2 für die Versprödung führend. Die Fluenz nach 40 Betriebsjahren beträgt hier $1.32E18 \text{ n/cm}^2$ und interpoliert auf 60 Betriebsjahre $1.89E18 \text{ n/cm}^2$.

Im Jahr 1998 wurde der dritte und letzte Satz der seit Inbetriebnahme eingehängten Bestrahlungsproben entnommen und untersucht. Im Rahmen der Auswertung wurden die akkumulierten Fluenzen ($E > 1 \text{ MeV}$) der Proben bestimmt und in einem Bericht dokumentiert. 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 des im Jahr 2004 zur weiteren Bestrahlung installierten zusätzlichen vierten Probensatzes angewendet. Die Ergebnisse wurden dem ENSI mit dem Konzept für die Massnahmen der zukünftigen RDB-Überwachung eingereicht. Die akkumulierten Fluenzen des Grundmaterials und der Schweissnähte V2 und V3 im Kernbereich des RDB sowie die Mittelwerte der Bestrahlungsproben der Sätze 1 bis 4 lassen sich aus der Abbildung 4.1-1 entnehmen.

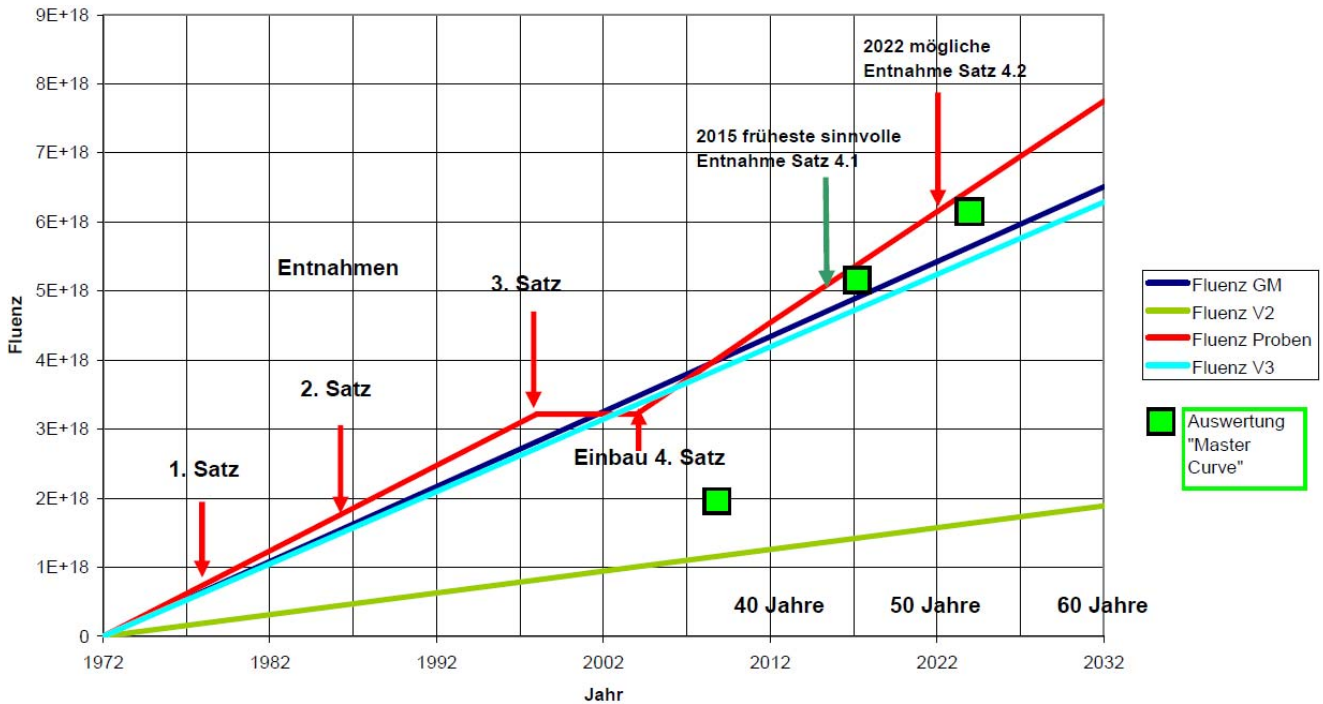


Abbildung 4.1-1: Neutronenfluenz der drei überwachten RDB-Werkstoffe, Grundmaterial, Schweissnaht V2 und V3 sowie der auslegungsgemäss installierten Bestrahlungsprobensätze 1 bis 3 und des 2004 zusätzlich installierten Probensatzes 4 in Abhängigkeit der Betriebsdauer des KKM

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 Methode²² zeigte eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse.

Die bisher ausgewerteten Bestrahlungsproben decken den Langzeitbetrieb des RDB gut ab. Wegen der niedrigen Fluenz an der in der Versprödung führenden Rundnaht V2 haben die Bestrahlungsproben des Materials einen relativ hohen Voreilfaktor von etwa 3. Der Probensatz 3 deckt demnach bereits deutlich mehr als 60 Betriebsjahre für die Schweissnaht V2 ab, so dass für die Bestimmung der Sprödbruch-Referenztemperatur keine rechnerische Extrapolation erforderlich ist.

Für die weiteren RDB-Werkstoffe, Grundmaterial und Schweissnaht V3, die über einen wesentlich geringeren Versprödungsgrad verfügen, sind die Voreilfaktoren relativ gering, so dass die Sprödbruch-Referenztemperatur auf 40 und 60 Betriebsjahre gemäss Stand von Wissenschaft und Technik extrapoliert werden muss. Im KKM wird hierzu der Regulatory Guide 1.99 Rev. 2²³ der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC angewendet (siehe Kap. 4.1.2).

²² ENSI 14/1400: Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und 2, 30. November 2010

²³ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, May 1988

Mit den 2004 zusätzlich in den RDB eingesetzten Probensatz 4 können für die Werkstoffe des Grundmaterials und der Schweissnaht V3 je nach Entnahmezeitpunkt 50 bis 60 Betriebsjahre abgedeckt werden. Die Voreilfaktoren sind durch eine nähere Platzierung am Kern etwas erhöht worden. Für 50 Betriebsjahre kann der Probensatz 4 etwa 2015 entnommen werden. Damit können dann die extrapolierten Werte für das Grundmaterial und die Schweissnaht V3 experimentell überprüft werden.

Insgesamt bewertet das ENSI das Bestrahlungs-Überwachungsprogramm der RDB-Werkstoffe im KKM für den Langzeitbetrieb als umfassend und abdeckend. Die Methoden zur Bestimmung der Neutronenfluenz sind durch die Ergebnisse der Fluenzmonitore validiert und entsprechen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

4.1.2 Sprödbruch-Referenztemperatur

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Die Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk und in internationalen Standards geregelt.^{24,25,26} Für die Beurteilung der Versprödung können sowohl das klassische RT_{NDT} -Konzept als auch das moderne Masterkurvenkonzept gemäss ASTM E 1921²⁷ in Verbindung mit den ASME Code Case N-629²⁸ und N-631²⁹ herangezogen werden.

Im KKM wird die Veränderung der Sprödbruch-Referenztemperatur der RDB-Werkstoffe durch Bestrahlungsproben des Grundmaterials und des Schweissmaterials der Rundnähte V2 und V3 überwacht. Die Darlegungen zum Stand der Neutronenversprödung wie auch die sicherheitstechnische Bewertung beruhen dabei sowohl auf der klassischen Methode als auch auf dem modernen Masterkurven-Konzept.

Das KKM hat für die Versprödungsüberwachung das Grundmaterial im Kernbereich des RDB sowie die Rundnähte V2 und V3 untersucht. Gemäss NRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2 ergibt sich für die Rundnaht V2 eine Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur ΔRT_{NDT} von 72,8 K. Ausgehend von der Übergangstemperatur 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 61,3 °C.

Für die Zähigkeitshochlage wurde beim Probensatz 3 eine Kerbschlagenergie von 125 J ermittelt.

Ergänzende Untersuchungen mittels Bruchmechanikproben vom Probensatz 2 bestätigen auf Basis des modernen Masterkurven-Konzept die bisherigen Ergebnisse. Aufgrund geringerer Konservativität-

²⁴ Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, App. H: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, 2001

²⁵ KTA-Regel 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Juni 2001

²⁶ ASTM E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels

²⁷ ASTM E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature T_0 for Ferritic Steels in the Transition Range

²⁸ ASME Code Case N-629: Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials for ASME Section XI (1999)

²⁹ 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)

ten fällt die Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur mit 67 K geringer aus als bei der Berechnung nach der klassischen Methode (72,8 K).

Die Versprödung des Grundmaterials ist sehr gering. Mit einer Temperaturverschiebung von 38 K nach 60 Betriebsjahren wird eine Sprödbruch-Referenztemperatur von 16,7 °C extrapoliert. Die Versprödung von Rundnaht V3 ist nochmals deutlich geringer.

Das KKM kommt aufgrund seiner Untersuchungen zum Ergebnis, dass die Versprödung des RDB auch nach 60 Betriebsjahren weit unterhalb der zulässigen Grenzwerte liegt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stellt fest, dass die Beurteilung der Versprödung mit den gemäss Regelwerk geforderten Methoden erfolgte. Für das für die Versprödung massgebliche Material der Rundnaht V2 wird eine Sprödbruch-Referenztemperatur von 61,3 °C nach 60 Betriebsjahren ermittelt. Der zulässige Grenzwert für die Referenztemperatur in einer Tiefe von $\frac{1}{4}$ Wandstärke der RDB-Wandung gemäss „Ausserbetriebnahmeverordnung“³⁰ beträgt 93 °C. Die Sicherheitsmargen sind demnach sehr gross.

Für die Zähigkeitshochlage ist 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.

Die ergänzenden Untersuchungen auf Basis des modernen Masterkurven-Konzepts bestätigen die Ergebnisse der klassischen Methode.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die Versprödung des RDB im KKM auch nach 60 Betriebsjahren weiterhin unter den zulässigen Grenzwerten bleibt und deshalb keinen limitierenden Faktor für den Langzeitbetrieb des RDB darstellt.

4.2 Integrität des Reaktordruckbehälters

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

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 stammen aus dem Jahr 1991. Als abdeckender Lastfall wurde die Überlagerung der kritischen Temperaturtransiente (Leitungsabriss und Abblasen von Dampf) mit dem vollen Betriebsdruck analysiert. Zusätzlich wurde ein hypothetischer halbelliptischer Riss in Längsrichtung postuliert. Die postulierte Risstiefe wurde über einen grossen Bereich von 1 bis 83 mm variiert. Betrachtet wurde das in der Versprödung führende Schweissnahtmaterial V2. Als Sprödbruch-Referenztemperatur wurde $RT_{NDT} = 65$ °C angenommen.

Das KKM leitete die Spannungsverteilungen durch analytische Überlegungen her und berechnete anschliessend die Spannungsintensitätsfaktoren. Die Zulässigkeit der berechneten Beanspruchungen wurde vom KKM für den abdeckenden Lastfall nachgewiesen.

³⁰ 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

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Untersuchungen von 1991 auf der Grundlage der heutigen Anforderungen geprüft. Aufgrund der ausgewiesenen grossen Sicherheitsmargen sieht das ENSI die Strukturintegrität des RDB auch unter den Bedingungen mit postulierten Rissen und Thermoschockbelastung für den Langzeitbetrieb als nicht gefährdet an.

Die Strukturintegritätsnachweise wurden gemäss den vor 25 Jahren geltenden Anforderungen und technischen Möglichkeiten erbracht. Seither hat sich der Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt.

Auf dem Gebiet der thermohydraulischen Analyse werden heute numerische Systemcodes in Verbindung mit Rechenprogrammen zur Beschreibung von lokalen Mischungsvorgängen eingesetzt. Die sich ausbildenden instationären Temperaturfelder und die daraus resultierenden mechanischen Beanspruchungen werden mithilfe von 3D-Finite-Elemente-Analysen ermittelt. Zudem werden mindestens drei verschiedene postulierte Risstiefen untersucht.

Die Nachweise sind unter Berücksichtigung der neuen Möglichkeiten zu erneuern. Dabei sind insbesondere Streifen- und Strahlenkühlungsphänomene, Mischungsvorgänge sowie postulierte Risse an der RDB-Stutzenkante zu untersuchen.

Forderung 4.2-1

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.

4.3 Integrität 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 zusammen geschweisst. Der Werkstoff ist ein austenitischer Chrom-Nickel-Stahl, Typ 304.

Der Kernmantel umfasst den Reaktorkern mit den Brennelementen und bildet nach aussen einen Ringspalt zur Reaktordruckbehälterwand. Er hat die folgenden Funktionen:

- **Betriebliche Funktion:** Der Kernmantel trennt die Strömungsbereiche, insbesondere die Strömungsrichtungen des Reaktorkühlwassers. Im Ringspalt zwischen Kernmantel und RDB-Wand strömt das Reaktorkühlwasser nach unten. Angetrieben vom Reaktorumwälzsystem steigt das Reaktorkühlwasser im Innenbereich des Kernmantels nach oben durch den Kern, wo es durch die Brennelemente erwärmt und zum Teil in Dampf umgewandelt wird.
- **Tragfunktion:** Der Kernmantel trägt in vertikaler Richtung die Kerngrundplatte, das Kernführungsgitter und den Wasserabscheider. Das Gewicht des Kerns wird vertikal direkt von den Steuerstabsführungsrohren an den Druckbehälterboden abgetragen, d. h. es belastet nicht den Kernmantel. Bei der Annahme eines hypothetischen Bruchs einer Dampf- oder Umwälzleitung werden vom Kernmantel die horizontalen und vertikalen Lasten abgetragen und gleichzeitig die Integrität der Kernsprühleitungen gewährleistet. Der Kernmantel stabilisiert in

horizontaler Richtung die Kerngrundplatte und das Kernführungsgitter und verhindert dadurch eine Horizontalverschiebung des Kerns bei Erdbeben oder beim LOCA (Bruch einer Umwälzschleife oder Dampfleitung). Die Geometrie des Kerns, insbesondere der Gitterabstand der Brennelemente, bleiben erhalten, die Steuerstäbe können ungehindert eingefahren werden.

- **Sicherheitsfunktion:** Der Kernmantel gewährleistet zusammen mit den Noteinspeisesystemen, dass auch beim postulierten Bruch einer Umwälzschleife der Kern mindestens bis 2/3 der Kernhöhe geflutet werden kann.

Im Jahr 1990 wurden mittels visueller Prüfung erstmals Anrisse in den Kernmantelschweissnähten entdeckt. Seitdem werden die Schweissnähte regelmässig mit Ultraschall- und Wirbelstromtechnik wiederkehrend geprüft. Rissanzeigen sind vorhanden in den Rundnähten 4 und 11. Am stärksten betroffen ist die Rundnaht 11. Die grösste Einzelrisslänge an der Rundnaht 11 beträgt aktuell 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.

4.3.1 Strukturintegritätsnachweis ohne Berücksichtigung der Zuganker

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM hat den Hersteller der Anlage beauftragt, den internationalen Stand hinsichtlich Prüfung, Bewertung und Abhilfemassnahmen für rissbehaftete Schweissnähte des Kernmantels von Siedewasserreaktoranlagen (SWR) zusammenzustellen. Das KKM war die erste SWR-Anlage, bei der 1990 Risse im Kernmantel gefunden wurden. Seitdem wurde der Rissfortschritt kontinuierlich gemessen und bewertet, so dass das KKM über gut abgesicherte Daten zum Risswachstum und deren Bewertung verfügt. Gute Betriebserfahrung aus anderen Anlagen wurde übernommen, z. B. die kontinuierliche Einspeisung definierter Mengen von Wasserstoff und Edelmetall ins Reaktorwasser.

Die Entwicklung der Risslängen an den Rundnähten 4 und 11 einschliesslich der 2011 gemessenen Daten sowie die Wachstumsgeschwindigkeiten seit 1993 können Tabelle 4.3-1 und Tabelle 4.3-2 entnommen werden. Das mittlere Wachstum (letzte Zeile der Tabellen) wurde bis 2005 durch lineare Regression bestimmt. Für die Periode 2005 bis 2011 wurde das arithmetische Mittel verwendet. Es ist ersichtlich, dass die Risse generell ein langsames stabiles Risswachstum aufweisen, wobei die Wachstumsgeschwindigkeit seit 2005 für alle Risse abgenommen hat. Das KKM wertet das verlang-

samte Wachstum der Risse als Erfolg der permanenten Wasserstoffeinspeisung sowie der On-Line-Applikation von Edelmetallen.

Es ist zu beachten, dass seit 2011 ein verbessertes Ultraschall-Prüfsystem zum Einsatz kommt. Die Vergleichbarkeit mit den Ergebnissen aus dem Jahr 2009 kann dadurch geringfügig eingeschränkt sein. Das neue Prüfsystem ist nach Richtlinie HSK-B07 qualifiziert. Die Weiterentwicklung der Manipulatortechnik und der Einsatz von Gruppenstrahlertechnik mit elektronisch schwenkbaren Prüfköpfen erlauben es, den Prüfumfang wesentlich zu erweitern (von bisher ca. 50 % auf 85 % bis 100 % der Nahtlänge der Rundnähte sowie alle Vertikalnähte zu 90 % bis 100 %). Die Prüfung geschieht neu an der Aussenseite des Kernmantels. Der Reaktor muss somit nicht mehr entladen werden. Mit dem neuen Prüfsystem konnte nun auch erstmals eine sichere Tiefenbestimmung durchgeführt werden und der Nachweis erbracht werden, dass keine wanddurchdringenden Risse vorhanden sind. Die maximalen Risstiefen betragen 60 % an der Rundnaht 4 und weniger als 50 % an der Rundnaht 11. Ein weiteres wichtiges Ergebnis ist der Befund, dass die von der Risslänge bisher führenden Anrisse aus jeweils zwei bzw. drei kürzeren Einzelrissen bestehen.

Die Regeln zur bruchmechanischen Bewertung von Kernmantelrissen in Siedewasserreaktoranlagen sind in einer EPRI-Richtlinie festgehalten.³¹ Sie basiert auf den Anforderungen der Bauvorschrift ASME Section XI, Appendix C. Für die Kombination benachbarter Risse und für die Verteilung von Rissen am Umfang sind darin einfache und sehr konservative Screening-Kriterien definiert.

Bis 2005 beruhten die struktur- und bruchmechanischen Berechnungen zum Nachweis der geforderten Sicherheitsmargen des Kernmantels im KKM auf einer analytischen Lösung des Spannungsintensitätsfaktors, die gemäss der genannten EPRI-Richtlinie für einen langen Zylinder gilt. Im Hinblick auf den langfristigen Betrieb entschied sich das KKM, von dieser Vereinfachung abzusehen und ein verfeinertes Vorgehen zu wählen.

Seit 2009 wird deshalb zur bruchmechanischen Bewertung der Risse ein neues modernes Modell angewendet. Der Kernmantel wird für die strukturmechanischen Analysen mittels der Finite-Elemente-Methode modelliert. Das Modell enthält alle wesentlichen Details des Kernmantels einschliesslich der Abstützungen am Reaktordruckbehälter. Die linear-elastischen bruchmechanischen Berechnungen wurden für 45 relevante Lastfälle (Normalbetrieb und Auslegungsstörfälle) durchgeführt. Die Risse werden konservativ als Durchrisse modelliert und zur Auswertung die Maxima der Spannungsintensitätsfaktoren über die Rissfront herangezogen, was teils erhebliche Konservativitäten beinhaltet. Als Eingangsinformation für die bruchmechanischen Berechnungen wurden die seismischen Lasten des Kernmantels neu berechnet.

In den Berechnungen wird die Wirkung der Zuganker auf die Integrität des rissbehafteten Kernmantels nicht berücksichtigt. Das KKM konnte für die aktuelle Risskonfiguration 2011 sowie 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 vertikale oder horizontale Verschiebungen der Kerneinbauten auftreten.

³¹ EPRI Report 1019057: BWRVIP-76-A, BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, 2009

Tabelle 4.3-1: Entwicklung der Anzeigen der Rundnaht 4 (L: Risslänge, Δ : Differenz zeitlich aufeinander folgender Anzeigenlängen)

Jahr der Prüfung	Anzeige #1		Anzeige #2		Summe Anzeigen #1 und #2		Kombination Anzeigen #1 und #2	
	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]
1994	126		139		265		405	
1995	122	-4	148	9	270	5	403	-2
1996	133	11	156	8	289	19	400	-3
1998	159	26	211	55	370	81	461	61
1999	167	8	223	12	390	20	472	11
2001	183	16	225	2	408	18	501	29
2002	212	29	260	35	472	64	530	29
2003	215	3	278	18	493	21	533	3
2005	268	53	294	16	562	69	575	42
2007	*		*		*		575	0
2009							583	8
2011							629	46
mittleres Wachstum bis 2005 [mm/Jahr]	12,5		14,8		27,3		16,0	
mittleres Wachstum 2005 – 2011 [mm/Jahr]							9,0	

* Die Anzeigen #1 und #2 sind seit 2007 zusammengewachsen.

Tabelle 4.3-2: Entwicklung der Anzeigen der Rundnaht 11 (L: Risslänge, Δ : Differenz zeitlich aufeinander folgender Anzeigenlängen)

Jahr der Prüfung	Rissbereich (RB) 1				RB 2		RB 3		RB 4		RB 5		RB 6				³⁾ RB 7		RB 1 – 3		RB 1 – 7
	Anzeige #1		¹⁾ Anzeige #2		Anzeigen #4 und #5		Anzeige #6		Anzeige #7		Anzeige #8		Anzeige #9		Anzeige #10		Anzeige #11		Anzeigen #1 – #6		Anzeigen #1 – #11
	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	L [mm]	Δ [mm]	Σ L [mm]	$\Sigma\Delta$ [mm]	Σ L [mm]
1993	*69		77		*388		185												719		719
1994	69	0	86	9	395	7	193	8											743	24	743
1995	74	5	79	-7	453	58	278	85											884	141	884
1996	79	5	77	-2	458	5	276	-2	50										890	5	940
1997	82	3	²⁾	6	482	24	276	0	²⁾	18											
1998	72	-10	*83		578	96	307	31	68										1040	120	1108
1999	87	15	*115	32	620	42	329	22	69	1	223								1151	111	1443
2000	95	8	*115	0	660	40	350	21	69	0	278	55							1220	69	1567
2001	98	3	*115	0	721	61	366	16	66	-3	278	0							1300	80	1544
2002	103	5	*117	2	747	26	376	10	61	-5	281	3	95		85				1343	43	1865
2003	122	19	*122	5	805	58	384	8	72	11	305	24	159	64	111	26			1433	90	2080
2005	127	5	*130	8	869	64	400	16	69	-3	331	26	244	85	167	56	129		1526	93	2466
2006													254	10	185	18					
2007	135	8	130	0	914	45	413	13	66	-3	352	21	254	0	183	-2	241	112	1592	66	2688
2009	140	5	130	0	935	21	421	8	66	0	352	0	260	6	185	2	297	56	1626	34	2786
2011	141	1	⁴⁾ 73	-57	⁴⁾ 932	-3	⁴⁾ 381	-40	73	7	326	-26	⁴⁾ 268	8	159	-26	304	7	1247	-379	2321
mittleres Wachstum bis 2005 [mm/Jahr]	5,0		4,9		43,6		18,2		1,4		15,4		48,6		27,4				71,0		
mittleres Wachstum 2005 bis 2011 [mm/Jahr]	2,3		0		10,5		0		0,7		0		4,0		0		³⁾ 22,5		0		

- ¹⁾ Die bis 1996 noch getrennt geführten Anzeigen #2 und #3 wurden bis 2009 als durchgehende Anzeige #2 geführt. 2011 wurde diese wieder als 2 getrennte Anzeigen bestätigt.
- ²⁾ Für die Anzeigen #2 und #7 waren 1997 die Längen wegen Einschränkungen durch die Zuganker nicht bestimmbar (siehe Prüfberichte 1997 und 1998).
- ³⁾ Der RB 7 bestand 2005 aus zwei getrennten Anzeigen, die bis 2007 zusammengewachsen sind. Das mittlere Wachstum der äusseren Enden des Rissbereiches beträgt 22,5 mm.
- ⁴⁾ Diese Anzeigen wurden 2011 mit der verbesserten Prüftechnik als 2 bzw. 3 getrennte Anzeigen bestimmt.
- * Diese Werte sind gegenüber den ursprünglichen Angaben aufgrund nachträglicher Erkenntnisse (Prüfberichte 1994 und 2007) angepasst.

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.

Seit 2011 kommt ein neues nach Richtlinie HSK-B07 qualifiziertes Ultraschallprüfsystem mit erweitertem Prüfumfang zum Einsatz. Es ermöglicht erstmals eine zuverlässige Bestimmung der Risstiefen. Das ENSI bewertet die dargelegte Vorgehensweise bezüglich Wiederholungsprüfungen positiv und betrachtet die Beibehaltung des zweijährigen Prüfindervalls als angemessen.

Für die Strukturintegritätsnachweise des Kernmantels reichte das KKM die Berichte der bruchmechanischen Analysen für die Rundnähte 4 und 11 mit den Risskonfigurationen von 2009 und 2011 dem ENSI ein. Seit 2009 wird ein neues auf der Finite-Elemente-Methode basierendes, modernes Modell angewendet. Die Berechnungen erfolgten durch ein unabhängiges Ingenieurbüro und wurden vom KKM fachlich begleitet. Das ENSI hat das Konzept, die Vollständigkeit und die fachgerechte Durchführung der Berechnungen sowie die Bewertung der Ergebnisse geprüft. Alle durchgeführten Berechnungen weisen Sicherheitsfaktoren aus, die einen Faktor von grösser als zwei oberhalb der geforderten Werte liegen. Nach der abschliessenden Prüfung wurden die Nachweise vom ENSI anerkannt.

Für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels für den Langzeitbetrieb 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 (siehe Tabelle 4.3-1 sowie Tabelle 4.3-2) ausgeht. Diese Extrapolation der Risslängen wird vom ENSI für die nächsten 5 Betriebsjahre 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 der Bauvorschrift ASME Section XI, Appendix C, sieht das ENSI die Strukturintegrität des rissbehafteten Kernmantels (ohne Berücksichtigung der Zuganker) für die nächsten 5 Betriebsjahre (2012 bis 2017) als gewährleistet an.

Eine weitergehende Prognose über das Jahr 2017 hinaus ist für den Zustand des Kernmantels mit Unsicherheiten behaftet. Zum Beispiel kann nicht ausgeschlossen werden, dass neue Risse durch strahlungsinduzierte Spannungsrissskorrosion entstehen, dass Risse auch in den vertikalen Schweissnähten auftreten und die Bruchzähigkeit des Materials durch Neutronenstrahlung stärker abnimmt als erwartet. Demzufolge hält das ENSI für den Langzeitbetrieb des Kernmantels über 2017 hinaus neben der zweijährlichen Ultraschallprüfung und der bruchmechanischen Bewertung weitere Massnahmen für den Kernmantel für erforderlich (siehe Forderung 4.3-1).

4.3.2 Instandhaltungskonzept

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Am 23. Dezember 2011 wurde dem ENSI ein neues Instandhaltungskonzept³² für den Kernmantel eingereicht. Es beinhaltet zunächst die Fortführung der vom ENSI akzeptierten bisherigen Massnahmen wie zweijährliche Ultraschallprüfung mit einem qualifizierten Verfahren zur Risslängen- und Risstiefenbestimmung, umfassende visuelle Prüfungen am Kernmantel, an den Abstützungen und Zugankern sowie kontinuierliche Einspeisung von Wasserstoff und Edelmetall in das Reaktorwasser. Zusätzlich sind zwei wesentliche Veränderungen vorgesehen, nämlich eine Verbesserung in der bruchmechanischen Modellierung und eine Änderung der bisherigen Zugankerkonstruktion durch eine neue, einzelfehlerfeste und weniger korrosionsanfällige Konstruktion.

Gemäss dem eingereichten Instandhaltungskonzept sollen für die bruchmechanischen Analysen die gemessenen Einzelrisse durch einen umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe modelliert werden. Das KKM verspricht sich langfristig einen reduzierten Berechnungsaufwand, da solange kein unerwartetes Tiefenwachstum über die abdeckende Risstiefe hinaus stattfindet, sämtliche Risslängen abgedeckt sind. Des Weiteren wären weniger Lastfälle zu betrachten da der Einfluss der Erdbebenrichtung durch diese Art der Modellierung weitgehend eliminiert wird.

Die neue Zugankerkonstruktion soll unter anderem weniger fehleranfällig sein und grössere Sicherheiten gegenüber Spannungsrisskorrosion aufweisen und sowohl hinsichtlich Materialfehlern als auch der Vorspannung prüfbar sein. Die stabilisierende Wirkung auf den Kernmantel soll ebenfalls weiter verbessert werden. Ein exemplarischer Vorschlag sieht den Einbau von sechs Zugankern vor. Der Einbau der neuen Konstruktion zur Stabilisierung des Kernmantels soll spätestens in der Jahreshauptrevision 2017 erfolgen.

Beurteilung des ENSI

Das vom KKM eingereichte neue Instandhaltungskonzept für den Kernmantel sieht neben den bisherigen bewährten Massnahmen vor allem Änderungen in der bruchmechanischen Modellierung und bei der Zugankerkonstruktion vor.

Für die bruchmechanische Modellierung sollen die Horizontalnähte als vollumfänglich angerissen mit einer abdeckenden Risstiefe abgebildet werden. Diese Vorgehensweise hätte folgende wesentlichen Vorteile:

- Das Modell deckt beliebig lange Anrisse ab, soweit die abdeckende Risstiefe nicht überschritten wird.
- Es müssen nicht mehr verschiedene Richtungen des Erdbebens betrachtet werden, die kritische Richtung ergibt sich aus der Geometrie der Zugankerkonstruktion.

Die Annahme, dass das Risswachstum vor allem in Risslängenrichtung stattfindet, in Tiefenrichtung jedoch bei rund 50 % Tiefe zum Stillstand kommt, ist berechtigt. Sie wird durch die Messungen in der Praxis bestätigt und ist durch die theoretische Überlegung begründet, dass die treibende Kraft des Risswachstums die Eigenspannungen der Schweißnähte sind, welche in die Tiefe hin abnehmen. Ein weiteres Tiefenwachstum kann jedoch nicht vollständig ausgeschlossen werden. Deshalb ist die Fortführung der Messungen im Zweijahresintervall nach wie vor erforderlich. Für die im Modell ver-

³² KKM-Aktennotiz AN-NT-2010/082: Instandhaltungskonzept Kernmantel, 23. Dezember 2011

wendete abdeckende Risstiefe wurden vom KKM angemessene Margen berücksichtigt. Der Lastfallkatalog für die Berechnungen wurde vom ENSI als abdeckend anerkannt. Das ENSI hat das neue Vorgehen für die bruchmechanischen Nachweise akzeptiert.

Die bestehende Zugankerkonstruktion wurde vom ENSI als vorsorgliche Massnahme akzeptiert, um das sichere Abfahren des Reaktors nach einem postulierten plötzlichen schnellen Durchriss einer oder mehrerer Schweissnähte abzusichern.

Gestützt auf das Gutachten der TÜV Nord EnSys Hannover GmbH³³ bewertete das ENSI in der sicherheitstechnischen Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung³⁴ die bestehende Zugankerkonstruktion am Kernmantel als nicht ausreichend für den Langzeitbetrieb. Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Modifikation des Kernmantels für den Fall des plötzlichen Versagens eines oder mehrerer Schweissnähte erfordert die Funktionstüchtigkeit aller vier Bauelemente der Konstruktion. Eine Einzelfehlerfestigkeit der Konstruktion besteht für diesen Fall nicht. Weitere Verbesserungen wurden gefordert unter anderem hinsichtlich Verwendung von Werkstoffen mit geringerer Neigung zu Spannungsrisskorrosion, Reduzierung der Teilezahl der Konstruktion, um die Prüfbarkeit zu erleichtern sowie Verringerung der Spannungsausnutzung insbesondere bei spannungserhöhenden Geometrien. Die Modifikation des Kernmantels ist demnach konstruktiv zu verbessern, um ihre Wirksamkeit für den Notfall abzusichern. Das KKM plant, die bisherige Zugankerkonstruktion durch eine neue Konstruktion zu ersetzen, die den oben genannten Anforderungen gerecht wird. Das ENSI sieht die vom KKM vorgesehene Stabilisierung des Kernmantels als Verbesserung und erachtet deren Umsetzung bis spätestens 2017 für erforderlich.

Forderung 4.3-1

Das KKM hat die im Instandhaltungskonzept vom 23. Dezember 2011 beschriebenen Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel spätestens in der Jahresrevision 2017 umzusetzen. Dem ENSI ist bis zum 31. Dezember 2013 der Konzeptfreigabeantrag einzureichen.

Nach Prüfung des vom KKM eingereichten Instandhaltungskonzeptes kommt das ENSI zum Schluss, dass die darin aufgeführten Massnahmen bei termingerechter Umsetzung den sicheren Langzeitbetrieb für die nächsten 10 Betriebsjahre des Kernmantels ausreichend absichern.

4.4 Integrität der Kerneinbauten

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Auch die weiteren Reaktoreinbauten sind geschweisste Stahlkonstruktionen. Das KKM hat die Reaktoreinbauten im Alterungsüberwachungsprogramm im Detail untersucht. Als relevante Alterungsmechanismen wurden Spannungsrisskorrosion und Ermüdung identifiziert. Als wichtige Aspekte für den Langzeitbetrieb betrachtet das KKM die Weiterführung der Wasserstoffchemiefahrweise einschliesslich der Edelmetalleinspeisung sowie auch das Wiederholungsprüfprogramm auf der Basis der

³³ TÜV Nord EnSys Hannover GmbH: Gutachten zur Sicherheitsbewertung der Klammervorrichtung (Zugankerkonstruktion) im Hinblick auf Kernmantel-Durchrisse, Dezember 2006

³⁴ HSK 11/1100: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, November 2007

EPRI³⁵-Empfehlungen aus dem BWRVIP³⁶. Weiterhin werden auch die Erfahrungen von anderen internationalen Anlagen berücksichtigt.

Bereits 1974 erfolgte ein Austausch der Speisewasserverteiler, bei dem gleichzeitig die Situation bezüglich Vibrationen und thermischer Belastungen verbessert wurde. An zwei Jetpumpen wurden präventiv die Messleitungen mit Klemmen verstärkt.

Bei Ultraschallprüfungen im Jahr 2006 wurden Anzeigen an den Kernsprühleitungen festgestellt. Bei der Wiederholung der Untersuchungen mit einem qualifizierten Prüfsystem konnte im Jahr 2010 gezeigt werden, dass es sich nicht um betriebsinduzierte Risse, sondern um Geometrieanzeigen wie z. B. Schlagzahlen an der Rohroberfläche handelt.

Für das KKM stellt der Zustand der Reaktoreinbauten kein Hindernis für den Langzeitbetrieb dar, da durch die Wiederholungsprüfungen mit qualifizierten Prüfsystemen neue Befunde rechtzeitig erkannt werden und spezifische Reparaturen möglich sind.

Beurteilung des ENSI

Für die Reaktor-Kerneinbauten des KKM gibt es ein Alterungsüberwachungs- und Wiederholungsprüfprogramm, welches neben dem Kernmantel auch alle übrigen Kerneinbauten einschliesslich der Steuerstäbe erfasst. Das Wiederholungsprüfprogramm berücksichtigt insbesondere die Erfahrungen der Hersteller von Siedewasserreaktoren und sieht ein sehr umfangreiches Stichprobenprogramm für alle Bauteile der Kerneinbauten vor.

Hauptbestandteil des Wiederholungsprüfprogramms sind die jährlich ausgeführten Prüfungen mit Videokameras, die für bestimmte Bauteile (Kernmantel, Kernsprühleitungen) durch Ultraschallprüfungen ergänzt werden. Die Prüfintervalle der einzelnen Bauteile liegen abhängig von der jeweiligen sicherheitstechnischen Bedeutung und Schadensanfälligkeit zwischen 1 und 10 Jahren. Nach der bisherigen Erfahrung teilt das ENSI die Einschätzung des KKM, dass neue Schadensbefunde rechtzeitig erkannt werden, bevor diese die Anlagensicherheit beeinträchtigen könnten.

Das KKM hat in der Vergangenheit bereits eine Reihe von vorsorglichen und korrektiven Instandsetzungsmassnahmen an den Kerneinbauten realisiert. Dazu zählen der Austausch der Speisewasserverteiler und verschiedene präventive Massnahmen an den Jetpumpen. Materialien für Reparaturen an den Kernsprühleitungen wurden von KKM vorbereitet für den Fall, dass sich in Zukunft betriebsinduzierte Risse zeigen würden.

Das ENSI kommt daher zum Schluss, dass der Zustand der Kerneinbauten insbesondere unter Berücksichtigung der geplanten Instandhaltung keine einschränkenden Folgen auf den Langzeitbetrieb des Reaktors haben wird.

4.5 Ermüdungssicherheit von Behältern und Rohrleitungen

Ein relevanter Alterungs- und Schadensmechanismus in technischen Anlagen ist die Ermüdung des Werkstoffes infolge zyklisch auftretender Lasten. In Kraftwerken spielen vor allem thermomechanische Transienten und Maschinenvibrationen eine Rolle. Als Mass der Ermüdung dient der Erschöpfungsgrad. Ein Erschöpfungsgrad von 100 % bedeutet, dass das Bauteil gegenüber der

³⁵ EPRI = Electric Power Research Institute

³⁶ BWRVIP = Boiling Water Reactor Vessel and Internals Project

ASME-Design-Kurve nach Section III, Div. 1, Appendix I rechnerisch seine technische Anrisslebensdauer erreicht hat. Die ASME-Design-Kurve beinhaltet eine Sicherheitsreserve von einem Faktor 2 bei Spannungen sowie einem Faktor 20 bei der Anzahl an Lastzyklen gegenüber einer Wahrscheinlichkeit von 50 % für die Bildung eines technischen Anrisses.

Als Grundlagen für die Bewertung der Ermüdung können folgende Regelwerke betrachtet werden: ASME-Code Section III, Subsection NB-3222.4 & Appendix I³⁷, ASME-Code Section XI³⁸, 10 CFR 50.54³⁹, NUREG-1800, Rev. 1⁴⁰ sowie für die Beurteilung des Medieneinflusses USNRC Reg.-Guide 1.207⁴¹, NUREG/CR-6909⁴² und Richtlinie ENSI-B01

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Zum aktuellen Status der Ermüdung im KKM wurde der Bericht über den Nachweis der Ermüdungsausnutzung des Dampferzeugungssystems eingereicht. Zusammenfassende Bewertungen finden sich im Bericht des KKM zum Langzeitbetrieb. Berichte zum aktuellen Ermüdungszustand wurden im Mai 2011 und auch nach Inkrafttreten der Richtlinie ENSI-B01 im August 2012 eingereicht.

Die grössten Ermüdungsausnutzungen mit Stand 2009 treten an dem RDB-Stützen N10, an den nicht wanddurchdringenden Schweissnähten zwischen Neutronenfluss-Monitor-Gehäusen und RDB-Boden sowie an der CRD-Einschweissnaht mit 42 % auf. Gemäss Auslegung für 40 Betriebsjahre kann an diesen Stellen ein Erschöpfungsgrad von 90 % auftreten. Die deutlich niedrigere Ist-Ausnutzung resultiert daraus, dass von den in der Auslegung konservativ postulierten 300 Lasttransienten bisher nur 70 aufgetreten sind. Die Extrapolation auf 60 Betriebsjahre ergibt eine Ausnutzung von 68 %.

Die Abschätzung der Ermüdung erfolgt in der Regel durch Erfassung der Lastereignisse, welche auf der Basis der Ermüdungsauslegung bewertet werden. Zur Erfassung der Lasttransienten sind die für die Ermüdungsüberwachung relevanten Komponenten, wie z. B. die Speisewasserstutzen, mit Temperaturmessstellen instrumentiert. Für eine Vielzahl von Komponenten wurden die rechnerischen Nachweise der Ermüdungsausnutzung zwischenzeitlich aktualisiert. Durch Finite-Elemente-Analysen können aus den gemessenen Transienten die Spannungsschwingweiten ermittelt und gegen die Design-Ermüdungskurve bewertet werden. Zur Anwendung kommen die Ermüdungskurven des ASME-Codes, Section III. Zum derzeitigen Stand werden 33 ermüdungsrelevante Komponenten mit der Ermüdungsüberwachung erfasst. Zusammenfassend kommt das KKM zum Ergebnis, dass hinsichtlich Ermüdungssicherheit ein Langzeitbetrieb bis zu 60 Jahren möglich ist, da die Ermüdungsausnutzung in allen Komponenten unterhalb des zulässigen Wertes von 100 % bleibt.

Beurteilung des ENSI

Die im KKM durchgeführte Transientenbuchhaltung und Ermüdungsüberwachung entspricht den Anforderungen des Regelwerkes. Die grössten Ermüdungsausnutzungen beliefen sich im Jahr 2009 auf

³⁷ ASME-Code Section III, Subsection NB-3222.4 & Appendix I, 2007

³⁸ ASME-Code Section XI, Appendix, 2007

³⁹ Code of Federal Regulations 10 CFR 50.54: USNRC Rules and Regulations, 1987

⁴⁰ NUREG-1800, Rev. 1: Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, USNRC, 2005

⁴¹ USNRC Regulatory Guide 1.207: Guidelines for Evaluating Fatigue Analyses Incorporating the Life Reduction of Metal Components due to the Effects of LWR Environment, 2007

⁴² NUREG/CR-6909, Rev. 1: Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, USNRC, 2007

42 %. Bei der ursprünglichen Ermüdungsauslegung waren für die spezifizierten Transienten konservative Lastfallannahmen getroffen worden. Auch bei einer Extrapolation auf 60 Betriebsjahre sind Erschöpfungsgrade von nicht mehr als 68 % zu erwarten.

Es werden 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. turbulente Mischströmungen oder Vibrationen, welche messtechnisch weniger gut erfassbar sind. Im KKM werden seit 2008 auch temperaturinduzierte hochzyklische Belastungen aufgezeichnet und bei Bedarf ausgewertet.

Da bei der ursprünglichen Ermüdungsauslegung für die spezifizierten Lasttransienten ausreichend konservative Lastfallannahmen getroffen wurden und die auf 60 Betriebsjahre extrapolierten Werte des Erschöpfungsgrades für die Primärkreislaufkomponenten durchgehend signifikant unterhalb von 100 % liegen, kommt das ENSI zum Schluss, dass nach dem bisherigen Kenntnisstand der Langzeitbetrieb des KKM durch Ermüdung nicht in Frage gestellt wird.

4.6 Integrität des nuklearen Dampferzeugungssystems

Das nukleare Dampferzeugungssystem des KKM besteht aus dem Reaktordruckbehälter und den direkt daran angeschlossenen Rohrleitungssystemen. Es sind dies insbesondere das Umwälzsystem, die Frischdampf- und Speisewasserleitungen sowie direkt angeschlossene Leitungen weiterer Systeme wie zum Beispiel des Reaktorwasser-Reinigungssystems oder des Kernsprühsystems.

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Grosse Teile des Umwälzsystems wurden 1986 ausgetauscht, da an einigen Schweissnähten der austenitischen Rohrleitungen interkristalline Spannungsrisskorrosion aufgetreten war. Das neu eingesetzte Material sowie die chemische Fahrweise mit Wasserstoff- und Edelmetalleinspeisung haben zu einer wesentlich besseren Resistenz gegen Spannungsrisskorrosion geführt. Im Wiederholungsprüfprogramm sind seit 1986 keine relevanten Anzeigen an der Umwälzschleife registriert worden. Analysen der Pumpengehäuse der Umwälzpumpen bezüglich thermischer Versprödung haben ergeben, dass keine Schädigung vorliegt.

Weitere wichtige Erneuerungen der druckführenden mechanischen Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 1 betrafen 1997 die Modifikation der Speisewasserstutzen, Umbauten an den Reaktorumwälzpumpen und Armaturen im Umwälzsystem sowie 2006 den Verschluss des RDB-Stutzens N9 für die Rückführleitung aus dem Steuerstabantriebssystem.

An den Frischdampf-Hauptleitungen und den Speisewasserleitungen werden periodisch Wandstärkemessungen durchgeführt, um Erosionskorrosion auszuschliessen. Es wurden keine Wandstärkeschwächungen festgestellt. Diese Messergebnisse sowie auch Druckstossberechnungen haben für das KKM zum Schluss geführt, dass der sichere Betrieb der hochenergetischen Leitungen im Rahmen des Langzeitbetriebes gewährleistet bleibt. Der Betreiber schliesst den Austausch einzelner Rohrleitungsbögen aber nicht aus.

Beurteilung des ENSI

Gemäss der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ hat der Betreiber die druckführenden mechanischen Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 1 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 seinem Wiederholungsprüfprogramm sowie mit einem Leckageerkennungssystem im Drywell nach. Das angewendete Wiederholungsprüfprogramm erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14⁴³ und wird bei Bedarf gemäss den Erfordernissen aus der Alterungsüberwachung sowie dem aktuellen Stand der Prüftechnik angepasst.

Das ENSI überzeugt sich in seiner Aufsichtstätigkeit regelmässig, dass die vorgesehenen Prüfungen ausgeführt und die Prüfergebnisse regelwerkskonform ausgewertet werden. Das KKM verwendet qualifizierte Prüftechniken. Wo erforderlich wird das Wiederholungsprüfprogramm durch Sonderprüfungen ergänzt.

Es sind bisher keine Befunde an den druckführenden mechanischen Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 1 bekannt, die auf fortschreitende Alterungsschäden hindeuten und die Integrität der Ausrüstungen in Frage stellen würden. Das ENSI kommt daher zum Schluss, dass der Zustand der mechanischen Ausrüstungen des nuklearen Dampferzeugungssystems für einen Langzeitbetrieb keine einschränkenden Folgen haben wird.

4.7 Integrität der Stahldruckschale des Containments

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Für den Langzeitbetrieb ist ein weiteres langsames Fortschreiten der Korrosion trotz der vom Betreiber eingeleiteten Massnahmen nicht auszuschliessen. Basierend auf den Ergebnissen des Alterungsüberwachungsprogramms für das Containmentsystem, insbesondere des Wanddickemessprogramms für die von Korrosion betroffenen Teile der Stahldruckschale, kann es in Zukunft erforderlich werden, erneute Betrachtungen zur Integrität des Primärcontainments anzustellen.

Das KKM fasst in den eingereichten Unterlagen das Konzept zur Alterungsüberwachung des Primärcontainments zusammen. Die Teile des Primärcontainments – Drywell, Torus und 6 Überströmröhre, die den Drywell mit dem Torus verbinden – werden in der Alterungsüberwachung getrennt behandelt.

Drywell

Es ist bekannt, dass durch ein Leck im Reaktorbecken im oberen Bereich der Drywellzone Reaktorwasser in den Spalt zwischen Drywellschale und Beton austritt. Zu beachten ist, dass das Reaktorbecken nur während der Revisionsabstellungen gefüllt ist. Das Wasser läuft entlang der unzugänglichen äusseren Schale des Drywells bis zur Sandbettung und tritt an verschiedenen Stellen aus den Sandbett-Entwässerungsrohren wieder aus. Durch eine Sanierung der Schweissnähte der Liner im Einbaubecken konnte das KKM die Leckagewassermenge um ca. 90 % reduzieren. Es gelang jedoch nicht, die Leckage vollständig abzudichten. In seiner Analyse stuft das KKM die Sandbettzone als kritische Stelle des Drywells ein. Für die äussere Oberfläche des Drywells werden vom KKM entsprechend Lochkorrosion, Flächenkorrosion, mikrobiologisch induzierte Korrosion sowie Spaltkorrosion als relevante Schädigungsmechanismen eingestuft. Dabei stützt sich das KKM auch auf eigene Analysen des Leckwassers, Herstellerangaben sowie ungünstige Betriebserfahrung in vergleichbaren Anlagen. Bei baugleichen Anlagen wurden teilweise Korrosionsprobleme am Drywell festgestellt. Dabei wird davon ausgegangen, dass die Korrosion an der Drywellschale in der Sandeinbettung erst

⁴³ SVTI-Nuklearinspektorat, Festlegung NE-14, Revision 6: Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4, 1. Januar 2005

nach langer Expositionszeit in Gang gekommen ist, dann aber zu relativ hohen Korrosionsraten geführt hat.

Das KKM stellt fest, dass bei den bisherigen Wandstärkenmessungen am Drywell des KKM keine Unterschreitung der Nominalwandstärke gefunden wurde und bei Wiederholungsmessungen im Abstand einiger Jahre keine Wandstärkenabnahmen beobachtet wurden. Das KKM stützt diese Aussage auf eine Vielzahl von Einzelmessungen an rund 20 definierten Messpositionen ab, die über das Drywell verteilt sind. Diese Messpositionen befinden sich im Innern des zugänglichen Bereichs des Drywells. Dem entgegen ist der Auflagebereich des Drywells bedingt durch die innere Betoneinbettung sowie das äussere Sandbett für direkte Wandstärkemessungen nicht zugänglich. Zur Beurteilung der Situation beim KKM wurde daher im unzugänglichen Bereich eine Kernbohrung durch den Beton bis zur inneren Oberfläche des Drywells ausgeführt. Dabei wurden Wandstärken ebenfalls grösser als die Nominalwandstärke gemessen.

Das KKM hat für die Alterungsüberwachung des Drywell ergänzende Massnahmen definiert. Dazu gehören insbesondere Massnahmen im Bereich der zerstörungsfreien Prüftechnik. Mit modernen mechanisierten Scannersystemen soll zukünftig im zugänglichen Bereich des Drywells Wandstärkeprofile über grössere Winkelbereiche aufgezeichnet werden. Damit könnten auch lokale Fehlstellen, die bisher möglicherweise übersehen wurden, gefunden werden. Weiterhin sollen ergänzende zerstörungsfreie Verfahren zur Bestimmung der Wandstärke in den nicht zugänglichen Bereichen des Drywells (Sandbettzone) evaluiert werden. Zur Beurteilung der vorliegenden Korrosionsbedingungen sollen weitergehende Analysen des Leckwassers und des Sands der Sandbettzone durchgeführt werden.

Torus

Das KKM bewertet den Gesamtzustand des Torus als gut. Vereinzelt sind Beschädigungen des Anstrichs im Bereich der Wasserlinie festgestellt worden. An diesen Stellen wird von einer Unterkorrosion infolge Sauerstoffdiffusion hin zum Grundmaterial oder von Lochfrass ausgegangen. In einem Wartungsintervall von 4 Jahren wird der Torus komplett entleert und schadhafte Stellen der Beschichtung werden saniert.

Die Torusringleitung wurde 1991 wegen Korrosionsschäden ausgetauscht. Die abgehenden Leitungsteile der Torusringleitung wurden bis zu den angrenzenden Pumpen bis 1998 ebenfalls ersetzt. Im Rahmen des Wandstärkenmessprogramms an der Torusringleitung und Saugleitung wurde zwischen 2000 und 2006 an einigen Positionen ein signifikanter Abtrag festgestellt. Die reduzierten Wandstärken wurden bei einer Sonderprüfung 2009 bestätigt. Das KKM gibt an, dass bei rund 25 % aller Messpositionen die Wandstärken kleiner als die Nominalwandstärke sind. Die Rohrwandstärken liegen jedoch deutlich über der rechnerischen Mindestwandstärke.

Das KKM gibt an, dass aufgrund der internen Betriebserfahrung an der Innenoberfläche der vorliegenden Rohrleitungen Lochfrass erwartet wird. In der Alterungsüberwachung werden als weitere relevante Schädigungsmechanismen für die Ringleitung Flächenkorrosion sowie mikrobiologisch induzierte Korrosion aufgeführt.

Überströmrohre

Für die Überströmrohre, die den Drywell mit dem Torus verbinden, werden vom KKM im Rahmen der Alterungsüberwachung keine signifikanten korrosiven Schadensmechanismen angegeben. Von Be-

deutung ist aber die relativ hohe Auslegungs-Ermüdungsausnutzung am so genannten Ventpipe-Ventheader-Übergang.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die Korrosionsproblematik am Primärcontainment für den geplanten Langzeitbetrieb als wichtiges Thema. Aus der Alterungsüberwachung sind mehrere relevante korrosive Schadensmechanismen bekannt, die sich überlagern können. Vor allem die Sandbettzone des Drywells, für die in vergleichbaren Anlagen ungünstige Betriebserfahrung vorliegt, könnte durch Korrosionsangriffe geschädigt werden.

Das ENSI stellt fest, dass das KKM umfangreiche Abklärungen durchgeführt und Massnahmen zur Alterungsüberwachung des Containments getroffen hat. Insbesondere konnte die Leckagewassermenge aus dem Reaktorbecken massiv reduziert werden. Die Anstrengungen des KKM zur Verfolgung der Korrosionsproblematik des Drywells in vergleichbaren Anlagen sowie die Analysen der Situation in der eigenen Anlage werden vom ENSI als angemessen erachtet.

Zur Absicherung der gemäss der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ geforderten Mindestwandstärke der Stahldruckschale (Drywell, Torus und Torusringleitung) wird vom KKM der zugängliche Bereich auf mögliche Wandstärkenabnahmen in ausgewählten Bereichen regelmässig überprüft. Die bisherigen Wandstärkenmessdaten am Primärcontainment liegen deutlich über der Mindestanforderung des Ausserbetriebnahmekriteriums.

Allerdings beurteilt das ENSI die Information zum aktuellen Zustand der Drywells sowie zur Korrosionsthematik für einen möglichen Langzeitbetrieb als nicht ausreichend abgesichert. Dies liegt unter anderem an der bisher geringen Anzahl der verfügbaren Messstellen im Bereich der Sandbettzone des Drywells. Durch die bis jetzt durchgeführte Kernbohrung wird nur ein kleiner Bereich abgedeckt, der von einem insbesondere mikrobiologischen Korrosionsangriff betroffen sein könnte. Grosse zusammenhängende Bereiche sind bisher noch nicht untersucht wurden.

Das ENSI sieht daher die Notwendigkeit, den Istzustand des Drywells auch in den bisher als unzugänglich eingestuften Bereichen des Drywells zukünftig besser erfassen zu können. Die vom KKM geplante Einführung von geeigneten zerstörungsfreien Prüfungen wird daher vom ENSI als Verbesserung bewertet.

Forderung 4.7-1

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 eingestuften Bereiche des Drywells sowie die ermüdungsrelevanten Bereiche der Überströmröhre 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.

4.8 Integrität der Betonhülle des Containments

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das Containment wird von zwei Betonhüllen, einer inneren (Betonabschirmung des Drywells) und einer äusseren (Gebäudehülle des Reaktorgebäudes) umschlossen. Der Zustand der Betonabschir-

mung des Drywells und der Gebäudehülle des Reaktorgebäudes wird in den Steckbriefen der Bautechnik beschrieben. Das KKM hält fest, dass durch das Alterungsüberwachungsprogramm mit den laufenden Instandsetzungsarbeiten sichergestellt wird, dass die Gebrauchstauglichkeit und die Tragfähigkeit der Baustrukturen erhalten bleiben.

Beurteilung des ENSI

Betonabschirmung des Drywells

Die mittlere Betonfestigkeit der Betonabschirmung des Drywells ist gemäss den zwischen 1994 und 1997 durchgeführten Versuchen über 40 % höher als zur Bauzeit. Dieser Wert entspricht dem theoretischen Wert gemäss Norm SIA 262⁴⁴ und wird von ENSI akzeptiert.

Das ENSI stellt fest, dass die Stahlbetonstruktur der Betonabschirmung des Drywells durch die Gebäudehülle vor äusseren Einflüssen (Witterung) geschützt ist. Der Zustand der Stahlbetonstruktur kann grundsätzlich als gut bezeichnet werden. Die festgestellten Aussinterungen sind auf bekannte während der Jahresrevisionen auftretende Leckagen der Stahlauskleidung des Reaktorbeckens zurückzuführen. Die betroffenen Stellen werden vom KKM überwacht und instand gesetzt. Es wurden bisher dort keine Korrosionspuren an der Betonoberfläche festgestellt, die auf eine Schädigung der Bewehrung hindeuten würden. Das ENSI beurteilt die Vorgehensweise des Betreibers als angemessen.

Die Betonabschirmung des Drywells weist einige alte für eine Stahlbetonstruktur übliche feine Schwindrisse aus. Die Risse werden vorsorglich permanent überwacht. Die Rissweiten sind gemäss Angaben des KKM stabil. Für das Tragverhalten der Betonabschirmung des Drywells sind diese Schwindrisse nach Ansicht des ENSI nicht relevant.

Gebäudehülle des Reaktorgebäudes

Die mittlere Betonfestigkeit der Aussenwand des Reaktorgebäudes ist gemäss den zwischen 1992 und 1995 durchgeführten Versuchen über 40 % höher als zur Bauzeit. Dieser Wert entspricht dem theoretischen Wert gemäss Norm SIA 262 und wird vom ENSI akzeptiert.

Im Jahre 1995 wurde an der Gebäudehülle aussen im unteren Bereich eine elastische, wasserabweisende Beschichtung appliziert. In den Jahren 1999 und 2000 wurde die Beschichtung bis zur Wandkante erweitert. Für aussenliegende Bewehrungen wurden, wo nötig, Korrosionsschutzmassnahmen durchgeführt. Ebenfalls wurde die Aussenfläche der Kuppel abgedichtet (1988 und 1989 sowie 2000) und thermisch isoliert. Die Innenseite wurde 1991 und 2005 instandgesetzt. Nach dieser Sanierung sind nach Auffassung des ENSI die der Witterung ausgesetzten Stahlbetonflächen vor äusseren Einflüssen ausreichend geschützt. Der Zustand der Stahlbetonstruktur kann grundsätzlich als gut bezeichnet werden.

Der Aussenzylinder weist einige alte für eine Stahlbetonstruktur übliche Risse aus, die durch das Schwinden des Betons und durch Spannungen aus Temperaturdifferenzen verursacht werden. Die Risse werden vorsorglich permanent überwacht. Die Rissweiten sind gemäss Angaben KKM stabil. Für das Tragverhalten der Gebäudehülle sind diese Risse nach Ansicht des ENSI nicht relevant.

Die in den Arbeitsfugen zur Bauzeit angeordneten Fugendichtungsbänder sind nicht zugänglich. Ihre Funktionstüchtigkeit wird nach Angaben des KKM indirekt mittels Überprüfung des Innendruckes des

⁴⁴ SIA-Norm 262: Betonbau, Ausgabe 2003

Gebäudes überwacht und kann dadurch bestätigt werden. Das ENSI ist mit dieser Folgerung einverstanden.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Integrität der beiden Betonhüllen des Containments sichergestellt ist. Das Alterungsüberwachungsprogramm des Betreibers sowie die laufenden Instandsetzungsarbeiten stellen eine gute Grundlage für die weitere Erhaltung der Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der beiden Betonhüllen des Containments dar.

Das ENSI nimmt auch Bezug auf Art. 8 der „Ausserbetriebnahmeverordnung“. Danach ist das Kernkraftwerk unverzüglich ausser Betrieb zu nehmen, wenn mehr als 20 % der Betonoberfläche durch Risse von mehr als 0,5 mm Breite und durch Betonabplatzungen beschädigt sind. Das ENSI stellt fest, dass es zurzeit keine Hinweise darauf gibt, dass diese Schädigungsgrenze in der zukünftigen Betriebszeit erreicht werden könnte.

5 Sicherheitsstatus aus deterministischer Sicht

5.1 Deterministische Störfallanalysen

Die deterministischen Störfallnachweise beinhalten technische und radiologische Analysen. In den technischen Störfallanalysen ist für ein umfassendes Spektrum von Störfällen nachzuweisen, dass die zur Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge getroffenen technischen und organisatorischen Schutzmassnahmen wirksam sind und die grundlegenden Schutzziele eingehalten werden. Mit Hilfe radiologischer Störfallanalysen wird nachgewiesen, dass die Anlage so ausgelegt ist, dass keine für die Bevölkerung und die Umgebung unzulässigen Dosen auftreten.

In Bezug auf den Langzeitbetrieb liegt besonderes Augenmerk auf der Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme. Dabei ist aufzuzeigen, dass auch unter Berücksichtigung aktueller Gefährdungsnahmen die Kernkühlbarkeit bei Störfällen, die Integrität des Primärkreislaufs und die Integrität des Containments gewährleistet sind. Die Dosen nach Art. 94 der Strahlenschutzverordnung müssen jederzeit eingehalten sein. Für den Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen durch Naturereignisse ausgelöste Störfälle sind Gefährdungen mit einer Überschreitungshäufigkeit grösser gleich 10^{-4} pro Jahr zu berücksichtigen.

Das KKM hat seine Störfallanalysen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) 2010 auf ihren Umfang und ihre Aktualität hin bewertet und per Ende 2010 beim ENSI eingereicht. Aufgrund des Unfalls in Fukushima mussten die Störfallanalysen für Erdbeben, Hochwasser sowie die Kombination von Erdbeben und dadurch ausgelösten Überflutungen aktualisiert und neu eingereicht werden. Diese Aktualisierung erfolgte auf Basis der aktuellsten Gefährdungsannahmen und der aus dem Unfallablauf von Fukushima gewonnenen Erkenntnisse. Die im Rahmen der PSÜ eingereichten Störfallanalysen werden in Kapitel 5.1.1, die aufgrund des Unfalls in Fukushima überarbeiteten Störfallanalysen werden in Kapitel 5.1.2 behandelt.

5.1.1 Störfallanalysen gemäss PSÜ 2010

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM hat im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung PSÜ 2010 ein umfassendes Störfallspektrum analysiert und in der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse⁴⁵, in Kapitel 14 des Sicherheitsberichts⁴⁶ sowie in einer Aktennotiz⁴⁷ dargelegt. Die Sicherheitsanalysen umfassen neben Betriebsstörungen und Auslegungstörfällen auch technische Analysen ausgewählter auslegungsüberschreitender Störfälle.

Während der Erstellungsphase der PSÜ-Unterlagen wurden die Richtlinie ENSI-A01 und die „Gefährdungsannahmenverordnung“ in Kraft gesetzt. Die eingereichten Störfallanalysen sind deshalb noch nicht vollständig mit dem neuesten Regelwerk abgeglichen. Das weitere Vorgehen zur Umsetzung

⁴⁵ KKM-Bericht: Deterministische Sicherheitsstatusanalyse DSSA, Bericht 8 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ-2010, Oktober 2010

⁴⁶ KKM-Sicherheitsbericht: Bericht 1 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ-2010, Oktober 2010

⁴⁷ KKM-Aktennotiz AN-STAB-2011/094: Kernkraftwerk Mühleberg, Grobprüfung der Unterlagen, Stellungnahme zur der Nachforderung 5-1, vom 26. August 2011

der Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-A01 hat das KKM im Umsetzungskonzept⁴⁸ zur Überprüfung und Durchführung von deterministischen Störfallanalysen dargelegt.

Im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb hat das KKM sein Sicherheitskonzept neu überprüft. Gestützt auf diese Bewertung wurde das Störfallspektrum um sechs auslösende Ereignisse erweitert. Acht weitere Störfälle wurden ergänzend zu den vorliegenden probabilistischen Nachweisen auch deterministisch neu analysiert und dem ENSI im Rahmen der Grobprüfung der PSÜ 2010⁴⁹ eingereicht. Hierzu gehören das Erdbeben, interne und externe Brände, Explosionen, Frischdampf-Umleitung im Notstandfall, Einwirkung von Dritten, Turbinenexplosion, Reaktorisation und interne Überflutung.

Die neu durchgeführten Untersuchungen haben insbesondere aufgezeigt, dass der Schutz gegen die Auswirkungen interner Überflutungen durch das Hilfskühlwasser innerhalb des Reaktorgebäudes zu verbessern ist. Das Hilfskühlwassersystem wurde deshalb mit einer motorbetriebenen Absperrarmatur in der Vorlaufleitung nachgerüstet. Eine allfällige Leckage wird aufgrund des Sumpffüllstandes erkannt und kann mit der neuen Armatur automatisch abgesperrt werden. Der Störfall „interne Überflutung durch das Hilfskühlwasser“ wurde aufgrund der Versagenshäufigkeiten der relevanten Segmente der Hilfskühlwasserverbraucher ohne Berücksichtigung eines Einzelfehlers der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Mit Annahme eines Einzelfehlers wird der Störfall vom KKM als auslegungsüberschreitend eingestuft. Der eingereichte deterministische Sicherheitsnachweis zeigt, dass der Reaktorkern in beiden Fällen ausreichend gekühlt wird und die technischen sowie radiologischen Erfolgskriterien für die Störfallkategorie 3 jederzeit erfüllt werden.

Insgesamt kommt das KKM zum Ergebnis, dass das abdeckende Spektrum von Störfällen analysiert und die Beherrschung dieser Störfälle nachgewiesen wurde. Die auf der Grundlage der aktuellen Richtlinie ENSI-G14 durchgeführten radiologischen Analysen zeigen, dass die maximal zulässigen Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung für alle Störfälle mit grossen Sicherheitsreserven eingehalten werden.^{50,51}

Im Hinblick auf einen Langzeitbetrieb hat das KKM den Bereich der deterministischen Sicherheitsanalysen organisatorisch verstärkt, um neue Anforderungen im Zusammenhang mit möglichen Neuanalysen erfüllen zu können.

Beurteilung des ENSI

Das vorliegende Störfallspektrum basiert auf der Störfallliste⁵², welche im Dezember 2007 aktualisiert und neu vom KKM um sechs weitere Störfälle erweitert wurde.

Die im Rahmen der PSÜ 2010 eingereichten deterministischen Störfallanalysen wurden vom ENSI auf Konformität mit dem Regelwerk bewertet. Die Nachweise basieren noch auf dem früheren Regelwerk, da die Richtlinie ENSI-A01 und die „Gefährdungsannahmenverordnung“ erst während der Er-

⁴⁸ KKM-Aktennotiz AN-AM-2012/097, Vorgehen zur Überprüfung und Durchführung von deterministischen Störfallanalysen, 19. Juli 2012

⁴⁹ KKM-Aktennotiz AN-STAB-2011/094 Kernkraftwerk Mühleberg, Grobprüfung der Unterlagen, Stellungnahme zur der Nachforderung 5-1, 26. August 2011

⁵⁰ KKM-Aktennotiz AN-SU-2010/028 Rev. B Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, Mühleberg, 4. August 2011

⁵¹ KKM-Aktennotiz AN-SU-2010/064 Rev. B, Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, Teil 2, Mühleberg, 4. August 2011

⁵² KKM-Aktennotiz AN-PH-07/008: Störfallliste KKM, 9. November 2007

stellungsphase der PSÜ-Unterlagen in Kraft getreten sind. Das vom KKM eingereichte Konzept zur Erfüllung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks wurde vom ENSI akzeptiert.

Eine vertiefte Prüfung der einzelnen Störfallanalysen ist im Rahmen der Stellungnahme des ENSI zur PSÜ 2010 erfolgt. Diese umfasst neben der Überprüfung der Analysen auf Konformität mit dem aktuellen Regelwerk auch die Bewertung der Eintrittshäufigkeiten, der Konservativität der Randbedingungen, der angewandten Nachweismethodik und der Einhaltung der technischen Kriterien.

Bei der Beurteilung der Langzeitbetriebssicherheit liegt ein besonderes Augenmerk auf der Überprüfung derjenigen Auslegungsstörfälle, welche die Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme gemäss der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ tangieren: die Gewährleistung der Kernkühlbarkeit, die Integrität des Primärkreislaufs und die Integrität des Containments. Die im Bewertungszeitraum der PSÜ 2010 neu eingereichte Analyse „Interne Überflutung des KKM Reaktorgebäudes auf der Ebene -11 m bei Leckagen des Hilfskühlwassersystems“ und die vom KKM nicht abschliessend behandelten Analysen „Absturz des Brennelement-Behälters“ und „Torusleckage“ betrachtet das ENSI bei der Beurteilung der Langzeitbetriebssicherheit als besonders relevant, da bei diesen Ereignissen die Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes gefährdet sein könnten.

Das ENSI hat den eingereichten deterministischen Sicherheitsnachweis für den Störfall „Interne Überflutung des Reaktorgebäudes auf der Ebene -11 m bei Leckagen des Hilfskühlwassersystems“ geprüft. Die Eintrittshäufigkeit wurde auf Basis der probabilistischen Sicherheitsanalyse MUSA2010 unter Einbeziehung der bisherigen guten Betriebserfahrung bezüglich alterungsbedingter Schäden und der getroffenen Instandhaltungsmassnahmen nachvollzogen. Das ENSI akzeptiert die Einstufung des Störfalles ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers in der Störfallkategorie 3 und mit Berücksichtigung des Einzelfehlers als auslegungsüberschreitend. Die eingebaute motorisierte Absperrarmatur in der Vorlaufleitung des Hilfskühlwassersystems ist nach Wertung des ENSI eine sicherheitsgerichtete Nachrüstmassnahme zur Störfallbeherrschung. Das ENSI stellt fest, dass die Einhaltung des Schutzziels der ausreichenden Kernkühlung jederzeit gewährleistet ist. Die Einhaltung der technischen und radiologischen Grenzwerte für die Störfallkategorie 3 ist jederzeit gewährleistet.

Der Sicherheitsnachweis für den „Absturz des Brennelement-Behälters“ wird dem ENSI vor der nächsten Beladung des Brennelementbehälters nachgereicht. Die Freigabe eines solchen Transports ist somit an den zu erbringenden Sicherheitsnachweis gekoppelt.

Das auslösende Ereignis „Torusleckage“ soll vom KKM im Rahmen des Konzepts⁵³ zur Umsetzung der Anforderungen des aktuellen Regelwerks probabilistisch und deterministisch detailliert behandelt werden.

Forderung 5.1-1

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 „Torusleckage“ ist bis zum 31. Dezember 2013 zu führen.

Im Hinblick auf die radiologischen Analysen umfasste der Prüfumfang des ENSI die verwendete Methodik zur Bestimmung der Quellterme und Dosen für die im Sicherheitsbericht ausgewiesenen radiologisch relevanten Störfälle. Die in den radiologischen Analysen zu unterstellenden Quellterme basie-

⁵³ KKM-Aktennotiz AN-AM-2012/097: Vorgehen zur Überprüfung und Durchführung von deterministischen Störfallanalysen, 19. Juli 2012

ren auf der in der Technischen Spezifikation festgeschriebenen, maximal zulässigen Reaktorwasseraktivität. Mit der von KKM beantragten⁵⁴ und vom ENSI im Mai 2012 freigegebenen⁵⁵ Reduktion der maximal zulässigen Reaktorwasseraktivität um einen Faktor 10 reduzieren sich die resultierenden Dosen bei fast allen Störfällen um etwa denselben Faktor. Die Überprüfung der Nachweise zeigt, dass die maximal zulässigen Dosiswerte der Strahlenschutzverordnung für alle Störfälle eingehalten werden.^{56,57}

Zusammenfassend stellt das ENSI fest, dass das KKM ein umfassendes Störfallspektrum analysiert hat. Die gemäss Richtlinie ENSI-A01 zu betrachtenden auslösenden Ereignisse wurden bis auf zwei nachgeforderte Fälle (Forderung 5.1-1) berücksichtigt. Die vorliegenden deterministischen Störfallanalysen sind vollständig und bestätigen die Einhaltung der auch für Neuanlagen geltenden Sicherheitskriterien aus der „Gefährdungsannahmenverordnung“.

Durch die neue Organisation wird das KKM befähigt, im Bereich der Sicherheitsanalysen langfristig internationale Standards zu erfüllen.

5.1.2 Aufgrund des Unfalls in Fukushima überarbeitete Störfallanalysen

Aufgrund des Erdbebens mit anschliessendem Tsunami am Standort Fukushima Dai-ichi in Japan vom 11. März 2011 hat das ENSI am 18. März 2011 gestützt auf Art. 2 Abs. 1 Bst. d der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ gefordert⁵⁸, dass das KKM unverzüglich eine erneute Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung vornimmt. In seiner zweiten Verfügung vom 1. April 2011⁵⁹ hat das ENSI vorgegeben, wie bei dieser Überprüfung vorzugehen ist und welche Randbedingungen zu beachten sind. Konkret waren die Nachweise zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens, des 10 000-jährlichen Hochwassers sowie der Kombination des 10 000-jährlichen Erdbebens und der dadurch gegebenenfalls ausgelösten Überflutung zu erbringen.

5.1.2.1 Erdbeben

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM hat die seismischen Gefährdungsannahmen auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED) und der im Rahmen des PEGASOS Refinement Project (PRP) erhobenen Standortdaten neu ermittelt. Für die Berechnung wurden die aktuellen Resultate der Abminderungsmodellierung (PRP Intermediate Hazard) verwendet. Mit Schreiben vom 27. November 2011⁶⁰ wurden die Erdbebenfestigkeitsnachweise für die zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens relevanten Strukturen, Systeme und Komponenten aufgrund der neuen seismischen Gefährdungsannahmen sowie der aktuell verfügbaren Erkenntnisse aus Japan eingereicht. Die

⁵⁴ 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 Ziff. 4 KEV, 13. März 2012

⁵⁵ ENSI-Brief: Freigabe, Änderung der Technischen Spezifikation gemäss TSÄA-BM-2011/003, 22. Mai 2012

⁵⁶ KKM-Aktennotiz AN-SU-2010/028 Rev. B: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, 4. August 2011

⁵⁷ KKM-Aktennotiz AN-SU-2010/064 Rev. B: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, Teil 2, 4. August 2011

⁵⁸ ENSI-Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima, 18. März 2011

⁵⁹ ENSI-Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung, 1. April 2011

⁶⁰ KKM-Brief: Stellungnahme zur Forderung 3.1-1 der Verfügung vom 1. April 2011, 27. November 2011

Nachweise berücksichtigen das potenzielle Versagen derjenigen Strukturen, Systeme und Komponenten, welche die erforderliche Erdbebenfestigkeit nicht erreichen.

Kernkühlung

Das KKM hat dem ENSI mit dem Schreiben vom 28. März 2012⁶¹ den deterministischen Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens zugesandt. Basierend auf der neu ermittelten Erdbebengefährdung wurde die Auslegung der Anlage überprüft. 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 Nachweise des KKM zeigen, 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 hat das KKM separate Analysen durchgeführt. Dabei wurde das vollständige Versagen der Brennelement-Beckenkühlung unterstellt. Neben der Integrität der Becken wurden die maximalen Verdunstungs- und Verdampfungsverluste für den limitierenden Fall beim Versagen der Damplatte analysiert. Es wurde nachgewiesen, dass ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel für die Brennelemente gewährleistet ist.

Beurteilung des ENSI

Zur Beurteilung der Einhaltung der Erfolgskriterien aus dem schweizerischen Regelwerk hat das ENSI die als PRP Intermediate Hazard bezeichneten seismischen Gefährdungsannahmen aus dem Zwischenergebnis des PEGASOS Refinement Project herangezogen.

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 sind die Verfügbarkeit und Wirksamkeit aller erforderlichen Systemfunktionen zur Überführung der Anlage in den sicheren Zustand gewährleistet. Die Nachweise für die ausreichende Erdbebenfestigkeit der erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten werden vom ENSI akzeptiert.

Das ENSI kommt zum Ergebnis⁶², dass die Kernkühlung unter Einwirkung eines 10 000-jährlichen Erdbebens gewährleistet ist. Die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung werden eingehalten. Das Kriterium gemäss Art. 3 der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ wird nicht erreicht.

⁶¹ KKM-Aktennotiz AN-UM-2012/052: Deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens für das KKM, 28. März 2012

⁶² ENSI 11/1562: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens, 7. Juli 2012

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 werden vom ENSI akzeptiert.

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 Drywelldeckels

Mit diesen Massnahmen wurde aus Sicht des ENSI der Schutz des Brennelementlagerbeckens und der Reaktorgrube gegen Erdbeben gezielt verbessert. Eventuelle 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.

Nach Abschluss des PRP und Überprüfung der Ergebnisse wird das ENSI die Erdbebengefährdungsannahmen sowie das methodische und terminliche Vorgehen neu festlegen. Daran anschließend sind die Erdbebennachweise des KKM zur Kern- und Brennelement-Beckenkühlung zu aktualisieren.

5.1.2.2 Hochwasser

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Mit dem Schreiben vom 30. Juni 2011⁶³ hat das KKM den deterministischen Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers eingereicht. Der Nachweis beinhaltet im Wesentlichen die für das 10 000-jährliche Hochwasser abdeckenden Gefährdungsannahmen und die Auswirkung auf die umliegenden Stauanlagen, auf die Gebäude des KKM, auf die Verfügbarkeit der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie Massnahmen zur Verbesserung der Verfügbarkeit der Kühlwassersysteme.

Die Verfügbarkeit der Kühlwassersysteme wurde unter Berücksichtigung der bis zum Wiederaufahren der Anlage nach der Jahresrevision 2011 umgesetzten Nachrüstungen bewertet. Im Ergebnis wurde festgestellt, dass das KKM das 10 000-jährliche Hochwasser beherrscht. Die Anlage kann in einen sicheren Zustand überführt werden, in dem sie mindestens drei Tage stabil gehalten werden kann.

⁶³ KKM-Aktennotiz AN-UM-2011/062: Deterministischer Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers, 30. Juni 2011

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen des vom ENSI verfügbaren Hochwassernachweises hat das KKM in der Revision 2011 zusätzliche Schutzmassnahmen umgesetzt. Gegen das Eindringen von Wasser in sicherheitsrelevante Gebäude wurden mobile Spundwände beschafft. Zudem wurden die elektrischen Antriebe der Siebandmaschinen im Kühlwassereinlauf des Haupt- und des Hilfskühlwassersystems höher gesetzt.

Da eine Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerkes bei einem extremen Aare-Hochwasser durch Ablagerung von Geschiebe nicht auszuschliessen ist, musste zudem das SUSAN-Einlaufbauwerk nachgerüstet werden. Folgende Nachrüstungen wurden realisiert:

- Einbau von Periskop-Rohren im SUSAN-Einlaufbauwerk zur Verringerung der Verstopfungsgefahr
- Einspeisemöglichkeit mittels mobiler Feuerweerpumpen zur Sicherstellung der SUSAN-Kühlwasserversorgung im Falle der Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerkes

Das ENSI hat die Sicherstellung der Kühlwasserversorgung des SUSAN-Notstandsystems geprüft. Diese ist nach Wertung des ENSI durch die Redundanz und die Diversität der Kühlwasserpfade sowie die Möglichkeit von Reinigungsmassnahmen an den Ansaugkörben der mobilen Pumpen gewährleistet.

Das ENSI hat den Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers geprüft⁶⁴. Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass das KKM den Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers erbracht hat. Die Dosisgrenzwerte werden eingehalten. Das Kriterium gemäss Art. 3 der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ wird nicht erreicht.

5.1.2.3 Kombination von Erdbeben und externer Überflutung

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Mit dem Schreiben vom 29. März 2012⁶⁵ hat das KKM den deterministischen Nachweis zur Beherrschung der Kombination von Erdbeben und dadurch ausgelösten Überflutungen eingereicht. Dieser beinhaltet eine Zusammenfassung der Erdbebennachweise der Stauanlagen, welche den Standort des Kernkraftwerks Mühleberg gefährden können. Betroffen sind die Stauanlagen Mühleberg, Rossens und Schiffenen.

Aufgrund der gemäss BWG-Richtlinien^{66,67,68} geführten Nachweise konnte gezeigt werden, dass für die festgelegte neue Erdbebengefährdung die Integrität und Stabilität der Staumauern Mühleberg, Rossens und Schiffenen in jedem Fall gewährleistet sind. Eine unkontrollierte Wasserabgabe und damit eine durch das Erdbeben bedingte Überflutung können somit ausgeschlossen werden.

⁶⁴ ENSI 11/1481: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers, 31. August 2011

⁶⁵ KKM-Aktennotiz AN-UM-2012/058: Deterministischer Nachweis der Beherrschung der Kombination von Erdbeben und Hochwasser, 29. März 2012

⁶⁶ BWG-Bericht: Sicherheit der Stauanlagen – Basisdokument zur konstruktiven Sicherheit, Berichte des BWG, Serie Wasser, Version 1.0, August 2002

⁶⁷ BWG-Richtlinie: Sicherheit der Stauanlagen – Richtlinien des BWG, Berichte des BWG, Serie Wasser, Version 1.1, November 2002

⁶⁸ BWG-Bericht: Sicherheit der Stauanlagen – Basisdokument zu dem Nachweis der Erdbebensicherheit, Berichte des BWG, Serie Wasser, Version 1.2, März 2003

Beurteilung des ENSI

Das ENSI bewertet den deterministischen Nachweis⁶⁹ zur Beherrschung der Kombination von Erdbeben und dadurch ausgelösten Überflutungen für den Standort des KKM als vollständig. Die Festlegung der Erdbebengefährdung für das zu betrachtende Referenzerdbeben beurteilt das ENSI als korrekt. Zusammenfassend kommt das ENSI nach eigener Prüfung und unter Berücksichtigung der Angaben der Sektion Talsperren des Bundesamtes für Energie zum Ergebnis, dass die Stauanlagen Mühleberg, Rossens und Schiffenen einem 10 000-jährlichen Erdbeben standhalten.

Eine unkontrollierte Wasserabgabe der Stauanlagen ist nicht zu unterstellen. Der deterministische Nachweis der Beherrschung der Kombination von 10 000-jährlichem Erdbeben und dadurch ausgelösten Überflutungen ist durch den Störfallnachweis ohne erdbebenbedingte Überflutung abgedeckt.

Aufgrund der Darlegungen in Kapitel 5.1.2.1 kommt das ENSI zum Schluss, dass auch der Nachweis der Beherrschung der Kombination von Erdbeben und dadurch verursachten Überflutungen vom KKM erbracht wurde. Das Kriterium gemäss Art. 3 der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ wird nicht erreicht.

5.2 Stand der Nachrüsttechnik

Das KKM hat in der Vergangenheit viele teilweise umfangreiche Nachrüstungen zur Erhöhung der nuklearen Sicherheit realisiert.

Obwohl der Schutz gegen Störfälle mit Ursprung innerhalb der Anlage mehrheitlich bereits Gegenstand der ursprünglichen Anlagenauslegung war, nahm das KKM aufgrund neuer Erkenntnisse aus der eigenen wie auch aus der internationalen Betriebserfahrung in den zurückliegenden Jahren folgende Nachrüstungen vor:⁷⁰

- Einbau eines Containment-Rückpumpsystems, um allfällige Leckagen aus dem wasser- oder dampfführenden Leitungen im Reaktorgebäude aus dem Reaktorgebäudesumpf in den inneren Torus zurückzuführen
- Reduktion der auf das Containment wirkenden dynamischen Belastungen bei Druckentlastungsvorgängen infolge von Transienten durch spezielle konstruktive Verbesserungsmaßnahmen
- Einbau zusätzlicher Saugsiebe im inneren Torus mit deutlich vergrößerter Oberfläche, um die Funktionsfähigkeit der an der Torusringleitung angeschlossenen Sicherheitssysteme bei einem Kühlmittelverluststörfall zu verbessern
- Qualifizierung sicherheitstechnisch wichtiger Ausrüstungen im Drywell für die Umgebungsbedingungen nach einem Kühlmittelverluststörfall entsprechend den neuen Anforderungen
- Modifikation des Ablasssystems und des hydraulischen Steuerstabantriebssystems zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Reaktorschnellabschaltung

⁶⁹ KKM-Aktennotiz AN-UM-2012/058: Deterministischer Nachweis der Beherrschung der Kombination von Erdbeben und Hochwasser, 29. März 2012

⁷⁰ KKM-Sicherheitsbericht: Bericht 1 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ-2010, Oktober 2010

- Einbau einer zusätzlichen automatischen Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung bei hohem Druck im Maschinenhaus, um die radiologischen Konsequenzen einer Dampfleitungsleckage im Maschinenhaus zu minimieren
- Einbau einer automatischen Abschaltung des Speisewassersystems, um eine Überflutung der Sicherheitssysteme auf der Kote -11 m des Reaktorgebäudes aufgrund eines Bruchs der Speisewasserleitung innerhalb des Reaktorgebäudes zu verhindern

Zur Verbesserung des Schutzes gegen interne Brände wurde ein neues Brandschutzkonzept erarbeitet. In diesem Zusammenhang wurden die vorhandenen Brandlasten gezielt reduziert, in den sicherheitsrelevanten Gebäuden zusätzliche Brandabschnitte und damit eine bessere brandschutztechnische Trennung der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen realisiert sowie die technischen Brandschutzmassnahmen (Brandmeldeanlage und Löschanlagen) durch Ersatz und Neuerrichtung an den Stand der Technik angepasst.

Der Schutz gegen interne, systemübergreifende Ereignisse wie Brand und Überflutung und gegen externe Ereignisse wie Erdbeben, Überflutung und Blitzschlag war im ursprünglichen Auslegungskonzept des KKM nicht in dem Umfang berücksichtigt, wie er für neuere Kernkraftwerke gefordert wird. Dies äussert sich insbesondere in der nach heutigen Massstäben nicht konsequenten räumlichen Trennung von Sicherheitssträngen in der ursprünglichen Anlage. Mit der Errichtung des Notstandsystems SUSAN sowie mit dem deutlich verbesserten Brand- und Blitzschutz in der ursprünglichen Anlage wurde diese Schwachstelle weitgehend behoben.

Die vom KKM in der Vergangenheit durchgeführten Nachrüstungen zur Verbesserung des Schutzes gegen Auslegungsstörfälle wurden seitens des ENSI im Rahmen Periodischer Sicherheitsüberprüfungen bewertet. Das ENSI kam im Gutachten 1991⁷¹ und den sicherheitstechnischen Stellungnahmen 2002⁷² und 2007⁷³ zum Ergebnis, dass der Schutz des KKM gegen interne und externe Ereignisse seit der Inbetriebnahme kontinuierlich verbessert und an den damals gültigen Stand der Nachrüsttechnik angepasst wurde.

Trotz der durchgeführten Nachrüstungen verfügt das KKM nicht über alle Auslegungsmerkmale neuerer Kernkraftwerke. Diese bereits im Rahmen der zurückliegenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen des KKM erkannten Abweichungen betreffen insbesondere folgende Bereiche:

- Redundanzgrad und Diversität von Sicherheitsfunktionen
- funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung von Sicherheitssträngen
- Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme
- Schutz gegen äussere Einwirkungen
- Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

Im Folgenden werden diese Abweichungen in Bezug auf die Umsetzung des Standes der Nachrüsttechnik bewertet.

⁷¹ HSK 11/250: Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das KKW Mühleberg, Oktober 1991

⁷² HSK 11/800: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, Dezember 2002

⁷³ HSK 11/1100: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, November 2007

5.2.1 Redundanzgrad und Diversität von Sicherheitsfunktionen

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM verfügte in seiner ursprünglichen Auslegung über die Sicherheitsstränge I und II. Mit der Nachrüstung des Notstandsystems SUSAN kamen die Sicherheitsstränge III und IV neu hinzu.

Sicherheitsfunktion „Notstromversorgung“

Die vier Sicherheitsstränge sind durch redundant diversitäre Einrichtungen wie luft- oder wassergekühlte Dieselgeneratoren oder einen besonders zugeordneten Generator des Wasserkraftwerks Mühleberg notstromversorgt.

Grundsätzlich gilt für die Auslegung von Sicherheitssystemen im KKM, dass die Stromversorgung und die Sicherheitsleittechnik mehrfach redundant aufgebaut sind.⁷⁴

Sicherheitsfunktion „Abschaltsicherheit“

Die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung erfolgt sowohl über die Sicherheitsleittechnik der ursprünglichen Systeme als auch über das alternative Reaktorabschalt- und -isolationssystem (ARSI). Zudem stehen zur Gewährleistung der Abschaltsicherheit zwei unterschiedliche Wirkprinzipien zur Verfügung, nämlich die diversitär ausgelöste Reaktorschnellabschaltung mittels Einschliessen von Steuerstäben und das zweisträngige Vergiftungssystem mit dem Einspeisen von borhaltigem Kühlmittel.

Sicherheitsfunktion „Isolation des Primär- und Sekundärcontainments“

Die Sicherheitsfunktion „Isolation des Primär- und Sekundärcontainments“ wird durch redundante und diversitäre Armaturen sichergestellt. Die Funktionsauslösung erfolgt wie bei der Reaktorschnellabschaltung sowohl über die Sicherheitsleittechnik der ursprünglichen Systeme als auch über das ARSI.

Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“

Die Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ ist im KKM durch mehrfach redundante und diversitär angetriebene Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisesysteme gewährleistet. Zusätzlich zum dampfgetriebenen Reaktorkernisolation-Kühlsystem (RCIC) stehen das Kernsprühsystem (CS) und das Alternative Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) in Verbindung mit dem automatischen Druckabbausystem (ADS) zur Verfügung. Eine langsame Druckentlastung durch das Notstandsystem SUSAN mittels diversitärer Ventile (PRV) wird im Notstandsfall automatisch angeregt.

Der automatische Start der SUSAN-Einspeisesysteme (RCIC, ALPS) sowie die automatische Druckentlastung werden ausschliesslich durch tiefen RDB-Füllstand direkt oder in logischer Verknüpfung mit anderen Signalen ausgelöst. Der Start des Kernsprühsystems erfolgt bei einem grossen Leitungsbruch zusätzlich über hohen Druck im Drywell. Die Messeinrichtungen und Auslösestränge für die Kühlmitteleinspeisung in den RDB sind hochredundant aufgebaut.

Das KKM kommt zum Ergebnis, dass die Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ dem Stand der Technik entspricht und als diversitär zu betrachten ist, da die Auslösung über den RDB-Füllstand aus der ursprünglichen sowie aus der SUSAN Sicherheitsleittechnik erfolgt.

⁷⁴ KKM-Sicherheitsbericht: Bericht 1 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ-2010, Oktober 2010

Sicherheitsfunktion „Integrität der druckführenden Umschliessung“

Die Sicherheitsfunktion „Integrität der druckführenden Umschliessung“ wird durch diversitär redundante Sicherheitsventile gewährleistet. Zum Schutz des Reaktorkühlsystems vor einer Überspeisung bei hohem Reaktordruck wird das Speisewassersystem über redundante Signale des RDB-Füllstandes entweder heruntergeregelt oder abgeschaltet und das Reaktorkernisolations-Kühlsystem isoliert.

Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Containment“

Bei einer Isolation des Reaktorkühlsystems von der Hauptwärmesenke wird die Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Containment“ durch zwei redundant diversitäre Kühlsysteme sichergestellt. Es handelt sich dabei um das zweisträngige Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) und das zweisträngige, notstandgesicherte Toruskühlsystem (TCS), wobei das TCS im Anforderungsfall automatisch gestartet wird. Damit verfügt das KKM zur Sicherstellung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr bei Auslegungsstörfällen bis auf zwei Ausnahmen (Erdbeben und Bruch einer Umwälzschleife) über vier weitgehend unabhängige Kühlstränge.

Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken“

Aufgrund der grossen Karenzzeiten von mehr als drei Tagen ist aus Sicht des KKM die Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken“ durch das Brennelement-Beckenkühlsystem und durch die Nachspeisung mittels mobiler Pumpen ausreichend redundant und diversitär umgesetzt.⁷⁵

Zusammenfassend kommt das KKM zum Ergebnis, dass die Einrichtungen zur Gewährleistung der zentralen Sicherheitsfunktionen hinsichtlich Redundanz und Diversität die Anforderungen entsprechend dem Stand der Nachrüsttechnik erfüllen.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen der früheren Periodischen Sicherheitsüberprüfungen kam das ENSI zum Ergebnis, dass die Sicherheitssysteme des KKM unter Berücksichtigung der erfolgten Nachrüstungen einzelfehlersicher sind und somit den Grundsatz der Redundanz erfüllen.

Mit der Inkraftsetzung der Kernenergieverordnung wurde zusätzlich der Grundsatz der Diversität gesetzlich verankert. Danach müssen bei der Umsetzung von Sicherheitsfunktionen von Neuanlagen, soweit möglich physikalisch oder technisch verschiedenartige Prinzipien angewendet werden. Vor diesem Hintergrund und im Hinblick auf die Weiterentwicklung des Stands der Nachrüsttechnik konzentriert sich die nachfolgende Bewertung insbesondere auf den Auslegungsgrundsatz der Diversität.

Sicherheitsfunktionen „Notstromversorgung“, „Abschaltsicherheit“ und „Isolation des Primär- und Sekundärcontainments“

Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Systeme zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen Notstromversorgung, Abschaltsicherheit und Isolation des Primär- und Sekundärcontainments die Auslegungsgrundsätze der Redundanz und Diversität entsprechend dem Stand der Nachrüsttechnik erfüllen.

⁷⁵ KKM-Bericht AN-UM-2011/025 zur Verfügung des ENSI vom 18. März 2011, 30. März 2011

Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“

Insgesamt gesehen sind aus Sicht des ENSI die Auslegungsgrundsätze der Redundanz und Diversität für die Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ im KKM dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechend umgesetzt. So ist die Sicherheitsfunktion durch das zweisträngige Hochdruckeinspeisesystem mit dampfgetriebenen Pumpen sowie diversitär durch die automatische Druckentlastung (ADS) in Verbindung mit den mehrfach redundanten Niederdruckeinspeisesystemen mit elektrisch betriebenen Pumpen sichergestellt. Die Druckentlastung des RDB erfolgt über vier druckluftgesteuerte Sicherheits- und Abblaseventile (SRV), von denen bis zu drei Ventile für die ADS angesteuert werden. Zusätzlich verfügt das KKM über zwei motorgesteuerte Abblaseventile PRV. Damit sind die Systeme zur Kühlmitteleinspeisung in den RDB mehrfach redundant und diversitär ausgelegt.

Allerdings basiert die Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ im KKM nicht auf physikalisch unterschiedlichen Prozessparametern. Die automatische Auslösung der Notstandeinspeisesysteme und der automatischen Druckentlastung (ADS) ist zwar mehrfach redundant ausgelegt, erfolgt aber nur über den Prozessparameter „Füllstand im RDB“.

Nach Beurteilung des ENSI kann aufgrund des hohen Redundanzgrads der RDB-Füllstandmessung von einer hohen Zuverlässigkeit der Auslösung der Sicherheitsfunktion Kühlmitteleinspeisung in den RDB ausgegangen werden. Die bestehende manuelle Auslösung kann allerdings aufgrund der zur Verfügung stehenden, geringen Reaktionszeiten für die meisten Störfallszenarien nicht als diversitäre Anregemöglichkeit der ADS und der Einspeisesysteme kreditiert werden. In einigen ausländischen Siedewasserreaktoren wird z. B. ein Start der Hochdruckeinspeisung oder einer automatischen Druckentlastung mit Start der Kernflutssysteme auch über einen hohen Druck im Containment ausgelöst. Zusätzlich hat das ENSI eine Studie zum Stand der Umsetzung einer diversitären Füllstandsmessung bei Siedewasserreaktoren in Deutschland durchführen lassen, deren Ergebnis eine weitere vertiefte Untersuchung rechtfertigt.⁷⁶

Auch wenn die diversitäre Ausgestaltung von Sicherheitsfunktionen in einem strikten Sinn nur für Neuanlagen gefordert wird, sollte der Auslegungsgrundsatz der Diversität aus Sicht des ENSI im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb bei den Nachrüstprojekten nach Möglichkeit berücksichtigt werden. Es ist daher zu überprüfen, ob weitere diversitäre Messgrößen oder Messverfahren zum automatischen Start der Einspeisesysteme herangezogen werden können.

Forderung 5.2-1

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.

Sicherheitsfunktion „Integrität der druckführenden Umschliessung“

Die Integrität der druckführenden Umschliessung ist nach Beurteilung des ENSI durch die Überdruckabsicherung mit sechs Sicherheitsventilen mit einem hohen Redundanzgrad sowie durch diversitäre Wirkungsprinzipien der Sicherheitsventile (SRV, SV) gewährleistet.

Der Überspeisungsschutz des RDB soll eine Belastung der Dampfleitungen, Frischdampf-Isolationsarmaturen und Sicherheitsventile durch die Beaufschlagung mit Kühlwasser bei hohem Reaktordruck verhindern. Bei hohem RDB-Füllstand wird eine Reduktion der Drehzahl der Speisewasserpumpen

⁷⁶ TÜV-Bericht: Diversitäre Füllstandsmessung in Anlagen mit Siedewasserreaktoren in Deutschland, 2012

über hochredundante Füllstandmessungen ausgelöst. Eine Auslösung ist immer noch gewährleistet, wenn bis zu drei Messstellen ausfallen. Versagt die Auslösung zur Reduktion der Drehzahl der Speisewasserpumpen, werden in Verbindung mit dem Auslösesignal zur Drehzahlreduktion die Speisewasserpumpen abgeschaltet. Der Überspeisungsschutz für das Reaktorkernisolations-Kühlsystem (RCIC) ist ähnlich redundant in der SUSAN-Sicherheitsleittechnik aufgebaut, die Abschaltung des RCIC erfolgt durch Schliessen der Regelventile und der RCIC-Dampf-Isolationsventile.

Nach Beurteilung des ENSI ist die Auslösung des Überspeisungsschutzes hochredundant aufgebaut, was die fehlende Diversität weitgehend ausgleicht. Allerdings besteht der Schutz gegen eine Überspeisung des RDB durch das Speisewassersystem nur in der Abschaltung der Speisewasserpumpen. In anderen Siedewasserreaktoren sind weitere Schutzmassnahmen wie z. B. das Schliessen der druckseitigen Speisewasserarmaturen oder die Isolation der durch Wasserlasten gefährdeten Leitungen vorgesehen. Zudem verfügt das KKM im Gegensatz zu später errichteten Siedewasserreaktoren desselben Herstellers nicht über eine Reaktorschnellabschaltung bei hohem RDB-Füllstand, sondern lediglich über eine Alarmierung.

Auch wenn die diversitäre Ausgestaltung von Sicherheitsfunktionen in einem strikten Sinn nur für Neuanlagen gefordert wird, sollte der Auslegungsgrundsatz der Diversität aus Sicht des ENSI im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb bei den Nachrüstprojekten nach Möglichkeit berücksichtigt werden. Das ENSI erachtet deshalb eine Untersuchung von Verbesserungsmöglichkeiten zur Vermeidung einer Überspeisung des RDB und angrenzender Leitungen für erforderlich.

Forderung 5.2-2

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.

Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Containment“

Nach Wertung des ENSI ist die Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Containment des KKM über ausreichend redundante und diversitäre Systeme sichergestellt. Als ultimative Wärmesenke kann für die Nachwärmeabfuhrketten allerdings nur die Aare kreditiert werden. Die Kühlwasserversorgung für das Notstandssystem ist räumlich vom Haupt- und Nebenkühlwasser-Einlaufbauwerk entfernt und stützt sich auf eine räumlich weit verzweigte Kühlwasserentnahme aus der Aare ab. Im Rahmen des Hochwassernachweises⁷⁷ kam das ENSI u. a. zum Ergebnis, dass eine Verstopfung des Notstand-Einlaufbauwerkes bei einem extremen Aare-Hochwasser nicht auszuschliessen ist. Aufgrund dieser neuen Erkenntnis kann das Notstand-Einlaufbauwerk nicht als diversitäre Alternative zum Haupt- und Nebenkühlwasser-Einlaufbauwerk betrachtet werden.

Vor diesem Hintergrund hat das KKM dem ENSI im Rahmen des Projekts DIWANAS⁷⁸ u. a. ein Konzept zur Errichtung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung über eine Grundwasserfassung Saanetal zur Freigabe eingereicht. Diese Grundwasserfassung besteht im Wesentlichen aus folgenden Elementen:

⁷⁷ KKM-Aktennotiz AN-UM-2011/062: Deterministischer Nachweis zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers, 30. Juni 2011

⁷⁸ KKM-Brief: Antrag auf Konzeptfreigabe zu den geplanten Nachrüstmassnahmen im KKM, Projekt DIWANAS; 29. Juni 2012

- mehrere Horizontalfilterbrunnen (je nach Ergiebigkeit des Grundwasserleiters)
- unterirdisch verlegte Zulaufleitung (bindet im neu zu errichtenden Gebäude in die bestehende Aare-Zulaufleitung ein)
- redundante Vordruckpumpen, Motorarmaturen und Rückschlagklappen (zur sicheren Zuschaltung und für den rückwirkungsfreien Betrieb)

Die Energieversorgung und Ansteuerung der Komponenten der neuen Grundwasserfassung erfolgt aus dem Notstandgebäude, wobei die Kühlwasserversorgung entweder manuell oder automatisch bei Anforderung des Notstandsystems zugeschaltet werden soll.

Aus Sicht des ENSI wird mit der neuen Grundwasserfassung eine zur Aare diversitäre Kühlwasserversorgung für das Notstandsystem errichtet, die aufgrund der Auslegung als überflutungs- und verstopfungssicher sowie erdbebensicher zu beurteilen ist. Die Auslegungsgrundsätze der Redundanz und Diversität werden damit im KKM für die Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Containment“ dem neuesten Stand der Nachrüsttechnik entsprechend umgesetzt.

Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken“

Das KKM verfügt mit dem betrieblichen Brennelement-Beckenkühlsystem und dem Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) über zwei verschiedene, redundant aufgebaute Systeme zur Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens. Aufgrund der gemeinsamen Abhängigkeit vom ebenfalls redundant aufgebauten Hilfskühlwassersystem können diese aber nicht als vollständig diversitär betrachtet werden.

Vor dem Hintergrund der Erkenntnisse aus Fukushima stellte das ENSI fest, dass der Schutz der Brennelementbeckenkühlung bei extremen externen Ereignissen allein durch direkt vor Ort zu ergreifende Notfallmassnahmen nicht mehr als ausreichend zu beurteilen ist, und forderte das KKM auf, Massnahmen zur Ertüchtigung des Systems zur Brennelementbeckenkühlung zu ergreifen.⁷⁹ Vor diesem Hintergrund hat das KKM im Rahmen des Projekts DIWANAS⁸⁰ u. a. ein Konzept zur Errichtung eines alternativen Systems zur Brennelementbeckenkühlung zur Freigabe eingereicht. Dieses erdbebensichere System besteht im Wesentlichen aus einem Kühlkreislauf mit zwei Beckenkühlpumpen, Motorarmaturen und einem Einhängenkühler im Brennelementlagerbecken, der über das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS) die Wärme abführt. Der Einhängenkühler wird über die im Notstandgebäude untergebrachten Beckenkühlpumpen direkt mit Kühlwasser aus dem Zulauf der Aare oder mit Kühlwasser aus der neuen Grundwasserfassung Saanetal versorgt. Der Rücklauf bindet in den bestehenden Aare-Auslauf des Notstand-Kühlwassersystems ein. Die Energieversorgung und Ansteuerung der Komponenten des neuen Beckenkühlsystems soll aus dem Notstandgebäude erfolgen, wobei die Brennelementbeckenkühlung manuell vom Notstandgebäude oder vom Hauptkommandoraum ausgelöst wird.

Zur Überwachung des Füllstandes und der Temperatur im Brennelementlagerbecken verfügt das KKM bisher lediglich über betriebliche Messungen. Im Rahmen der Untersuchung der Robustheit der Brennelementbeckenkühlung hatte das ENSI das KKM aufgefordert, ein Konzept für die Nachrüstung einer störfallfesten Instrumentierung für die Füllstands- und Temperaturüberwachung des Brennele-

⁷⁹ ENSI-Verfügung: Stellungnahme zu Ihrem Bericht vom 31. März 2011, 5. Mai.2011

⁸⁰ KKM-Brief: Antrag auf Konzeptfreigabe zu den geplanten Nachrüstmassnahmen im KKM, Projekt DIWANAS; 29. Juni 2012

mentlagerbeckens inkl. Anzeigen im Notstandleitstand einzureichen. Dieses Konzept wurde zwischenzeitlich vom KKM eingereicht und wird zurzeit vom ENSI geprüft.

Aus Sicht des ENSI wird mit der Errichtung des alternativen Systems zur Brennelementbeckenkühlung und der neuen Instrumentierung der Schutz der Sicherheitsfunktion „Brennelementbeckenkühlung“ gegen externe Ereignisse nochmals deutlich verbessert. Dieses System und die neue Instrumentierung sind aufgrund der Einbindung in das Notstandsystem und der Auslegung der mechanischen Ausrüstungen als überflutungs- und erdbebensicher zu beurteilen und erfüllt weitere grundlegende Auslegungsanforderungen an die Einzelfehlersicherheit, funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung von den betrieblichen Einrichtungen. Insgesamt gesehen werden damit aus Sicht des ENSI die Auslegungsgrundsätze der Redundanz und Diversität für die Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken“ im KKM dem neuesten Stand der Nachrüsttechnik entsprechend umgesetzt.

5.2.2 Funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Die funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung der Einrichtungen zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen sind im KKM im Wesentlichen durch die Einrichtungen des Notstandsystems SUSAN und der anderen Sicherheitssysteme realisiert. Grundsätzlich sind alle für die Funktion des Notstandsystems erforderlichen Einrichtungen wie Leittechnik, Stromversorgung und Kühlwasserversorgung in einem eigenen gebunkerten Gebäude untergebracht. Damit besteht zwischen dem Notstandsystem (Stränge III und IV) sowie den übrigen Sicherheitssystemen (Stränge I und II) mit gleicher Funktionen eine vollständige räumliche Trennung.⁸¹

Innerhalb des SUSAN-Gebäudes sind die beiden Sicherheitsstränge III und IV konsequent räumlich getrennt. Insbesondere wurde darauf geachtet, dass es mit Ausnahme einiger passiver Komponenten (z. B. Wärmetauscher) keine systemtechnischen Verbindungen zwischen den beiden SUSAN-Strängen gibt.

Die Prozessparameter zur Auslösung der Sicherheitsfunktionen über die Stränge I bis IV werden alle im Reaktorgebäude erfasst. Es wurde auch hier darauf geachtet, dass keine Verbindungen zwischen den Messketten des Reaktorschutz- und Isolationssystems (Stränge I und II) und des alternativen Reaktorabschalt- und -isolationssystems (Stränge III und IV) besteht. Insbesondere sind auch Hauptkommandoraum und SUSAN-Kommandoraum gegenseitig entkoppelt, indem die Verbindungen zwischen den beiden Warten nur durch Lichtwellenleiter erfolgt. Die SUSAN-Sicherheitsleittechnik stellt sicher, dass Sicherheitsauslösungen und Befehle aus dem SUSAN-Kommandoraum immer Vorrang vor Befehlen aus dem Hauptkommandoraum haben.

Die Mehrzahl der wichtigen Komponenten (insbesondere Pumpen und Armaturen) der Sicherheitssysteme befindet sich aus funktionalen Gründen im Reaktorgebäude auf der Ebene -11 m. Die Separation auf dieser Ebene erfolgt durch räumliche Distanz zwischen redundanten Komponenten. Für diese Ebene ist durch das Brandschutzkonzept sichergestellt, dass die Brandlasten auf ein Minimum reduziert sind. Weiterhin sind wichtige Komponenten, bei denen die Distanz nicht ausreichend ist, durch eine Sprühflutanlage besonders gegen Brand geschützt. Das KKM hat zusätzliche Massnah-

⁸¹ KKM-Aktennotiz AN-STAB-2011/094: Kernkraftwerk Mühleberg, Grobprüfung der Unterlagen, Stellungnahme zur der Nachforderung 5-1, vom 26. August 2011

men ergriffen, um das Risiko einer internen Überflutung zu minimieren. Trotzdem sieht das KKM einen Handlungsbedarf auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes und hat ein Konzept für Nachrüstmassnahmen zur Verbesserung der räumlichen und funktionalen Trennung der Sicherheitsfunktionen Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr erstellt.⁸²

Beurteilung des ENSI

Mit der Nachrüstung des Notstandsystems SUSAN wurde der Grundsatz der funktionalen Unabhängigkeit der zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen eingesetzten redundanten Stränge weitgehend umgesetzt, so dass das KKM heute über drei weitgehend unabhängige Stränge I/II, III und IV verfügt. Gemäss der Richtlinie HSK-R-101 waren im Gegensatz zu Art. 10 Bst. c KEV Abweichungen von der konsequenten Umsetzung des Grundsatzes der funktionalen Unabhängigkeit zulässig, die bei der Nachrüstung des Notstandsystems auch kreditiert wurden. So besteht im Sinne der KEV zwischen den Strängen III und IV keine konsequente Unabhängigkeit, da diese gemeinsame passive mechanische Komponenten haben. Aufgrund der hochqualitativen Auslegung und wiederkehrenden Prüfungen dieser gemeinsamen Komponenten sind aus Sicht des ENSI aber keine unzulässigen Wechselwirkungen zu erwarten. Ungeachtet dessen sind die Stränge I/II und III/IV konsequent funktional unabhängig.

Die räumliche Trennung der Stränge I/II, III und IV ist ausserhalb des Reaktorgebäudes konsequent umgesetzt. Innerhalb des Reaktorgebäudes befinden sich allerdings alle Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsysteme auf der Ebene -11 m. Die durch die ursprüngliche Anlagenauslegung bedingte Anordnung der Sicherheitssysteme stellt aus heutiger Sicht des ENSI trotz der vom KKM vorgenommenen Verbesserungsmaßnahmen eine generelle konzeptionelle Schwäche insbesondere hinsichtlich eines grossflächigen internen Brandes auf der Ebene -11 m und einer internen Überflutung im Reaktorgebäude durch nicht absperrbare Systeme dar.

Vor diesem Hintergrund hat das KKM dem ENSI im Rahmen des Projekts DIWANAS⁸³ unter anderem ein Konzept zur Nachrüstung eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems (ZNA-System) zur Freigabe eingereicht. Dieses neue System besteht im Wesentlichen aus folgenden Elementen:

- zwei von den bisherigen Einspeisesystemen unabhängige Einspeisestränge zur Kühlmittelergänzung im Reaktordruckbehälter, deren Pumpen und Wasserreservoir in einem neu zu errichtenden Gebäude untergebracht werden
- zwei Nachwärmeabfuhrstränge, über welche die Nachwärme aus dem Reaktor an den bestehenden Kühlkreislauf des Notstandsystems abgegeben wird, deren Pumpen und Kühler auf der Ebene 0 m im Reaktorgebäude untergebracht werden

Die Energieversorgung und Ansteuerung der Komponenten des neuen ZNA-Systems soll aus dem Notstandgebäude erfolgen, wobei die Kühlmittelergänzung automatisch ausgelöst wird und die Nachwärmeabfuhr manuell.

Aus Sicht des ENSI wird mit dem neuen System die bisher bestehende nicht konsequente räumliche Trennung der Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes deutlich verbessert. Aufgrund der Energieversorgung und Ansteuerung des Systems aus dem bestehenden Notstandsys-

⁸² KKM-Aktennotiz AN-STAB-2011/094: Kernkraftwerk Mühleberg, Langzeitbetrieb, Grobprüfung der Unterlagen, Stellungnahme zu der Nachforderung 5-1, 26. August 2011

⁸³ KKM-Brief: Antrag auf Konzeptfreigabe zu den geplanten Nachrüstmassnahmen im KKM, Projekt DIWANAS; 29. Juni 2012

tem sowie der redundanten Ausführung sind die funktionale Unabhängigkeit von den ursprünglichen Sicherheitssystemen und die Einzelfehlersicherheit selbst bei Ausfall passiver Ausrüstungen wie dem SUSAN-Zwischenkühler erfüllt.

Insgesamt gesehen werden damit aus Sicht des ENSI die Auslegungsgrundsätze funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung im KKM dem neuesten Stand der Nachrüsttechnik entsprechend umgesetzt.

5.2.3 Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das KKM zeigt auf⁸⁴, dass die für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen kurzfristig erforderlichen Sicherheitsfunktionen im KKM automatisiert sind, nämlich die:

- Abschaltsicherheit
- Kühlmittleinspeisung in den RDB
- Wärmeabfuhr aus dem RDB
- Wärmeabfuhr aus dem Containment
- Abschluss Primär- und Sekundärcontainment
- Notstromversorgung

Nicht automatisiert sind das Abfahr- und Toruskühlsystem und der Start des Vergiftungssystems. Nach der Initialisierung des Vergiftungssystems durch das Betriebspersonal erfolgen das Verfahren von Armaturen und das Starten der Pumpen sowie die notwendige Isolation der Reaktorwasserreinigung aber automatisch.

Für die Gewährleistung der Sicherheitsfunktion „Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken“ steht bei Ausfall des betrieblichen Beckenkühlsystems ein sehr grosses Zeitfenster von rund drei Tagen zur Verfügung. Aus diesem Grund erfolgt die Wiederherstellung der Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken durch die manuelle Aufschaltung des Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS).

Beurteilung des ENSI

Aus Sicht des ENSI sind die Sicherheitssysteme im KKM soweit automatisiert, dass die kurzfristig (innerhalb eines Zeitfensters von 30 Minuten) erforderlichen Sicherheitsfunktionen ohne Eingriffe des Betriebspersonals sichergestellt sind. Insbesondere wurde die automatische Absperrung von Leckagen in wasser- und dampfführenden Leitungen im Reaktorgebäude verbessert, um eine Überflutung der Sicherheitssysteme auf der Ebene -11 m des Reaktorgebäudes möglichst schnell zu unterbinden (Kapitel 5.1.1).

Die beiden nicht automatisierten Systeme, das Abfahr- und Toruskühlsystem sowie das Vergiftungssystem, werden basierend auf den heutigen Erkenntnissen aus den Störfallanalysen nicht kurzfristig benötigt.

⁸⁴ KKM-Aktennotiz AN-STAB-2011/094: Kernkraftwerk Mühleberg, Langzeitbetrieb, Grobprüfung der Unterlagen, Stellungnahme zu der Nachforderung 5-1, 26. August 2011

Insgesamt gesehen ist aus Sicht des ENSI der Auslegungsgrundsatz der Automatisierung im KKM dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechend umgesetzt. Dem im Vergleich zu neueren Kernkraftwerken geringeren Automatisierungsgrad des KKM wird bei der Ausbildung der Operateure sowie bei der Ausgestaltung der Vorschriften Rechnung getragen. Ungeachtet dessen wurde insbesondere bei der Nachrüstung des Notstandsystems darauf geachtet, dass die Funktion dieser Sicherheitsstränge innerhalb der ersten zehn Stunden der Störfallbeherrschung ohne Handeingriffe gewährleistet ist.

5.2.4 Schutz gegen äussere Einwirkungen

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Der Schutz des KKM gegen äussere Einwirkungen stützt sich primär auf das Notstandsystem SUSAN ab. Damit wird die automatische Abfuhr der Nachzerfallswärme insbesondere bei Sicherheitserdbeben, unbefugten Einwirkungen Dritter, Überflutung des Geländes, Blitzschlag sowie Flugzeugabsturz sichergestellt. Das Notstandsystem SUSAN verfügt über eine eigene Energie- und Kühlwasserversorgung und weist eigene leittechnische Einrichtungen sowie einen eigenen Kommandoraum auf, wodurch die Autarkie des Systems von den anderen Sicherheitssystemen des KKM gewährleistet ist.

Der Schutz des KKM gegen Erdbeben wurde aufgrund neuer Erkenntnisse bezüglich der Erdbebengefährdung mehrfach neu überprüft. Die Ergebnisse der Analysen bestätigten die ursprüngliche, konservative Auslegung des KKM gegen diese Belastungen und zeigten insbesondere, dass das Reaktorgebäude, das Primärcontainment und die darin aufgestellten mechanischen Ausrüstungen (Reaktorkühlsystem, Nachwärmeabfuhr- und Notkühlsysteme) auch höheren Belastungen standhalten als der ursprünglichen Auslegung zugrunde gelegt. Nach der Errichtung des Notstandsystems wurden verschiedene sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Gebäudeteile und Ausrüstungen seismisch ertüchtigt (u. a. die Decke des Hauptkommandoraumes und die Notstromversorgung).

Gegen das Eindringen von Wasser bei einer Überflutung des Anlagengeländes sind insbesondere das Reaktorgebäude bis +8,00 m Fluthöhe und das SUSAN-Gebäude bis +6.00 m Fluthöhe über dem Gelände geschützt. Aufgrund der Autarkie des Notstandsystems und des Erhalts der Integrität des Primärkreises kann bei Verlust des nicht gegen derartige Fluthöhen geschützten Hilfskühlwassersystems und des daraus folgenden Ausfalls der ursprünglichen Sicherheitssysteme die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden.

Alle Systeme und Komponenten des Notstandsystems sind so geschützt, dass Spannungen aufgrund von Blitzschlägen soweit gedämpft werden, dass sie die Funktion der Einrichtungen im SUSAN-Gebäude nicht stören.

Mit der Errichtung des Notstandsystems SUSAN wurde auch der Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes deutlich verbessert, indem das Dach und die Aussenwände des SUSAN-Gebäudes gemäss der Richtlinie HSK-R-102 gegen Trümmerwirkungen bemessen wurden und das SUSAN-Gebäude räumlich von der übrigen Anlage getrennt errichtet wurde. Damit verfügt das KKM für die Nachwärmeabfuhr über zwei gegen Flugzeugabsturz geschützte Sicherheitsstränge. Die im Jahre 2002 auf Veranlassung der Aufsichtsbehörde vorgenommenen Untersuchungen zur Flugzeugabsturzicherheit zeigen aus Sicht des KKM, dass wesentliche sicherheitsrelevante Bereiche gegen Absturz eines Verkehrsflugzeuges mit einer mittleren Anfluggeschwindigkeit geschützt sind.

Beurteilung des ENSI

Die für neue Kernkraftwerke geltenden Auslegungsgrundsätze zum Schutz gegen externe Ereignisse wie Erdbeben, Überflutung und Blitzschlag lagen dem ursprünglichen Auslegungskonzept des KKM nicht zugrunde. Dies äusserte sich insbesondere in der Dimensionierung der Bauwerke und der nach heutigen Massstäben nicht konsequenten räumlichen Trennung von Sicherheitssträngen in der ursprünglichen Anlage. Mit der Errichtung des Notstandsystems SUSAN wurden diese Schwachstellen weitgehend behoben.

Im Rahmen des Projekts PEGASOS wurden die Gefährdungsannahmen bei Erdbeben neu bestimmt. Gemäss den neuen Ergebnissen ist am Standort des KKM mit einer höheren Erdbebengefährdung zu rechnen als der ursprünglichen Auslegung der Anlage zugrunde gelegt. Aufgrund der PEGASOS-Resultate wurden basierend auf den Ergebnissen der PSA gezielte seismische Ertüchtigungen an Gebäuden und Ausrüstungen durchgeführt, die zu einer Reduzierung der Kernschadenshäufigkeit geführt haben.

Nach den Ereignissen in Fukushima hat das ENSI eine erneute Überprüfung des Schutzes gegen Erdbeben und Hochwasser unter Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse zu den erwähnten Gefährdungen gefordert. Wie in Kapitel 5.1.2 aufgezeigt wird, bestätigen die Ergebnisse der neuen Analysen, dass diese Ereignisse auch bei den neuen Gefährdungsannahmen beherrscht werden.

Bei der Errichtung des Notstandsystems SUSAN wurde der zum damaligen Zeitpunkt für neue Kernkraftwerke geforderte Schutz gegen Flugzeugabsturz realisiert, so dass zumindest die beiden SUSAN-Sicherheitsstränge über einen Vollschutz verfügen. Ein direkter Aufprall eines Flugzeuges auf das Reaktorgebäude wurde zum damaligen Zeitpunkt aufgrund der sehr geringen Absturzhäufigkeit nicht unterstellt.

Im Jahr 2003 durchgeführte Grenzlastanalysen für den Direktaufprall eines Flugzeuges auf das Reaktorgebäude des KKM zeigten auf⁸⁵, dass der obere Bereich des Reaktorgebäudes dem Aufprall eines grossen Verkehrsflugzeuges mit mittlerer Geschwindigkeit ohne schwerere Schäden widersteht. In den tieferen Bereichen, welche den grössten Flächenanteil des Reaktorgebäudes ausmachen, widersteht die Reaktorgebäudewand auch dem Aufprall eines grossen Verkehrsflugzeuges mit einer erhöhten Absturzgeschwindigkeit. Aufgrund der inneren, massiven Strukturen ist selbst bei einem Durchstanzen der Reaktorgebäudewand ein hoher Schutzgrad gegen eine Beschädigung der für die Kernkühlung relevanten Systeme vorhanden. Eine weitere wesentliche Erkenntnis war, dass nicht mit dem Eindringen grösserer Treibstoffmengen in das Reaktorgebäude zu rechnen ist. Basierend auf diesen Untersuchungen wurden Verbesserungsmassnahmen eingeleitet, um die Ausbreitung von Kerosin im Reaktorgebäude zu beschränken. Weiterhin zeigen die vom KKM eingereichten Untersuchungen, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit des Reaktor- und SUSAN-Gebäudes auch nach einem grösseren Kerosinbrand erhalten bleibt und die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung gering ist.

Aus Sicht des ENSI ist damit ein angemessener Schutz gegen unfallbedingte Flugzeugabstürze gegeben. Weitergehende Massnahmen werden in Anbetracht der sehr geringen Kernschadenshäufigkeit aufgrund von unfallbedingten Flugzeugabstürzen als nicht angemessen beurteilt. Ungeachtet dessen wird das ENSI neue Erkenntnisse im Bereich der vorsätzlichen Flugzeugabstürze

⁸⁵ HSK-Bericht AN-4626, Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, März 2003

weiterverfolgen und sich an zukünftigen Untersuchungen im Rahmen der Fortführung des EU-Stresstests beteiligen.

5.2.5 Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Der in Art. 22 Abs. 2 Bst. g des Kernenergiegesetzes festgelegten Nachrüstpflicht des Bewilligungsinhabers einer Kernanlage wurde seit der Inbetriebnahme des KKM mit kontinuierlichen Anlageänderungen zur Erhöhung der nuklearen Sicherheit nachgekommen.

Die wichtigsten Änderungen:⁸⁶

- Einbau eines Probeentnahmesystems
- Schaffung einer Noteinspeisemöglichkeit mit den Kondensatpumpen
- Nachrüstung eines Containment-Druckentlastungssystems
- Nachrüstung eines Drywell-Sprüh- und -Flutsystems
- Nachrüstung eines Stickstoff-Inertisierungssystems für das Primärcontainment (zur Verhinderung von Wasserstoffverpuffungen im Primärcontainment infolge eines schweren Unfalls)

Zudem wurden in der Vergangenheit im KKM zahlreiche Notfallvorschriften⁸⁷ entwickelt, in denen sogenannte Accident-Management-Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle festgelegt sind. Die Massnahmen zielen darauf ab, einen Kernschaden zu verhindern oder zumindest die Folgen eines Unfalls zu lindern, indem der Kernschmelzvorgang beendet oder die Containmentintegrität aufrechterhalten wird, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe so gering wie möglich zu halten.

Im KKM existieren für die Sicherstellung wichtiger Funktionen Notfalleinweisungen, die mehrheitlich aus den bestehenden Betriebs- und Störfalleinweisungen oder Betriebs-Notfalleinweisungen aufgerufen werden. Hierzu gehören insbesondere Notfalleinweisungen für folgende Funktionen:

- **alternative Kernkühlung** aus unterschiedlichen Wasserquellen (insbesondere Hochreservoir, Kaltkondensatbehälter, Feuerlöschnetz, Aare) mittels fest installierter oder mobiler Systeme oder Einrichtungen
- **alternative Primärcontainmentkühlung** aus unterschiedlichen Wasserquellen (insbesondere Feuerlöschnetz, Aare) mittels Anschluss mobiler Einrichtungen an die bestehenden Nachwärmeabfuhrkühler
- **Sprühen und Fluten des Primärcontainments** zur Druckbegrenzung und zur Kühlung der aus dem beschädigten Reaktorbehälter ausgetretenen Kernschmelze mittels des fest installierten Drywell-Sprüh- und -Flutsystems
- **Druckentlastung des Primärcontainments** über das fest installierte Druckentlastungssystem
- **alternative Stromversorgung** über Generatoren des Wasserkraftwerks Mühleberg

⁸⁶ KKM-Bericht PSÜ-KL-2010/600: PSÜ-Bericht 2010, Bericht 6, -Langzeitbetrieb des KKM, Betriebsdauermanagement für einen Betrieb über 40 Jahre, 20. Dezember 2012

⁸⁷ KKM-Bericht PSÜ-KL-2010/506: PSÜ-Bericht 2010, Bericht 5, Teil 6, Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Vorgehensweise bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, 24. November 2010

- **Lüftungsbetrieb bei erhöhter Aussenaktivität** im Hauptkommandoraum oder der Notstandswarte über gefilterte Zuluftsysteme

Zur Verhinderung des Aufbaus unzulässiger Wasserstoffkonzentrationen im Primärcontainment infolge eines schweren Unfalls wurde 1988 das Stickstoffintertisierungssystem nachgerüstet.

Das KKM verfügt über eine eigene Notfallorganisation, die bei einem Notfall die auf den Normalbetrieb ausgerichtete Organisation ersetzt und auf besonders geschützte Notfallräume sowie eigene Kommunikationsmittel zurückgreifen kann. Die Struktur der Notfallorganisation ist im Notfallreglement als zentralem Dokument festgelegt, das der Freigabepflicht durch das ENSI unterliegt. Die Bereitschaft und Eignung der Notfallorganisation wird im Rahmen von Notfallübungen periodisch überprüft.

Das bestehende System von Stör- und Notfalleinweisungen wurde in den letzten Jahren durch die Entwicklung technischer Entscheidungshilfen (Severe Accident Management Guidance, SAMG) ergänzt. Basierend auf internationalen Standards und werkspezifischen Analysen zu Schwerunfallphänomenen wurden geeignete Strategien für die Linderung der Folgen eines Unfalls mit einem stark beschädigten Reaktorkern entwickelt. Von zentraler Bedeutung sind hier die neuen Strategien zum optimalen Betrieb des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems und des Containment-Druckentlastungssystems.

Die Notfalleinweisungen und die SAMG decken sowohl den Leistungsbetrieb als auch den Stillstand ab und deren Eignung wird periodisch im Rahmen von Notfallübungen anhand unterschiedlicher Unfallszenarien überprüft. Zu deren Umsetzung sind am KKM-Standort und in einem Lager in unmittelbarer Nähe zum Standort Notfalleinrichtungen geschützt gelagert, die an fest installierten Anschlüssen in der Anlage angeschlossen werden können.

Erweiterung der bestehenden Accident-Management-Massnahmen

Im Rahmen der vom ENSI als Folge der Ereignisse in Fukushima verfügten Sofortmassnahmen⁸⁸ wurde von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke unter anderem das zentrale externe Notfalllager Reitnau errichtet. Das dort eingelagerte Notfallmaterial kann zusätzlich zu den bereits am Standort des KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen für die Beherrschung schwerer Unfälle per Hubschrauber zur Verfügung gestellt werden. Im KKM wurden des Weiteren zwei räumlich getrennte Zuführungen an der Aussenwand des Reaktorgebäudes zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens im Reaktorgebäude mittels auf dem Anlagengelände gelagerter Feuerwehropumpen nachgerüstet. Die Zuführungen sind jeweils inner- und ausserhalb des Reaktorgebäudes mit Berstscheiben abgesichert. Die zur Herstellung der externen Nachspeisung des Brennelementbeckens auszuführenden Massnahmen sind in einer neu erstellten Notfalleinweisung festgelegt.

Darüber hinaus hat das KKM nach den Ereignissen in Fukushima umgehend einen mobilen 200-kVA-Notstromdieselgenerator auf dem Dach des Notstandgebäudes aufgestellt, der zwischenzeitlich durch einen luftgekühlten Notstromdieselgenerator (Diesel 390) mit einer Leistung von 1 000 kVA ersetzt wurde.⁸⁹ Der Notstromdieselgenerator dient bei Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung dazu, die elektrische Versorgung der Systeme einer Notstanddivision nach Herstellung der erforderlichen Leitungsverbindungen je nach Verbraucher unterbrechungsfrei aufrechtzuerhalten oder wiederherzustellen. Zudem wurden zusätzliche Anschlüsse für die im externen Notfalllager Reitnau eingelagerten

⁸⁸ ENSI-Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima, 18. März 2011

⁸⁹ ENSI-Report: EU Stress Test, Swiss National Report, ENSI Review of the Operators' Reports

Notstromaggregate installiert. Die Erstellung der elektrischen Verbindungen, die Inbetriebnahme des Diesels 390 und die Zuschaltung der Verbraucher sind in Notfalleinweisungen festgelegt.

Aus Sicht des KKM sind alle dem internationalen Stand der Technik entsprechenden Vorsorgemassnahmen zum Schutz gegen schwere Unfälle ergriffen.

Beurteilung des ENSI

Der Schutz gegen auslegungsüberschreitende Störfälle war nicht Gegenstand der ursprünglichen Auslegung des KKM und wurde in der Vergangenheit entsprechend den Weiterentwicklungen des internationalen Stands der Nachrüsttechnik laufend verbessert. Wesentliche Elemente des Schutzes gegen auslegungsüberschreitende Störfälle im KKM sind:

- robustes Containment und grosse Wasserreservoir
- umfangreiche, zum Teil fest installierte Notfallsysteme zur Sicherstellung der notwendigen Stromversorgung und Einspeisung in den Reaktordruckbehälter, das Containment und das Brennelementbecken
- gefiltertes Containment-Druckentlastungssystem
- umfangreiches Vorschriftensystem, das alle Betriebsarten abdeckt und präventive wie auch mitigative Unfallstrategien (SAMG) enthält

Die vom KKM in der Vergangenheit durchgeführten Massnahmen wurden im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen bewertet. Das ENSI kam im Gutachten 1991⁹⁰ und den sicherheitstechnischen Stellungnahmen 2002⁹¹ und 2007⁹² zum Schluss, dass der Schutz des KKM gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse seit der Inbetriebnahme kontinuierlich verbessert und an den damaligen Stand der Nachrüsttechnik angepasst wurde.

Erweiterung der bestehenden Accident-Management-Massnahmen

Aufgrund der Analysen des Unfallhergangs von Fukushima verfügte das ENSI drei kurzfristig umzusetzende Verbesserungsmassnahmen. Diese wurden mit der Errichtung des externen Notfalllagers Reitnau sowie der Nachrüstung von zusätzlichen Anschlüssen für externe mobile Einsatzmittel und einer fest installierten Notnachspeisung des Brennelementbeckens bereits realisiert. Im Vergleich zu den bisherigen Notfallvorkehrungen wurden damit weitere Verbesserungen erzielt: Zum einen bestehen jetzt bei Ausfall aller Beckenkühlssysteme zwei räumlich getrennte Nachspeisemöglichkeiten zur Ergänzung des Brennelementbeckeninventars, für deren Einsatz der Beckenbereich nicht betreten werden muss. Zum anderen kann mit dem neu errichteten Notfalllager Reitnau die bisherige Notfallstrategie im KKM noch konsequenter umgesetzt werden, bei zerstörter Infrastruktur auf dem Anlagengelände und der näheren Umgebung sowie bei Ausfall anlagenintern eingesetzter Notfalleinrichtungen oder bei Erschöpfung anlageninterner Versorgungsmittel auf externe Notfalleinrichtungen und -mittel zurückzugreifen.

⁹⁰ HSK 11/250: Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das KKW Mühleberg, Oktober 1991

⁹¹ HSK 11/800: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, Dezember 2002

⁹² HSK 11/1100: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, November 2007

Das ENSI hat bezüglich des anlageninternen Schutzes gegen schwere Unfälle aus den Ereignissen in Fukushima weitere Prüfpunkte identifiziert.⁹³ Diese betreffen insbesondere vertiefte Analysen zur seismischen Robustheit der Containmentsysteme. Die Untersuchungen im Rahmen des EU-Stresstests haben die seismische Robustheit des Primärcontainments im KKM zwar grundsätzlich bestätigt.⁹⁴ Da dem Erhalt der Containmentintegrität bei schweren Unfällen als letzte Rückhaltebarriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe eine sehr hohe Bedeutung zukommt, hat das ENSI eine nochmalige, vertiefte Überprüfung der seismischen Robustheit des Primärcontainments auf Basis der aktuellen Erdbebengefährdungsannahmen gefordert.⁹⁵ Die Ergebnisse der Überprüfung sind eingereicht worden und werden zurzeit vom ENSI geprüft.

Weitere noch ausstehende Prüfpunkte betreffen die Verhinderung von Wasserstoffexplosionen ausserhalb des Primärcontainments, die langfristige Sicherstellung der Stromversorgung und die Aufbereitung und Wiederverwendung der in den Reaktor oder das Primärcontainment eingespeisten und eventuell in andere Anlagenbereiche austretenden grossen Wassermengen.

Unabhängig von den bereits verfügbaren Forderungen des ENSI wurden vom KKM aufgrund der Erkenntnisse aus den Ereignissen in Fukushima weitere Verbesserungen im Bereich des Schutzes gegen schwere Unfälle realisiert. Insbesondere wurde ein zusätzliches Notstromaggregat auf dem Dach des Notstandgebäudes aufgestellt. Damit steht jetzt beim Ausfall der kompletten restlichen Wechselstromversorgung eine von der bisherigen Notstromversorgung unabhängige, seismisch entkoppelte elektrische Versorgungsquelle zur Verfügung. Damit können bei Bedarf die Batterien wieder aufgeladen werden und somit die zum Betrieb des Reaktorkernisoliations-Kühlsystems und der zur Unfallüberwachung erforderlichen Instrumentierung notwendige Gleichstromversorgung langfristig aufrechterhalten werden. Ausserdem ermöglicht das neue Notstromaggregat, die Nachwärmeabfuhr nicht wie bisher nur über Notfalleinrichtungen sondern gegebenenfalls auch durch die Wiederinbetriebnahme eines Notstandstranges langfristig sicherzustellen.

Mit der Errichtung der neu geplanten Saane-Wasserfassung (Kapitel 5.2.1) werden die verfügbaren Wasservorräte für das Notfallmanagement zudem nochmals erweitert.

Aus Sicht des ENSI werden die gemäss Art. 7 Bst. d KEV auf der Sicherheitsebene 4 des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge vom KKM zu treffenden Schutzmassnahmen im Wesentlichen erfüllt. Die Anlage wurde in der Vergangenheit entsprechend den Weiterentwicklungen des internationalen Stands der Nachrüsttechnik angepasst. Alle vom ENSI in der Folge von Fukushima verfügbaren Sofortmassnahmen sind im KKM zeitgerecht umgesetzt worden.

Vor dem Hintergrund der noch nicht abgeschlossenen Untersuchungen bezüglich der aus dem Unfall in Fukushima zu ziehenden Konsequenzen fehlt jedoch eine ganzheitliche Übersicht und systematische Bewertung der zum Schutz gegen schwere Unfälle im KKM bereits getroffenen oder geplanten Massnahmen.

Forderung 5.2-3

Das KKM hat für auslegungsüberschreitende externe Ereignisse systematisch aufzuzeigen, dass alle angemessenen Vorkehrungen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung mittels fest installier-

⁹³ ENSI-Aktennotiz, Lessons Learned und Prüfpunkte aus den kerntechnischen Unfällen in Fukushima, ENSI-AN-7746 vom 29. Oktober 2011

⁹⁴ ENSI-Report: EU Stress Test, Swiss National Report, ENSI Review of the Operators' Reports

⁹⁵ ENSI-Verfügung: Stellungnahme zu Ihrem Bericht zum EU-Stresstest, 10. Januar 2012

ter Systeme oder kurzfristig verfügbarer, vorbereiteter Massnahmen getroffen wurden. Es ist aufzuzeigen, dass Margen gegenüber den Anforderungen bei externen Ereignissen im Auslegungsbereich bestehen. Eine sicherheitstechnische Bewertung der geplanten sowie der umgesetzten Nachrüstungen und Massnahmen ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 in einem Bericht vorzulegen.

5.3 Zusammenfassende Bewertung

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass durch das Sicherheitskonzept des KKM die wirksame und zuverlässige Beherrschung der Auslegungsstörfälle gewährleistet ist. Das KKM hat ein umfassendes und abdeckendes Störfallspektrum analysiert. Die gemäss Richtlinie ENSI-A01 zu betrachtenden auslösenden Ereignisse wurden bis auf zwei nachgeforderte Fälle (Forderung 5.1-1) berücksichtigt. Aufgrund der vorliegenden deterministischen Störfallanalysen ergeben sich weder Hinweise auf Verletzungen der technischen oder radiologischen Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“ noch auf Fehler in der Auslegung.

Die Störfallanalysen der Einwirkungen von Erdbeben, Hochwasser sowie der Kombination von Erdbeben und dadurch ausgelöster Überflutung wurden auf Basis der aktuellsten Gefährdungsannahmen und der aus dem Unfallablauf in Fukushima gewonnenen Erkenntnisse aktualisiert und neu eingereicht. Das ENSI hat diese Störfallanalysen akzeptiert. Die Verfügbarkeit und Wirksamkeit aller erforderlichen Systemfunktionen wie auch die Überführung der Anlage in den sicheren Zustand wurde nach Wertung des ENSI nachgewiesen.

Aus den deterministischen Nachweisen der Beherrschung der Auslegungsstörfälle ergeben sich keine Hinweise, die einem Langzeitbetrieb des KKM entgegenstehen. Die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3 bis 5 und Art. 96 Abs. 5 der Strahlenschutzverordnung werden nach heutigem Kenntnisstand eingehalten und das zugehörige Ausserbetriebnahmekriterium nach Art. 3 der „Ausserbetriebnahmeverordnung“ wird nicht erreicht.

Das KKM plant die Realisierung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung, die Nachrüstung eines erdbebenfesten Brennelementbecken-Kühlsystems und eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems sowie die Erweiterung der Brennelementbecken-Instrumentierung. Mit den geplanten Nachrüstungen kann die Sicherheit des KKM weiter erhöht und auf den neuesten Stand der Nachrüsttechnik gebracht werden. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb sind diese Nachrüstungen bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen.

Forderung 5.3-1

Das KKM hat die Realisierung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung sowie die Nachrüstung eines erdbebenfesten Brennelementbecken-Kühlsystems und eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen. Die Umsetzungsplanung ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 einzureichen. Die Erweiterung der Brennelementbecken-Instrumentierung ist bis zum 31. Dezember 2013 zu realisieren.

Mit den bereits umgesetzten und geplanten Nachrüstungen erfüllt das KKM seine Pflichten gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. g des Kernenergiegesetzes. In drei Punkten sieht das ENSI jedoch weiteren Abklärungsbedarf. Diese betreffen die diversitäre Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ (Forderung 5.2-1), die diversitäre Sicherstellung des Überspeisungsschutzes (Forderung 5.2-2) und die Stärkung der Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle aufgrund der Erkenntnisse von Fukushima (Forderung 5.2-3).

6 Sicherheitsstatus aus probabilistischer Sicht

Es ist die Aufgabe der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Die PSA-Methodik erlaubt eine anlagenspezifische quantitative Risikobewertung unter Berücksichtigung verschiedenartigster Unfallursachen wie beispielsweise menschliches Versagen oder Naturkatastrophen wie Erdbeben. Die Resultate einer PSA reflektieren somit den Sicherheitsstatus der analysierten Anlage aus probabilistischer Sicht.

In Kapitel 5.8 des vom KKM eingereichten Berichts zum Langzeitbetrieb des KKM⁹⁶ wird der Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks Mühleberg aus probabilistischer Sicht dargelegt. Die hier vom ENSI verwendeten Kriterien für eine Beurteilung des Sicherheitsstatus und des Langzeitbetriebs sind:

- **regelmässige Aktualisierung des PSA-Modells** entsprechend Kapitel 5 der Richtlinie HSK-A06
- Sicherheitsniveau entsprechend „Gefährdungsannahmenverordnung“ und Kapitel 6.1 der Richtlinie HSK-A06: Die **Kernschadenshäufigkeit** (Core Damage Frequency, CDF) für bestehende Kernkraftwerke soll kleiner als 10^{-4} pro Jahr sein. Falls die CDF grösser als 10^{-5} pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.
- Sicherheitsniveau entsprechend Kapitel 6.1 der Richtlinie HSK-A06: Falls die **Häufigkeit früher grosser Freisetzungen im Leistungsbetrieb** (Large Early Release Frequency, LERF) grösser als 10^{-6} pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.
- Sicherheitsniveau entsprechend Kapitel 6.1 der Richtlinie HSK-A06: Falls die **Brennstoffschadenshäufigkeit** (ein Risikomass für die Bewertung der Betriebszustände Stillstand und Schwachlast: Fuel Damage Frequency, FDF) grösser als 10^{-5} pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.
- **Ausgewogenheit der Risikobeiträge** entsprechend Kapitel 6.2 der Richtlinie HSK-A06: Falls eine Ereigniskategorie mehr als $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr absolut und mehr als 60 % zur CDF beiträgt, sind Massnahmen zur Reduktion dieses Risikobeitrags zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.

Zusammenfassung der eingereichten KKM-Dokumente

Das dem Bericht zum Langzeitbetrieb vom KKM zugrunde gelegte PSA-Modell (MUSA2010) wird entsprechend einer Arbeitsanweisung des KKM laufend aufdatiert. Es entspricht aus Sicht des KKM dem Stand von Wissenschaft und Technik und erfüllt folgende Hauptziele:

- Bewertung des Risikoprofils des KKM
- Bereitstellung eines für risikoinformierte Bewertungen und risikobasierte Entscheidungen geeigneten Hilfsmittels

Das KKM stellt die Ergebnisse der PSA für den Volllastbetrieb in Form einer Kernschadenshäufigkeit und für den Stillstand in Form einer Brennstoffschadenshäufigkeit nach Störfallgruppen und Haupter-

⁹⁶ KKM-Bericht PSÜ-KL-2010/600: Bericht 6, Langzeitbetrieb des KKM, Betriebsdauermanagement für einen Betrieb über 40 Jahre, 20. Dezember 2010

eignissen aufgeschlüsselt dar. Zusätzlich wird die Häufigkeit von frühen grossen Freisetzen bei Volllastbetrieb angegeben.

Das KKM zeigt auf, dass die entsprechenden Empfehlungen der IAEA für bestehende Kernkraftwerke, CDF kleiner als 10^{-4} pro Jahr und LERF kleiner als 10^{-5} pro Jahr, eingehalten werden. Ferner legt das KKM dar, dass die Höhe der LERF aus konservativen richtlinienkonformen Annahmen, wie zum Beispiel dem Ausfall aller Komponenten im durch ausserordentliche externe Ereignisse betroffenen Gebäude, resultiert.

Die genannten PSA-Resultate reflektieren eine Reihe von Vorsorgemassnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens oder zur Milderung seiner radiologischen Folgen. Die in der Vergangenheit getätigten risikomindernden Nachrüstungen umfassen insbesondere den Bau des SUSAN-Gebäudes mit, unter anderem, neuen dieselbetriebenen Notstromversorgungen, zwei Strängen der alternativen Niederdruckeinspeisung und zwei motorbetriebenen Druckentlastungsventilen. Diese Ertüchtigungen spiegeln sich auch in der Kernschadenshäufigkeit für interne Ereignisse wider, die im Vergleich zu elf anderen ähnlichen Anlagen gering ist.

Hinsichtlich der Ausgewogenheit der Risikobeiträge legt das KKM dar, dass Erdbeben den dominierenden Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefern. Das KKM verweist darauf, dass bereits in der Vergangenheit Verbesserungspotenziale für die seismische PSA und für die Anlage identifiziert worden sind. Dementsprechend ist das seismische Modell weiterentwickelt worden. Ausserdem wurde bereits 2008 ein seismisches Nachrüstprogramm initiiert, das nunmehr aufgrund der neuen PSA-Ergebnisse aktualisiert werden soll. Gerade in der Fähigkeit, Schwachstellen in der Anlage aufzudecken und dadurch eine gezielte Planung von Ertüchtigungen in der Anlage zu ermöglichen, sieht das KKM die Stärke der PSA. Die PSA wird vom KKM auch früh bei der Planung der Jahresrevision einbezogen, um den Stillstandsbetrieb derart zu optimieren, dass die Risiken spezifischer Anlagekonfigurationen verringert werden.

Beurteilung des ENSI

Regelmässige Aktualisierung des PSA-Modells

Die kontinuierliche Modellpflege und Implementierung von Modellverbesserungen haben bewirkt, dass die vom KKM dargestellten PSA-Ergebnisse und durchgeführten PSA-Anwendungen grundsätzlich aussagekräftig sind.

Das Modell der PSÜ 2010 (MUSA2010) berücksichtigt jedoch nicht neue Erkenntnisse und Nachrüstungen bezüglich Erdbeben, externer und interner Überflutungen. Das KKM hat daher zur Bewertung des geplanten Nachrüstungskonzepts DIWANAS im Juni 2012 ein in diesen Bereichen überarbeitetes Stufe-1-PSA-Modell eingereicht. Das Modell berücksichtigt neue Erkenntnisse bezüglich Erdbeben, externen und internen Überflutungen sowie die wichtigsten bereits getätigten Nachrüstungen (Installation eines zusätzlichen, luftgekühlten Notstromaggregats, Installation von Ansaugstutzen für den SUSAN-Kühlwassereinlauf, Verbesserung der Leckageabspermmöglichkeiten bei internen Überflutungen). Es ist geeignet, um aussagekräftige PSA-Kennwerte zu berechnen. Generell sieht das ENSI das Volllast-PSA-Modell der Stufe 1 unter Berücksichtigung der Aufdatierung vom Juni 2012 als für den Nachweis des Langzeitbetriebs angemessen an.

Das Stufe-2-PSA-Modell für die Beurteilung des Leistungsbetriebs ist im Allgemeinen aussagekräftig. Der Ansatz für die Punktschätzung der LERF wird vom ENSI akzeptiert. Die Resultate der Unsicherheitsanalyse erachtet das ENSI jedoch als nicht belastbar, weil für diese Rechnungen ein geringeres

Kerninventar betrachtet wurde als für die Punktschätzung. Diese Reduktion akzeptiert das ENSI nicht. Für die Beurteilung der LERF stützt sich das ENSI daher auf die Punktschätzung ab, mit der eine LERF von $1,24 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen wird. Das vorliegende Stufe-2-Modell basiert allerdings auf dem Stufe-1-Modell der MUSA2010 und berücksichtigt folglich nicht die oben genannten neuen Erkenntnisse und Nachrüstungen. Daher ist aus Sicht des ENSI tendenziell eine höhere LERF zu erwarten als in der MUSA2010 ausgewiesen.

Eine vertiefte Prüfung des PSA-Modells erfolgt im Rahmen der Überprüfung der PSÜ 2010. Bereits vorhandene Ergebnisse aus der Grobprüfung wurden in der vorliegenden Stellungnahme berücksichtigt.

Kernschadenshäufigkeit

Der in der MUSA2010 ermittelte CDF-Wert (ca. $1,85 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr) erfüllt deutlich das Kriterium (CDF kleiner als 10^{-4} pro Jahr) für bestehende Kernkraftwerke der „Gefährdungsannahmenverordnung“. Das gilt auch für den mit dem neuen Modell vom Juni 2012 ausgewiesenen CDF-Wert von ca. $2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr. Dieser Wert liegt höher als der in der MUSA2010 ausgewiesene, weil das überarbeitete Modell neue Erkenntnisse zu internen und externen Überflutungen sowie zu Erdbeben berücksichtigt.

Auch wenn die vertiefte Prüfung der PSA im Rahmen der Prüfung der PSÜ 2010 zum Zeitpunkt dieser Stellungnahme noch nicht abgeschlossen ist, ist aus Sicht des ENSI klar, dass der CDF-Wert zur Zeit in dem Bereich liegt, in dem gemäss Richtlinie HSK-A06 Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen sind. Das KKM hat zwischenzeitlich einen Konzeptantrag für das Nachrüstprojekt DIWANAS eingereicht. Damit erfüllt das KKM bereits die oben genannte Anforderung der Richtlinie HSK-A06. Mit dem Antrag wurde eine risikotechnische Bewertung des Konzepts sowie diverser Optimierungsvarianten eingereicht. Sie zeigt, dass die geplante Nachrüstung bei entsprechender Optimierung die CDF unter 10^{-5} pro Jahr senken kann. Die Angemessenheit solcher Optimierungen des Konzepts wird das ENSI im Rahmen des Verfahrens zur Konzeptfreigabe behandeln.

Häufigkeit früher grosser Freisetzungen im Leistungsbetrieb

Der ermittelte Punktschätzungswert (ca. $1,24 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr) erfüllt das Kriterium (LERF deutlich geringer als CDF) für bestehende Kernkraftwerke der „Gefährdungsannahmenverordnung“. Er erfüllt jedoch nicht das Kriterium der Richtlinie HSK-A06 (LERF kleiner als 10^{-6} pro Jahr). Auch unter Berücksichtigung der Ergebnisse des neuen überarbeiteten Level-1-Modells vom Juni 2012 ist aus Sicht des ENSI klar, dass die LERF deutlich geringer ist als die CDF, aber zurzeit grösser als 10^{-6} pro Jahr.

Daher ist auch bezüglich früher grosser Freisetzungen im Leistungsbetrieb die Identifizierung und – sofern angemessen – die Umsetzung von Massnahmen zur Reduktion des Risikos erforderlich. Das Nachrüstprojekt DIWANAS behandelt auch Optimierungsvarianten, welche die vom KKM zwischenzeitlich nachgerüstete, vom Kühlwasser unabhängige Energieversorgung (Diesel 390) verbessern. Dies wirkt sich unter anderem risikomindernd auf Unfallsequenzen mit einem erdbebeninduzierten mittelgrossen Kühlmittelverluststörfall aus. Solche Sequenzen haben einen bedeutenden Beitrag an der LERF des KKM. Mit dem Nachrüstprojekt erfüllt das KKM die Anforderung der Richtlinie HSK-A06, Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen. Die Wirksamkeit der entsprechenden Optimierungen bezüglich Senkung der LERF und die Angemessenheit wird das ENSI im Rahmen des Verfahrens zur Konzeptfreigabe behandeln.

Brennstoffschadenshäufigkeit

Bezüglich des Risikos während Stillstand oder Schwachlast erfüllt der in der MUSA2010 ausgewiesene FDF-Wert unter Einbezug der Ende Juni 2011 neu vorgelegten Analysen für Brand und Erdbeben (FDF insgesamt $6,64 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr) das Kriterium der Richtlinie HSK-A06 (FDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr). Die im neuen Stufe-1-Modell für Volllast bereits berücksichtigten neuen Erkenntnisse werden allerdings tendenziell auch die FDF erhöhen. Das KKM hat im Hinblick auf diese Erkenntnisse bereits stillstandsspezifische Nachrüstungen (Installation zweier räumlich getrennter Zuführungen zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens) durchgeführt, welche die FDF deutlich reduziert werden. Darüber hinaus sind die Nachrüstungen, die im Hinblick auf den Volllastbetrieb getätigt wurden, teilweise auch im Stillstandsbetrieb wirksam. Ausserdem wurde im Jahr 2011 stillstandsspezifisch eine Untersuchung der Technischen Spezifikation bezüglich Kühlmittelverluststörfällen und Erdbeben durchgeführt. Die identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten, welche auch ohne Änderung der Technischen Spezifikation bereits bei der Durchführung der Revisionsstillstände 2011 und 2012 weitgehend berücksichtigt wurden, werden zu einer weiteren deutlichen Reduktion der FDF führen.

Aus den hier dargelegten Gründen ist es aus Sicht des ENSI klar, dass der FDF-Wert des KKM auch unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse das Kriterium der Richtlinie HSK-A06 (FDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr) erfüllt.

Ausgewogenheit der Risikobeiträge

Die in der MUSA2010 ausgewiesenen CDF-Beiträge der auslösenden Ereignisse sind ausgewogen, wobei Erdbeben und Brände die dominanten Beiträge liefern. Die mit dem überarbeiteten Modell vom Juni 2012 ausgewiesene CDF wird im Vergleich zur MUSA2010 noch stärker von Erdbebenbeiträgen dominiert. Das Nachrüstprojekt DIWANAS mindert mit der geplanten diversitären Wärmesenke (Saa-ne-Brunnen) insbesondere das Risiko aus Erdbeben, das im Modell vom Juni 2012 durch erdbebenbedingtes Versagen der Staumauer und den dadurch hervorgerufenen Ausfall der Aare-Kühlwasserfassungen dominiert wird. Mit dem Nachrüstprojekt erfüllt das KKM die Anforderung der Richtlinie HSK-A06, Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.

Zusammenfassende Bewertung

Abschliessend kann vom ENSI aufgrund der eingereichten Unterlagen festgestellt werden, dass das KKM auch unter Berücksichtigung der neuen Erkenntnisse über Erdbeben, externe und interne Überflutungen sowie der bereits getätigten Nachrüstungen die probabilistischen Kriterien bzw. diesbezüglichen Forderungen des schweizerischen Regelwerks erfüllt. Aus probabilistischer Sicht weist die Anlage einen ausreichend hohen Sicherheitsstatus auf, was insbesondere dadurch zum Ausdruck kommt, dass die Kernschadenshäufigkeit das Kriterium der „Gefährdungsannahmenverordnung“ (CDF kleiner als 10^{-4} pro Jahr) deutlich erfüllt.

Aus probabilistischer Sicht bestehen keine Einwände gegen einen Betrieb über 40 Jahre hinaus.

7 Zusammenfassung

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) ist seit 1972 im kommerziellen Leistungsbetrieb. Die ursprüngliche Betriebsbewilligung war befristet. Die Befristung wurde vom Eidgenössischen Verkehrs- und Energiedepartement (EVED) beziehungsweise vom Bundesrat in mehreren Schritten bis zum 31. Dezember 2012 verlängert. Im Januar 2005 reichte der Bewilligungsinhaber BKW ein Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung ein. Im Rahmen dieses Verfahrens hob das Bundesverwaltungsgericht die bisherige Befristung auf, befristete die Betriebsbewilligung jedoch neu bis zum 28. Juni 2013. Dieses Urteil war bei Redaktionsschluss noch nicht rechtskräftig.

Per Ende 2010 waren die Unterlagen für die aktuelle ordentliche Periodische Sicherheitsüberprüfung einzureichen. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb waren darin eine vertiefte Beurteilung der Erdbebengefährdung am Standort KKM sowie ein Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel einzureichen. Am 18. Februar 2011 verlangte das ENSI zusätzliche Sicherheitsbewertungen und spezielle Nachweise, die zeigen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Systeme und Komponenten bei einem Betrieb über 40 Jahre hinaus nicht erreicht werden.

Die geforderten Nachweise wurden vom KKM in mehreren Tranchen bis zum 31. August 2011 fristgerecht eingereicht. Sie decken sowohl die materialtechnischen Auslegungsgrenzen als auch die die konzeptionelle Auslegung der Anlage ab. Am 30. Dezember 2011 hat das KKM ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den Kernmantel und am 30. Juni 2012 einen Antrag auf Konzeptfreigabe für weitere Nachrüstmassnahmen (Projekt DIWANAS) eingereicht.

Als Grundlage der Beurteilung durch das ENSI gelten die gesetzlichen Anforderungen in der Schweiz, die internationalen Anforderungen der IAEA sowie neue Erkenntnisse, die sich aus dem Reaktorunfall in Fukushima-Daiichi ableiten lassen. Insbesondere konzentriert sich die Bewertung darauf, dass die in der Schweiz gesetzlich festgelegten Ausserbetriebnahmekriterien in absehbarer Zukunft nicht erreicht werden und dass der Bewilligungsinhaber der Anforderung nachkommt, die Anlage nachzurüsten, soweit dies nach dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist und darüber hinaus, soweit dies zur weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist.

Seit 1991 wird vom KKM neben der vorbeugenden Instandhaltung auch ein systematisches Alterungsmanagement durchgeführt. Dabei werden sowohl die materialtechnische wie auch die konzeptionelle Alterung der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen und Bauwerke analysiert und überwacht. Die Ergebnisse werden in Steckbriefen festgehalten. Folgemaassnahmen werden im Rahmen der Instandhaltung umgesetzt. Erkenntnisse aus der Instandhaltung fliessen wiederum in die Alterungsüberwachungsprogramme ein. Aus der Bewertung des ENSI ergeben sich zwei Forderungen. Die eine betrifft die Ergänzung des bestehenden Alterungsüberwachungsprogramms für maschinentechnische Komponenten, die andere den Ersatz von sicherheitsrelevanten Kabeln, bei denen die gemäss Alterungsüberwachungsprogramm erforderlichen Auslegungsdokumente fehlen.

Forderung 3.1-1

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.

Forderung 3.2-1

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, für die keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 eine Ersatzplanung einzureichen.

Alle weiteren Anforderungen des ENSI bezüglich einer systematischen Alterungsüberwachung wurden für alle Fachbereiche erfüllt, so dass eine gute Basis für die Beurteilung der Auswirkungen eines Langzeitbetriebes des KKM vorhanden ist.

Für den Langzeitbetrieb des KKM waren die zeitlich befristeten Nachweise der wichtigsten Schlüsselkomponenten zu erneuern. Dies betrifft den Reaktordruckbehälter, die Kerneinbauten und insbesondere den rissbehafteten Kernmantel, die Komponenten der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems, sowie die Stahldruckschale und die Betonhülle des Containments. Die Nachweise konnten gemäss dem Stand von Wissenschaft und Technik mit Einschränkungen für einen auf 60 Jahre Betriebsdauer prognostizierten Materialzustand geführt werden. Die Einschränkungen betreffen die Verifizierung der Sprödbruchsicherheitsnachweise, den Zustand des Kernmantels und die bisher unzugänglichen Bereiche der Stahldruckschale.

Die Versprödung und Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters weist aktuell noch erhebliche Sicherheitsreserven auf. Das ENSI erhebt jedoch folgende Forderung zur Verifizierung der Sprödbruchsicherheitsnachweise nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik:

Forderung 4.2-1

Das KKM wird aufgefordert, die bisher durchgeführten thermohydraulischen und bruchmechanischen Analysen zum Integritätsnachweis des Reaktordruckbehälters bei postulierten Rissen unter Thermochockbedingungen 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.

Die Sicherheitsnachweise für den Kernmantel werden ohne Berücksichtigung der Zuganker durch die regelmässigen Ultraschallprüfungen und die anschliessenden struktur- und bruchmechanischen Bewertungen erbracht. Da die letzten Messungen gezeigt haben, dass aufgrund der verbesserten Wasserchemie die Wachstumsraten der Risse eher zurückgehen und zudem grosse Sicherheitsmargen gegenüber den Anforderungen der anwendbaren Bauvorschrift bestehen, sieht das ENSI die Strukturintegrität des rissbehafteten Kernmantels ohne Berücksichtigung der Zuganker für die nächsten fünf Betriebsjahre als gewährleistet an. Eine weitergehende Prognose zum Zustand des Kernmantels über das Jahr 2017 hinaus ist mit Unsicherheiten behaftet. Demzufolge sieht das ENSI für den Langzeitbetrieb über 2017 hinaus weitere Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel als erforderlich an:

Forderung 4.3-1

Das KKM hat die im Instandhaltungskonzept vom 23. Dezember 2011 beschriebenen Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel spätestens in der Jahresrevision 2017 umzusetzen. Dem ENSI ist bis zum 31. Dezember 2013 der Konzeptfreigabeantrag einzureichen.

Die Stahldruckschale und der Betonhülle des Containments weisen ausreichende Sicherheitsmargen bezüglich der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme aus. Für den Langzeitbetrieb ist jedoch

die Aufmerksamkeit auf die bisher als unzugänglich eingestuft Bereiche von Anlageteilen zu richten. Für die Stahldruckschale des Containments erhebt das ENSI folgende Forderung:

Forderung 4.7-1

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 eingestuft Bereiche des Drywells sowie die ermüdungsrelevanten Bereiche der Überströmröhre 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.

Bezüglich des Sicherheitskonzeptes des KKM kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die wirksame und zuverlässige Beherrschung der Auslegungsstörfälle gewährleistet ist. Das KKM hat bis auf zwei nachzureichende Fälle ein umfassendes und abdeckendes Störfallspektrum unter Annahme konservativer Randbedingungen analysiert.

Forderung 5.1-1

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.

Nach dem Unfall in Fukushima wurden die Störfallanalysen für die Einwirkungen von Erdbeben, Hochwassern sowie der Kombination von Erdbeben und dadurch ausgelösten Überflutungen auf der Basis der aktuellsten Gefährdungsannahmen und der aus dem Unfallablauf gewonnenen Erkenntnissen neu eingereicht.

Aufgrund der vorliegenden deterministischen Störfallanalysen ergeben sich weder Hinweise auf Fehler in der Auslegung der Anlage noch auf Verletzungen der technischen Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“.

Die deterministischen Nachweise der Beherrschung der Auslegungsstörfälle sind erbracht. Die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3 bis 5 und Art. 96 Abs. 5 der Strahlenschutzverordnung werden nach heutigem Kenntnisstand eingehalten und das zugehörige Ausserbetriebnahmekriterium nach Art. 3 der „Ausserbetriebnahmeverordnung“⁹⁷ wird nicht erreicht.

Das KKM wurde in der Vergangenheit laufend nachgerüstet. Unter Berücksichtigung der geplanten Nachrüstprojekte erfüllt das KKM seine Pflichten gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. g des Kernenergiegesetzes. In drei Punkten sieht das ENSI jedoch weiteren Abklärungsbedarf. Diese betreffen die diversitäre Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“, die diversitäre Sicherstellung des Überspeisungsschutzes und die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle.

Auch wenn die diversitäre Ausgestaltung von Sicherheitsfunktionen in einem strikten Sinn nur für Neuanlagen gefordert wird, sollte der Auslegungsgrundsatz der Diversität aus Sicht des ENSI im Hin-

⁹⁷ 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

blick auf den angestrebten Langzeitbetrieb bei den Nachrüstprojekten nach Möglichkeit berücksichtigt werden.

Forderung 5.2-1

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.

Forderung 5.2-2

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.

Der Schutz gegen schwere Unfälle war nicht Gegenstand der ursprünglichen Auslegung des KKM und wurde in der Vergangenheit durch verschiedene Nachrüstungen verbessert. Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima hat das KKM in diesem Bereich zusätzliche Vorsorgemasnahmen zur Verbesserung der Sicherheit getroffen. Die bereits getroffenen und die geplanten Massnahmen sowie die Zweckmässigkeit weiterer Massnahmen sind systematisch zu bewerten.

Forderung 5.2-3

Das KKM hat für auslegungsüberschreitende externe Ereignisse systematisch aufzuzeigen, dass alle angemessenen Vorkehrungen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung mittels fest installierter Systeme oder kurzfristig verfügbarer, vorbereiteter Massnahmen getroffen wurden. Es ist aufzuzeigen, dass Margen gegenüber den Anforderungen bei externen Ereignissen im Auslegungsbereich bestehen. Eine sicherheitstechnische Bewertung der geplanten sowie der umgesetzten Nachrüstungen und Massnahmen ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 in einem Bericht vorzulegen.

Zur weiteren Verbesserung der Sicherheit hat das KKM den Antrag auf Konzeptfreigabe für die Umsetzung eines umfangreichen Nachrüstprojekts (Projekt DIWANAS) eingereicht. Mit der geplanten Realisierung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung sowie der Nachrüstung eines erdbebenfesten Brennelementbecken-Kühlsystems und eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems wird die Sicherheit des KKM weiter erhöht und auf den neuesten Stand der Nachrüsttechnik gebracht. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb sind diese Nachrüstungen bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen. Zudem ist bis zum 31. Dezember 2013 die Erweiterung der Brennelementbecken-Instrumentierung zu realisieren.

Forderung 5.3-1

Das KKM hat die Realisierung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung sowie die Nachrüstung eines erdbebenfesten Brennelementbecken-Kühlsystems und eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen. Die Umsetzungsplanung ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 einzureichen. Die Erweiterung der Brennelementbecken-Instrumentierung ist bis zum 31. Dezember 2013 zu realisieren.

Die verbleibenden Abweichungen von der Bewilligungsbasis eines neuen Kernkraftwerks betrachtet das ENSI basierend auf den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse als vertretbar.

Das vom KKM verwendete PSA-Modell ist unter Berücksichtigung der Aufdatierung vom Juni 2012 aus Sicht des ENSI für die Beurteilung des Langzeitbetriebs geeignet. Das Risikoprofil der Anlage wird von Erdbeben dominiert. Der für das KKM ermittelte Wert für die Kernschadenshäufigkeit (CDF ca. $2,35 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr) erfüllt deutlich das Kriterium für bestehende Kernkraftwerke (CDF kleiner als 10^{-4} pro Jahr), jedoch nicht das für neue Kernkraftwerke (CDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr). Die vom KKM deshalb eingeleiteten Massnahmen zur Reduktion des Risikos und Verbesserung der Ausgewogenheit des Risikoprofils sind aus Sicht des ENSI angemessen.

Falls die vom ENSI geforderten Verbesserungen zeitgerecht umgesetzt werden, hat das ENSI keine sicherheitstechnischen Einwände gegen einen Betrieb des KKM über 40 Jahre hinaus. Auf der Basis des heutigen Kenntnisstandes werden die in der Ausserbetriebnahmeverordnung festgelegten Ausserbetriebnahmekriterien in den darauf folgenden 10 Betriebsjahren nicht erreicht.

Brugg, den 20. Dezember 2012

Der Direktor:



Dr. Hans Wanner

Die Projektleiterin:



Dr. Susanne F. Schulz

Anhang 1: Gesetze und Verordnungen

Liste der in dieser Stellungnahme referenzierten Gesetze und Verordnungen:

Kernenergiegesetz (KEG) vom 21. März 2003 (Stand 1. Januar 2009), SR 732.1

Kernenergieverordnung (KEV) vom 10. Dezember 2004 (Stand 1. Januar 2010), SR 732.11

Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken vom 16. April 2008, SR 732.114.5 (in dieser Stellungnahme „Ausserbetriebnahmeverordnung“ genannt)

Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009 (Stand 1. August 2009), SR 732.112.2 (in dieser Stellungnahme „Gefährdungsannahmenverordnung“ genannt)

Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 (Stand 1. Januar 2012), SR 814.501

Anhang 2: Richtlinien

Liste der in dieser Stellungnahme referenzierten Richtlinien:

Richtlinie ENSI-A01: Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen – Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, Ausgabe Juli 2009

Richtlinie ENSI-A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – Qualität und Umfang, Ausgabe Januar 2009

Richtlinie HSK-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – Anwendungen, Ausgabe Mai 2008

Richtlinie ENSI-A08: Quelltermanalyse – Umfang, Methodik und Randbedingungen, Ausgabe Februar 2010

Richtlinie ENSI-B01: Alterungsüberwachung, Ausgabe August 2011

Richtlinie HSK-B07: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen – Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen, Ausgabe September 2008

Richtlinie ENSI-G14: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen, Ausgabe Februar 2008, Revision 1 vom 21. Dezember 2009

Richtlinie HSK-R-51: Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen, November 2004 (ersetzt durch Richtlinie ENSI-B01, August 2011)

Richtlinie HSK-R-103: Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle, November 1989, Neudruck Januar 1993

ENSI 11/1700

ENSI,CH-5200, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, info@ensi.ch, www.ensi.ch