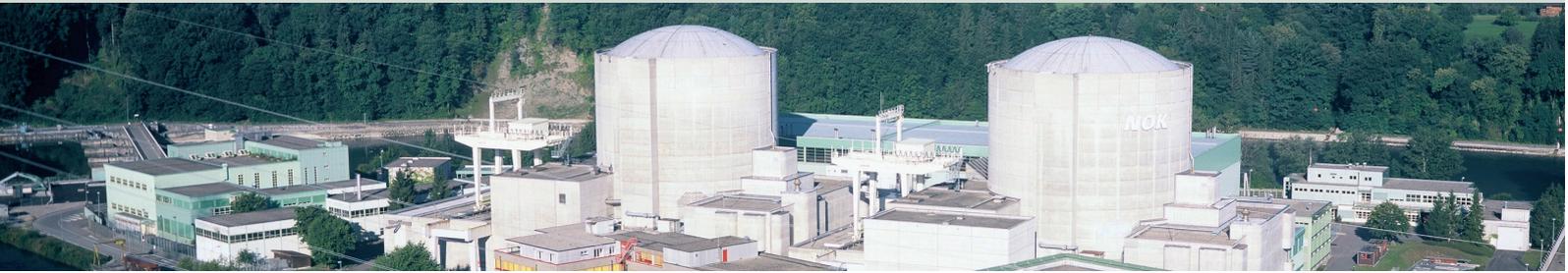




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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 Beznau Block 1 und Block 2



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 14/1400

Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2

Brugg, 30. November 2010

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
1.1	Veranlassung	1
1.2	Eingereichte Dokumente.....	2
2	Beurteilungsgrundlagen	3
2.1	Internationale Anforderungen.....	3
2.2	Rechtliche Grundlagen in der Schweiz	4
2.3	Aufbau der Stellungnahme.....	6
3	Alterungsmanagement	7
3.1	Mechanische Komponenten.....	7
3.2	Elektro- und leittechnische Komponenten.....	9
3.3	Bauwerke	11
4	Erneuerung der zeitlich befristeten Nachweise	13
4.1	Werkstoffzustand RDB.....	13
4.2	Sprödbruchsicherheitsnachweis RDB.....	21
4.3	Ermüdungsnachweise.....	26
4.4	Bruchausschluss der Hauptkühlmitteleitungen	28
4.5	Integritätsnachweis Stahldruckschale des Containments	30
4.6	Integrität der Betonhülle des Containments und anderer Bauwerke.....	32
5	Sicherheitskonzept aus deterministischer Sicht	33
6	Sicherheitsstatus aus probabilistischer Sicht	41
7	Zusammenfassung	44

1 Einleitung

1.1 Veranlassung

Zum Gesuch¹ der Nordostschweizerischen Kraftwerke AG (NOK) vom 18. Dezember 1991 um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk KKB-2 hat der Bundesrat am 12. Dezember 1994 die Bewilligung² für den weiteren Betrieb bis 31. Dezember 2004 erteilt. Am 17. November 2000 beantragte die NOK erneut eine unbefristete Betriebsbewilligung für das KKB-2³.

Das Bundesamt für Energie (BFE) hat diesbezüglich der NOK mitgeteilt, dass die Änderung der Befristung der Betriebsbewilligung nach geltendem Recht in einem ordentlichen Verfahren auf der Basis der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) zu beantragen sei. Zudem hatte der Bundesrat in der Bewilligung vom 12. Dezember 1994 unter Punkt 3.10 bereits festgehalten, dass der HSK in Abständen von etwa 10 Jahren ein Bericht über die Sicherheit des KKB-2 einzureichen sei.

Zur Erfüllung dieser Auflage führte die NOK im Jahr 2002 für beide Blöcke des Kernkraftwerks Beznau eine PSÜ durch, welche gleichzeitig als technische Grundlage zum Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung diente. Folgende Unterlagen wurden von der NOK eingereicht:

- Aktualisierte Sicherheitsberichte (je Block);
- Sicherheitsstatusanalyse (Gesamtanlage);
- Aktualisierte Probabilistische Sicherheitsanalyse für das KKB-2;
- Betriebsführungs- und Erfahrungsbericht (Gesamtanlage).

Die HSK (heute ENSI) beurteilte die Unterlagen und hielt das Ergebnis ihrer Prüfungen im Gutachten zum Gesuch⁴ der NOK AG vom 18. Dezember 1991 um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk KKB-2 bzw. in der sicherheitstechnischen Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKB-1⁵ fest. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb verlangte die HSK darin 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 (Auflage PSÜ-A07):

"KKB hat rechtzeitig vor Ablauf der 40-jährigen Betriebsdauer, d. h. bis Ende 2010 die Nachweise zu erbringen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlageteile auch in einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden. Andernfalls sind rechtzeitig Nachrüstmassnahmen durchzuführen."

Die Auflage wurde vom Bundesrat in die unbefristete Betriebsbewilligung vom 03.12.2004 für KKB-2 aufgenommen (Punkt 3.7) und in der Sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKB-1 als Pendeuz festgelegt:

¹ NOK-Brief, Gesuch um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau-2, 18. Dezember 1991

² Bewilligung des Schweizerischen Bundesrates zum Gesuch der NOK AG vom 18. Dezember 1991 um Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau-2 gemäss dem Antrag des EVED vom 01. Dezember 1994, 12. Dezember 1994

³ NOK-Brief, Betriebsbewilligung Kernkraftwerk Beznau-2, Gesuch um Aufhebung der Befristung, 17. November 2000

⁴ HSK 14/730, KKW Beznau II: Gutachten zum Gesuch der NOK um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung, März 2004

⁵ HSK 14/816, KKW Beznau I: Sicherheitstechnische Stellungnahme der HSK zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung, November 2004

"Die Auflage gilt als Pendeuz auch für KKB-1. Der Nachweis ist aber für KKB-1 bereits bis zum 30. Juni 2008 zu führen. KKB-1 hat im Mai 1969 die Betriebsbewilligung erhalten und wurde im Juni 1969 zum ersten Mal nuklear kritisch. Die Nachweise sind damit ein Jahr vor Ablauf der 40-jährigen Betriebsdauer bei der HSK einzureichen."

1.2 Eingereichte Dokumente

Mit Schreiben vom 25. Juni 2008⁶ reichte das KKB fristgerecht die Nachweise beim ENSI ein, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Systeme und Komponenten bei einem Betrieb beider Blöcke über 40 Jahre hinaus nicht erreicht werden. Aufgrund der durchgeführten Überprüfung kommt das KKB zum Gesamturteil, dass beide Blöcke der Anlage Beznau sicher über 40 Betriebsjahre hinaus betrieben werden können.

Der Nachweis des zulässigen Langzeitbetriebs für beide Blöcke wird von der NOK in einem Hauptbericht dargelegt, der von speziellen Arbeitsberichten ergänzt und präzisiert wird. In diesen Arbeitsberichten werden sowohl die materialtechnische Alterung (Alterungsmanagement und zeitlich befristete Nachweise) als auch die konzeptionelle Alterung (deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen) detailliert behandelt.

Grundlage für den unbefristeten Betrieb von Kernkraftwerken sind in der Schweiz die Ergebnisse der PSÜ. Idealerweise sollte der Nachweis zum Langzeitbetrieb im Rahmen der PSÜ geführt werden. Im Falle der Anlage von Beznau war dieses Vorgehen jedoch nicht möglich, da der Betrieb von 40 Jahren bereits vor der nächsten PSÜ im Jahr 2012 überschritten wird.

⁶ KKW Beznau, Block 1 und 2, Nachweis des Nichterreichens der Auslegungsgrenzen für Betrieb über 40 Jahre, Juni 2008

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, Grossbritannien 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 Bestandschutz. Insbesondere werden während der Bewilligungsdauer keine umfassenden Sicherheitsüberprüfungen notwendig.

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 50 Kernkraftwerke über eine auf 60 Jahre verlängerte Betriebsbewilligung. Mehr als 20 weitere Kernkraftwerke haben bei der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC entsprechende Anträge gestellt.

- **Unbefristete Betriebsbewilligungen:** In der Schweiz wie in Spanien, Frankreich, Belgien und Schweden werden die Betriebsbewilligungen unbefristet erteilt. Im Gegenzug genießt der Bewilligungsinhaber einen geringeren Bestandschutz 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 Sicherheitsüberprüfung. Dazu sind der Überwachungsbehörde Vorkommnis- und Erfahrungsberichte sowie spezielle Sicherheitsnachweise gemäss dem länderspezifischen Regelwerk einzureichen. Diese prüft die Unterlagen und erstellt eine Stellungnahme, welche den Anlagenzustand und die Sicherheitsnachweise des Kraftwerks bewertet sowie Nachforderungen für Mängel und offene Punkte aufstellt.

Mit dem IAEA-EBP-SALTO-Bericht⁷ (SALTO: Safety Aspects of Long Term Operation) haben die Kernenergieländer Empfehlungen für die Gewährleistung eines sicheren Langzeitbetriebs von Kernkraftwerken geschaffen. Danach müssen sinngemäss 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;
- Erneuerung der zeitlich befristeten Nachweise zum Alterungsmanagement, wie beispielsweise Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters, Ermüdungssicherheit des Reaktorkühlsystems und Bruchausschluss der Hauptkühlmittelleitung;

⁷ IAEA-EBP-SALTO, Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors, Final Report (2007)

- 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 Betriebserfahrungen anderer, auch ausländischer Anlagen sowie der Ergebnisse von Forschungsvorhaben und deren Umsetzung. Derzeit ist der Stand des Alterungsmanagements in den einzelnen Kernenergieländern recht unterschiedlich. Die Länder, die früh mit dessen Einführung begonnen haben, verfügen bereits über zahlreiche Erfahrungen, welche bei der Weiterentwicklung berücksichtigt werden. Die Schweiz hat sehr früh mit dem Aufbau eines Alterungsmanagementsystems begonnen (1991).

Im Bereich des Alterungsmanagements hat die IAEA Anstrengungen zur Harmonisierung der Anforderungen an die Alterungsüberwachung und die Bewertungen durch die zuständigen Behörden unternommen und im IAEA-Safety Guide NS-G-2.12⁸ Empfehlungen für ein systematisches und integriertes Vorgehen publiziert.

2.2 Rechtliche Grundlagen in der Schweiz

Alle schweizerischen Kernkraftwerke verfügen über eine unbefristete Betriebsbewilligung, wobei die Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKM wegen Einsprachen noch nicht rechtskräftig ist. Der Bewilligungsinhaber ist gemäss Art. 22 des Kernenergiegesetzes KEG⁹ verpflichtet:

- Massnahmen zu treffen, um die Anlage in einem guten Zustand zu erhalten;
- Nachprüfungen sowie systematische Sicherheitsbewertungen während der ganzen Lebensdauer der Anlage durchzuführen;
- für ein Kernkraftwerk periodisch eine umfassende Sicherheitsüberprüfung vorzunehmen;
- die Anlage soweit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist;
- die Entwicklung von Wissenschaft und Technik sowie die Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen zu verfolgen.

Damit sind die im IAEA-EBP-SALTO-Bericht genannten Basic Principles in der schweizerischen Gesetzgebung verankert. Die oben genannten Pflichten des Bewilligungsinhabers werden in den Art. 32 bis 35 der Kernenergieverordnung KEV¹⁰ auf gesetzlicher Ebene weiter konkretisiert. Insbesondere die detaillierten Anforderungen an die Instandhaltung, die Alterungsüberwachung und die umfassende Sicherheitsüberprüfung decken die spezifischen Anforderungen des SALTO-Berichtes ab.

⁸ IAEA-Safety Guide NS-G-2.12, Ageing Management for NPP, Vienna, 2008

⁹ Kernenergiegesetz KEG (SR 732.1) vom 21. März 2003

¹⁰ Kernenergieverordnung KEV (SR 732.11) vom 10. Dezember 2004 (Stand 1. Januar 2009)

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

In der zugehörigen Verordnung des Departements für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK)¹¹ wird unterschieden, ob eine Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern oder wegen Alterungsschäden zu erfolgen hat. Der Bewilligungsinhaber hat die Auslegung des Kernkraftwerks u. a. unverzüglich zu überprüfen, wenn er annehmen muss, dass aufgrund eines Auslegungsfehlers eines der Ausserbetriebnahmekriterien erfüllt ist. Darüber hinaus hat er eine derartige Überprüfung auch auf Anordnung der Aufsichtsbehörde durchzuführen. Der Bewilligungsinhaber hat das Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen, wenn die Überprüfung zeigt, dass die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Absätze 3 bis 5 und Art. 96 Absatz 5 der Strahlenschutzverordnung¹² nicht eingehalten werden.

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 Joule;
- 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 Kernanlagen¹³ 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. Diese Verordnung enthält des Weiteren in Art. 12 insbesondere Anforderungen an das aus probabilistischer 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 weiterhin bei dem angestrebten Langzeitbetrieb beider Blöcke des KKB erfüllt bleiben.

¹¹ 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 (Stand 1. Mai 2008)

¹² Strahlenschutzverordnung, SR 814.501 vom 22. Juni 1994 (Stand 1. Januar 2009)

¹³ Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen, SR 732.112.2 vom 17. Juni 2009 (Stand 1. August 2009)

2.3 Aufbau der Stellungnahme

In der Stellungnahme werden vom ENSI die vom KKB umgesetzte Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme untersucht, die in der Verordnung des UVEK¹¹ vorgegeben sind. Dabei wurde auch überprüft, ob die im SALTO-Bericht genannten Voraussetzungen für einen Langzeitbetrieb im KKB erfüllt sind. Weiterhin ist das der Auslegung beider Blöcke des KKB 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 Betriebserfahrungen 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. Dazu werden neben den vom KKB eingereichten Unterlagen auch Angaben der PSÜ mit einbezogen.

Mit den zeitlich befristeten Nachweisen wird 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 in Kapitel 4 beurteilten Nachweise umfassen Werkstoffzustand des RDB, Sprödbruchsicherheitsnachweis des RDB, Ermüdungsnachweise für Behälter und Rohrleitungen, Bruchausschlussnachweis der Hauptkühlmittelleitungen sowie Integritätsnachweise der Stahldruckschale und der Betonhülle des Containments.

In Kapitel 5 wird beurteilt, ob die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Absätze 3 bis 5 und Art. 96 Absatz 5 der Strahlenschutzverordnung¹² eingehalten werden und damit das zugehörige Ausserbetriebnahmekriterium zur Kernkühlung nicht erreicht wird. Zudem werden in den Kapiteln 5 und 6 Sicherheitskonzept und Sicherheitsstatus beider Blöcke aus deterministischer bzw. probabilistischer Sicht bewertet. Hierbei wird insbesondere geprüft,

- 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 in beiden Blöcken des KKB getroffenen Vorsorgemassnahmen durch.

3 Alterungsmanagement

Die Schweiz war eines der ersten Länder, die das Alterungsmanagement einführten. Seit 1991 führen alle Betreiber von Kernkraftwerken ein Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) und überprüfen systematisch alle sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen bezüglich Alterungseffekten. Damit wird sichergestellt, dass die bekannten Alterungsmechanismen bei allen sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen in den entsprechenden Instandhaltungs- und Qualitätssicherungsprogrammen berücksichtigt, und dass geeignete Massnahmen bei festgestellten Abweichungen ergriffen werden.

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

- werkspezifische oder GSKL¹⁴-Leitfäden;
- Steckbriefe zur Alterungsüberwachung mit bauteil- oder komponentenspezifischer Zuordnung von potenziellen und relevanten Alterungsmechanismen und dem Abgleich mit dem jeweiligen Instandhaltungsprogramm.

Die Dokumentation des Alterungsüberwachungsprogramms wird laufend aktualisiert. Das KKB verfügt über 71 Steckbriefe¹⁵ zum Fachbereich Maschinentechnik, 36 Steckbriefe zum Fachbereich Elektrotechnik und 27 Steckbriefe zum Fachbereich Bautechnik.

3.1 Mechanische Komponenten

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Das KKB bewertet die materialtechnische Alterung der betrachteten Komponenten insbesondere aufgrund der Auswertung der eigenen Betriebserfahrung und derjenigen in fremden in- und ausländischen Anlagen. Dabei realisiert das KKB den Erfahrungsrückfluss aus den eigenen Anlagen, z. B. aus der Auswertung von Ergebnissen der zerstörungsfreien Prüfungen, der Ermüdungsüberwachung sowie speziellen Zustands- und Schadensuntersuchungen. Beim Erfahrungsrückfluss aus fremden Anlagen für SK1-Komponenten stützt sich das KKB primär auf die Untersuchungsberichte der Westinghouse Pressure Water Reactor Owners Group (PWROG) ab. Für die Sicherheitsklassen SK2 bis SK4 beruft sich das KKB auf den werkspezifischen Leitfaden, der die Erfahrungsmeldungen internationaler Organisationen berücksichtigt.

Die ab 1991 begonnene Alterungsüberwachung ergänzt das KKB-Konzept der Instandhaltung. Die systematisch erstellten Steckbriefe decken die möglichen Alterungsmechanismen während der spezifischen Einsatzdauer ab und repräsentieren entsprechend den Ausführungen des KKB den Stand der Technik. Das KKB gibt an, in Folge der durchgeführten Alterungsüberwachung beispielsweise das Prüfintervall für die Reaktordeckeldurchführungen verkürzt zu haben.

¹⁴ Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter

¹⁵ 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

Als zusammenfassendes Fazit beurteilt das KKB, dass aufgrund der systematischen Alterungsüberwachung auch bei einem Betrieb über 40 Jahre hinaus die in den Regelwerken geforderten Sicherheitsmargen beider Blöcke des KKB sichergestellt sind.

Beurteilung des ENSI

In den letzten 40 Jahren wurden in zahlreichen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben Modelle zur zeitlichen Vorhersage der Schädigungsmechanismen in Druckwasserreaktoranlagen untersucht. Die Modelle wurden ständig verbessert. Hinzu kommen die langjährigen weltweiten Betriebserfahrungen, die dazu führten, dass die technischen Schwachstellen beseitigt werden konnten. Als wesentliche, die Lebensdauer 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 thermo-mechanische Ermüdung durch Strömungsvermischung und Temperaturschichtungen, sowie auch einige Korrosionsphänomene an der Stahldruckschale des Containments.

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

- Spannungsrissskorrosion an den Dampferzeugerheizrohren. Alle Dampferzeuger wurden in den Jahren 1993 und 1999 ausgetauscht.
- Wiederholtes Auftreten von Leckagestellen im Bereich von Lippendichtschweissnähten oberhalb der RDB-Deckeldurchführungen.

Ungeplante Unverfügbarkeiten aufgrund von Alterungsschäden an mechanischen Ausrüstungen sind seit dem Austausch der Dampferzeuger nicht mehr vorgekommen. Dies ist insbesondere auf die sehr konservative Auslegung von KKB zurück zu führen. Da zur Zeit der Konstruktion von KKB noch wenige Daten aus Forschung und Entwicklung vorlagen und die Betriebserfahrung fehlte, wurde damals mit sehr grossen Sicherheitszuschlägen gearbeitet. Demnach ist es auch verständlich, dass der heutige Materialzustand der Komponenten von KKB-1 und KKB-2 noch erhebliche Sicherheitsreserven aufweist.

Aufgrund der Betriebserfahrung von KKB und anderen vergleichbaren Anlagen kommt das ENSI zum Schluss, dass der materialtechnische Zustand der mechanischen Komponenten des KKB den Anforderungen des Regelwerks entspricht. Mit dem geplanten Ersatz der RDB-Deckel wird auch die Ursache für die aufgetretenen Leckagestellen im Bereich der Lippendichtschweissnähte oberhalb der RDB-Deckeldurchführungen beseitigt. Auf den Zustand der wichtigsten Komponenten wird in Kapitel 4 im Detail eingegangen.

Das ENSI beurteilt die beim KKB aufgebaute Systematik für die Alterungsüberwachung im Fachbereich Maschinentechnik positiv. Die erstellten Steckbriefe werden vom ENSI als geeignete Basis für die zukünftige Alterungsüberwachung angesehen und entsprechen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.

Aus den Erkenntnissen der Instandhaltung, der Betriebserfahrung aus eigenen und fremden Anlagen und der Analysen in den Steckbriefen wurden Massnahmen eingeleitet und durchgeführt. Prominente Beispiele solcher Massnahmen sind der Austausch der Dampferzeuger, verkürzte Prüfintervalle an den RDB-Deckeldurchführungen, korrosionshemmende Massnahmen an der Stahldruckschale und der geplante Austausch der RDB-Deckel. In den Steckbriefen wird die Wirksamkeit der Massnahmen dokumentiert und bewertet. Die Massnahmen konnten aufzeigen, dass im KKB die Wechselwirkung

von unmittelbaren Instandhaltungsmassnahmen und längerfristiger Alterungsüberwachung gut verstanden und umgesetzt wird.

Die durchgeführten Qualifizierungen bei den Prüf-, Mess- und Überwachungssystemen tragen im KKB 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 tomographische Durchstrahlungsprüfungen oder ferngesteuerte Kamerasysteme. Die Prüfbarkeit der mechanischen Ausrüstungen wurde an vielen Stellen durch die Erneuerung der thermischen Isolierungen mit leicht handhabbaren Kassetten verbessert.

Die Überprüfung der prozessmässigen Umsetzung des Alterungsmanagements hat Verbesserungsbedarf im Bereich der Aktualisierung der Dokumentation aufgrund von neuen Erkenntnissen aus Wissenschaft und Technik aufgezeigt. Die neuen Erkenntnisse wurden bisher nur pauschal ausgewertet und werden teilweise nur mit Verzögerung in der Rahmendokumentation berücksichtigt. So verweist KKB in seiner Dokumentation auf die Leitfäden und den Alterungsmechanismenkatalog (KATAM) der GSKL aus dem Jahr 2001.

Mit der in Kürze in Kraft tretenden neuen ENSI-Richtlinie zur Alterungsüberwachung wird die Verpflichtung zur systematischen Überprüfung und Anpassung der Alterungsmanagementdokumentation im Regelwerk festgeschrieben. Dabei sind insbesondere auch die Anforderungen des IAEA Safety Standards NS-G-2.12, Ageing Management for NPP zu berücksichtigen. Es kann deshalb an dieser Stelle auf eine zusätzliche Forderung verzichtet werden.

3.2 Elektro- und leittechnische Komponenten

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Der Zustand der elektro- und leittechnischen Systeme und Komponenten wird vom KKB 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 KKB infolge des guten Zustandes der Komponenten und Systeme als angemessen bewertet. Im mehrjährigen Vergleich ist keine signifikante Zu- oder Abnahme des Instandhaltungsaufwands und störungsbedingter Instandsetzungen an klassierten Systemen und Komponenten festzustellen. Die Wirksamkeit des Alterungsüberwachungsprogramms zeigt sich in einer niedrigen Anzahl störungsbedingter Ausfälle sicherheitstechnisch bedeutender Komponenten.

Die Alterungsüberwachung hat zum Ziel, die im AÜP gewonnenen Erkenntnisse in die Instandhaltung zu implementieren. Dabei sind die eventuell vorhandenen Lücken und Abweichungen im Instandhaltungsprogramm (IHP) mit geeigneten Massnahmen zu beseitigen. Ziel ist dabei jeweils eine optimale Instandhaltung, d. h. transparente, nachvollziehbare Prüfungen mit genügender Aussagekraft über den Ist-Zustand sowie eine vorbeugende Instandsetzung, welche die Ausrüstung wieder auf den Soll-Zustand bringt. Auf dem Gebiet der Elektrotechnik lohnt es sich oft, anstelle von Diagnosen das eingebaute Gerät nach Ablauf einer vorgegebenen Nutzungszeit vorbeugend zu ersetzen.

Bei den beiden Anlagen sind diverse Alterungseffekte bekannt. Z. B. müssen Elektrolytkondensatoren wegen Austrocknung (Kapazitätsänderung) und dauererregte Spulen wegen beschleunigter Alterung der Isolation nach vorgeschriebenen Intervallen getauscht werden. Generell enthält das AÜP die klas-

sierten Bauteile, welche entsprechend den Alterungsmechanismen (Korrosion, Versprödung, Abrieb, Verfärbung, Aushärtung, Rissbildung, Oxidation, Verformung, etc.) überwacht werden. Der Austausch von Komponenten erfolgt im Rahmen der Instandhaltung.

Insbesondere für elektrische Komponenten stellt das KKB fest, dass aufgrund der im Vergleich zu mechanischen Komponenten kürzeren Lebensdauer von elektrischen Komponenten die Bewertung des Alterungsfortschritts in den meisten Fällen auf Zustandsdiagnosen basiert. Diese sind wichtig, da etliche Komponenten mehrmals während der Gesamtbetriebszeit der Kernanlage ausgetauscht werden müssen. Art, Intervall und Umfang der Zustandsdiagnosen sind in den Instandhaltungs- und Prüfvorschriften der Elektro-Instandhaltung festgehalten. Anhand der Diagnoseergebnisse wird die Funktionalität und Zuverlässigkeit beurteilt. Diese Methode wird vor allem bei Komponenten ohne LOCA-Störfallfestigkeitsanforderungen, d. h. für Einbauorte ausserhalb des Sicherheitsgebäudes, angewendet. Für Komponenten mit LOCA-Störfallfestigkeitsanforderungen werden als zusätzliche Entscheidungsgrundlage für die maximale Verweilzeit im System Modellbetrachtungen oder Resultate aus betriebsbegleitenden Versuchen genutzt. Als Massnahme bleibt oft nur der Ersatz der betroffenen Bauteile, Komponenten oder Ausrüstungen. In einigen Fällen sind auch die Herabsetzung der Materialtemperatur oder die Verringerung der Belastung (z.B. durch Versetzung eines Messwertumformers an einen Ort mit geringer Strahlenbelastung) mögliche Wege zur Verlängerung der Einsatzzeit von Ausrüstungen. Es kann festgehalten werden, dass die elektrotechnischen Ausrüstungen in den beiden Blöcken bereits zum grössten Teil ersetzt wurden. Neben dem alterungsbedingten Ersatz waren Nichtverfügbarkeit von Reserveteilen, fehlende technische Unterstützung durch Hersteller und die Angleichung an den Stand der Technik die wichtigsten Gründe für den Ersatz der Ausrüstungen.

Zusammenfassend stellt das KKB im Bereich der elektro- und leittechnischen Einrichtungen fest, dass grundsätzlich jede Komponente ausgetauscht werden kann. Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) sind die Massnahmen zum Langzeitbetrieb für die relevanten Komponenten und Systeme systematisch erfasst. Die Machbarkeit dieser Massnahmen für einen Betrieb bis mindestens 60 Jahre wurde vom KKB untersucht und positiv beurteilt. Für die Primär- und für die Sekundäranlagen werden diese betriebszeitverlängernden Massnahmen einzeln aufgelistet. Eine Vielzahl von komplexen Systemen sind in den letzten Jahren im Rahmen von Projekten erneuert worden. Das KKB erwähnt speziell das Reaktorschutz- und Regelsystem sowie Teile der Nuklearinstrumentierung und der sekundärseitigen Leittechnik.

Beurteilung des ENSI

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

Der Betreiber verfolgt die Entwicklung der fachbezogenen Forschungsarbeiten und prüft, inwieweit daraus Erkenntnisse für die Sicherheit seiner Anlage abgeleitet werden können. Die Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen werden verfolgt und auf Bedeutung für die eigene Anlage analysiert.

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

probenartige Überprüfung der Kabel- und Schemaverwaltung zeigte, dass die relevanten Informationen systematisch aufbereitet, verwaltet und gespeichert werden.

Bezüglich systematischer Programme für die Instandhaltung der sicherheits- und sicherungsrelevanten elektro- und leittechnischen Ausrüstungen lässt sich feststellen, dass diese mit festgelegten Massnahmen und wiederkehrenden Funktionsprüfungen durchgeführt werden. Bei festgestellten Abweichungen vom Sollzustand werden entsprechende Instandsetzungsarbeiten durchgeführt. Für die Instandhaltung werden qualifizierte Verfahren, Ausrüstungen und Personal eingesetzt. Die Ergebnisse der Instandhaltung werden dokumentiert und periodisch bewertet. Nötigenfalls werden die Programme ergänzt.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Funktionsbereitschaft der elektro- und leittechnischen Systeme durch die vorhandenen Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsmassnahmen langfristig gewährleistet ist.

3.3 Bauwerke

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Das KKB hält fest, dass für die Bauwerke die technische Machbarkeit für einen Betrieb bis mindestens 60 Jahre gegeben ist. Begründet wird dies mit der Anwendung des vorhandenen Alterungsüberwachungsprogramms, welches die Beherrschung der werkstofftechnischen Alterung der Bauwerke garantiert. Für die Bewertung der Alterungseinflüsse und Gegenmassnahmen bildet der GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe¹⁶ die massgebende Grundlage. Im GSKL-Leitfaden sind die für Bauwerke relevanten Alterungsmechanismen erfasst. Die Lebensdauer für den Baustoff Stahl- und Spannbeton beziffert das KKB bei Anwendung von angemessenen Instandhaltungsmassnahmen auf 100 Jahre. Andere Baustoffe haben nach KKB eine kürzere Lebensdauer, können aber während der vorgesehenen Nutzung mit vertretbarem Aufwand ersetzt werden. Durch laufende Instandsetzungsarbeiten wird sichergestellt, dass die Gebrauchstauglichkeit und Tragsicherheit der Bauwerke nicht durch Alterungseinflüsse negativ beeinflusst werden.

Beurteilung des ENSI

Zur Bewertung des materialtechnologischen Zustandes der Bauwerke kann die in der Bautechnik seit 1996 systematisierte Alterungsüberwachung beigezogen werden. Gemäss Richtlinie HSK-R-51 ist für Bauten der Bauwerksklasse I ein Alterungsüberwachungsprogramm durchzuführen. Das KKB hat auch die Bauwerke der Klasse II und nicht klassierte Bauwerke in das Alterungsüberwachungsprogramm aufgenommen.

Das ENSI beurteilt das Konzept und die bisherige Instandhaltung und Alterungsüberwachung für Bauwerke positiv. Das Vorgehen entspricht dem genehmigten GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe. Das vorhandene Alterungsüberwachungsprogramm ist eine gute Grundlage zur Sicherstellung des Langzeitbetriebs beider Blöcke.

Die meisten Bauwerke und Baustoffe sind in einem guten bis sehr guten Zustand. Das KKB hält fest, dass gewisse Bauteile eine beschränkte Lebensdauer haben. Gemäss KKB ist die beschränkte Lebensdauer nicht problematisch, da die betroffenen Bauteile ausgetauscht oder instand gesetzt wer-

¹⁶ GSKL, Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe inkl. Mustersteckbrief Reaktorabschirmgebäude, Rev. 2, 31.10.2000

den können. Diese Aussage trifft nicht generell zu. 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 Stahlruckschale umgeben. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb muss der Zustand dieser Bauteile speziell betrachtet werden.

Forderung 3.3-1

Bauteile von Bauwerken der Bauwerksklasse I, die nicht oder nur erschwert zugänglich sind und bei denen ein Ersatz nicht möglich ist, sind vom KKB für beide Blöcke im Rahmen der bautechnischen Alterungsüberwachung speziell zu erfassen und mögliche Alterungsmechanismen an diesen Bauteilen sind zusammenzustellen. Es ist darzulegen, wie mögliche Schäden erkannt werden und welche Auswirkungen diese Schäden auf die Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke haben können. Bei der Gefahr von unzulässigen Auswirkungen sind geeignete Massnahmen zur Gewährleistung des Langzeitbetriebs zu entwickeln. Dem ENSI ist ein Vorgehenskonzept zur Erfüllung dieser Forderung bis 31. März 2011 einzureichen.

4 Erneuerung der zeitlich befristeten Nachweise

4.1 Werkstoffzustand RDB

4.1.1 Bestimmung der Neutronenfluenz

Durch die Bestrahlung des Reaktordruckbehälters (RDB) mit schnellen Neutronen (>1 MeV) versprödet dessen Material. Das Maß für die Bestrahlung mit schnellen Neutronen wird als Neutronenfluenz (Fluenz) bezeichnet. Im Reaktordruckbehälter sind Materialproben an Stellen mit erhöhtem Neutronenfluss angebracht, um zeitlich voreilend bestrahlt zu werden. Aus den Materialproben können Materialkennwerte für die Versprödung experimentell ermittelt und einer bestimmten Fluenz zugeordnet werden. Zur Bestimmung der zukünftigen Versprödung des Reaktordruckbehälters sind Berechnungen notwendig, mit denen der örtliche und zeitliche Verlauf der Fluenz bestimmt werden können. Dazu wird zunächst die in der Vergangenheit akkumulierte Fluenz berechnet, die sich aufgrund der tatsächlichen Kernbeladungen ergab. Im Hinblick auf die Beurteilung des Langzeitbetriebs beider Blöcke des KKB werden die Auswirkungen zukünftiger Kernbeladungen auf die Fluenz abgeschätzt.

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Das KKB hat zum Nachweis eines ausreichenden Schutzes des RDB gegen Sprödbrech für die Blöcke 1 und 2 Berechnungen eingereicht, die aufzeigen, welche Fluenzen aufgrund der bisherigen Kernbeladungen am RDB aufgetreten sind. Für die Extrapolation der Fluenz bis zu 54 Vollastjahren (VLJ), was einer Betriebsdauer von 60 Jahren entspricht, wurden die zeitlich gemittelten Neutronenflussdichten der Zyklen 33 bis 35 und der Zyklen 35 bis 37 verwendet. Daraus ergeben sich die in Tabelle 4.1-1 dargestellten Fluenzen an der Oberfläche der Innenwand des RDB. Für den Block 1 wurden die Werte aus dem eingereichten Fachbericht¹⁸ noch einmal aktualisiert¹⁷.

Vollastjahre	RDB-Innenwand	KKB-1 Fluenz [n/cm^2] ¹⁷	KKB-1 Fluenz [n/cm^2] ¹⁸	KKB-2 Fluenz [n/cm^2] ¹⁹
36	Oberfläche	4.50E+19	4.50E+19	4.20E+19
45	Oberfläche	5.30E+19	5.20E+19	5.00E+19
54	Oberfläche	6.00E+19	5.80E+19	5.90E+19

Tabelle 4.1-1: Fluenz an der Oberfläche der Innenwand des Reaktordruckbehälters für die Blöcke 1 und 2 des KKB

¹⁷ AREVA Arbeitsbericht NTM/G/2007de/0192 Rev C , KKB 1, RDB Bestrahlungsverhalten – Aktualisierte Bewertung der RT_{NDTJ}, 13.05.2009

¹⁸ AREVA Arbeitsbericht NEPR-G/2008de/3539 Rev A , KKB 1, Abschätzung der Fluenz E>1MeV des RDB und des Bestrahlungsprobensatzes T am Ende des 37. Betriebszyklus, 03.11.2008

¹⁹ AREVA Arbeitsbericht NEPR-G/2008de/3526 Rev B , KKB 2, Abschätzung der Fluenz E>1MeV des RDB und des Bestrahlungsprobensatzes P am Ende des 35. Betriebszyklus, 11.05.2009

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beauftragte das Paul Scherrer Institut (PSI) zur Prüfung der vom KKB eingereichten Berechnungen. Dazu hat das PSI ein Rechenverfahren eingesetzt, das anhand von Fluenzmessungen im Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerks Gösgen verifiziert wurde. Die Prüfergebnisse wurden vom PSI in einem technischen Bericht²⁰ dokumentiert und bilden die Beurteilungsgrundlage für das ENSI. Die Prüfung des PSI beschränkte sich auf die Fluenzberechnungen für den RDB des Blocks 1.

Das PSI führte in der Vergangenheit für die Zyklen 16 bis 35 des Blocks 1 im Auftrag des ENSI Kernfolgerechnungen durch, deren Ergebnisse die Grundlage für die im Rahmen der Prüfung durchgeführten Fluenzberechnungen bildeten. Für die ersten 15 Zyklen wurde die Fluenz auf der Grundlage der vom KKB eingereichten Unterlagen abgeschätzt. Anhand des Bildes 4.1-1 ist zu erkennen, dass die Neutronenflussdichte für schnelle Neutronen im Block 1 des KKB stark von der zykluspezifischen Kernbeladung abhängt. Seit dem Zyklus 20 hat sich die Neutronenflussdichte merklich verringert. Da sich die Fluenz aus der zeitlichen Integration der Neutronenflussdichte ergibt, kann davon ausgegangen werden, dass die Fluenz ab dem Zyklus 20 nicht mehr so stark zugenommen hat. Andererseits wird deutlich, dass zukünftige Kernbeladungen einen grossen Einfluss auf die Fluenz haben.

In Bild 4.1-2 sind die Ergebnisse der Fluenzberechnungen des PSI an der höchstbelasteten Stelle im RDB des Blocks 1 denen der KKB-Berechnungen gegenübergestellt. Das PSI berechnet gesamthaft geringere Fluenzen als vom KKB ausgewiesen. Bis zum Ende des Zyklus 35 (entspricht etwa 31 Volllastjahren) beruhen die Unterschiede der Ergebnisse im Wesentlichen auf den unterschiedlichen Analyseverfahren. Im weiteren Verlauf beeinflussen zusätzlich die Annahmen bezüglich der zukünftigen Kernbeladung die Ergebnisse.

²⁰ PSI Technischer Bericht TM-41-09-12 V.1, Fast neutron fluence analysis for KKB 1 RPV with CASMO/SIMULATE/MCNPX system of codes for verification of life time assessment studies, February 2010

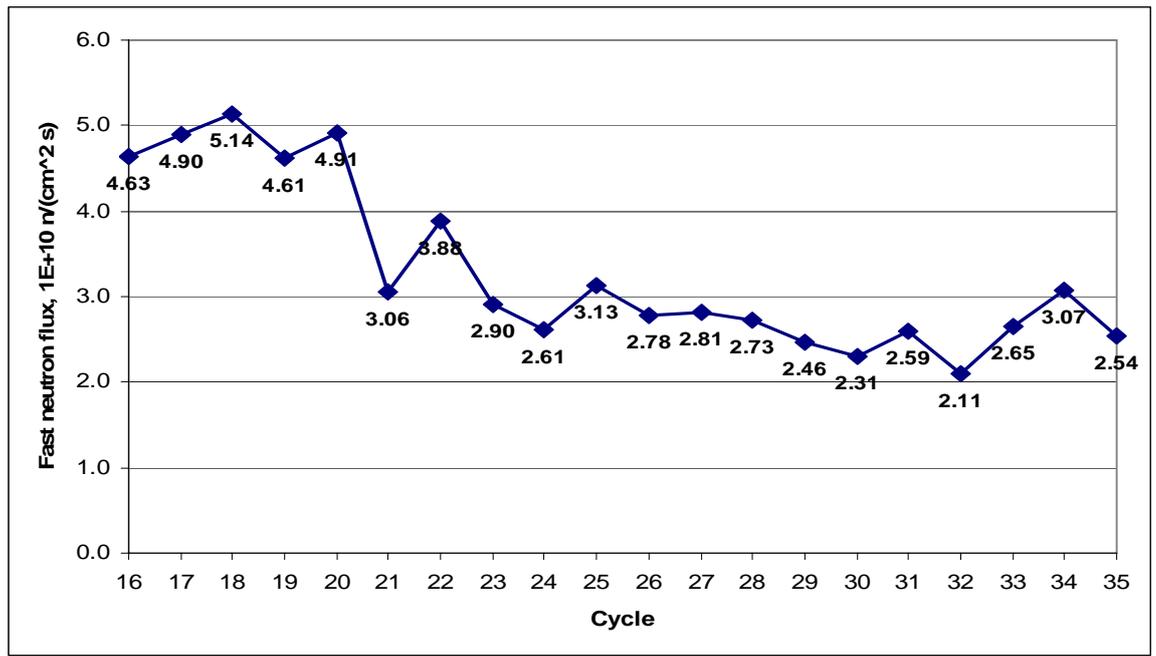


Bild 4.1-1: Zyklusabhängiger Verlauf der Neutronen-Fluenz an der RDB-Innenseite im KKB-1 (Ergebnisse der PSI-Rechnungen)

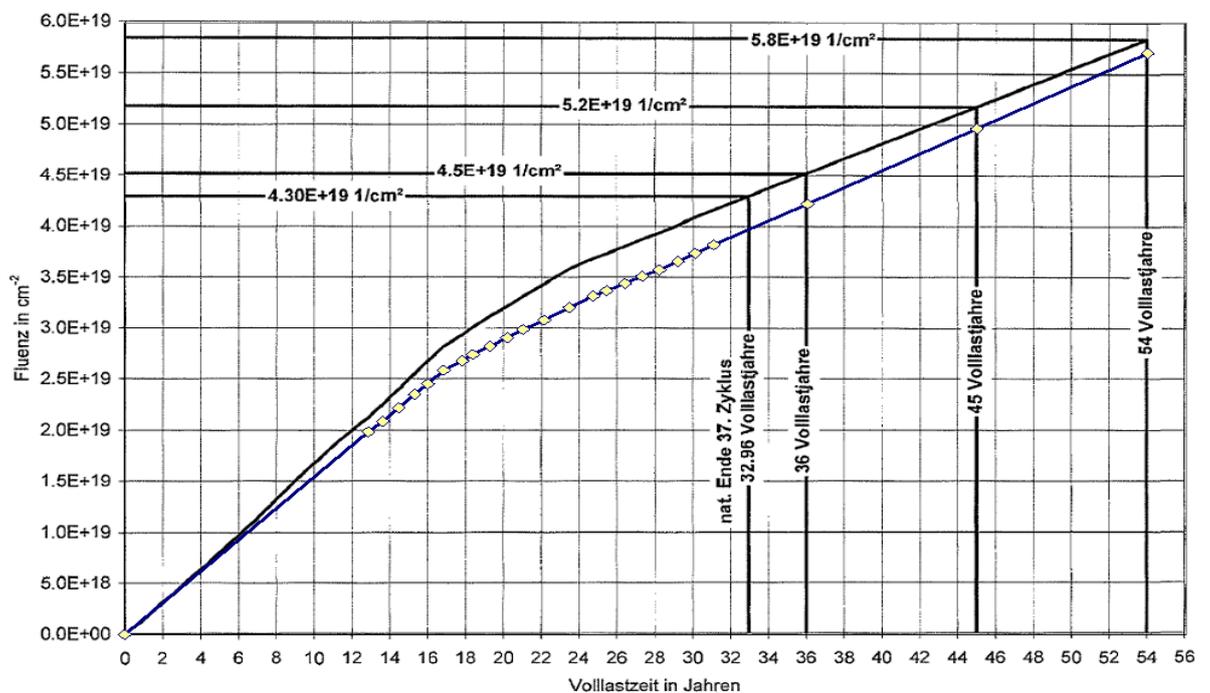


Bild 4.1-2: Fluenz an der RDB-Innenseite im KKB-1 (obere Linie KKB-Ergebnisse, untere Linie PSI-Ergebnisse)

Die Unterschiede zwischen den KKB- und PSI-Berechnungen betragen bei 31 Volllastjahren etwa 3 Volllastjahre. Dies bedeutet, dass der gleiche Wert für die Fluenz gemäss den KKB-Berechnungen bereits nach 28 Volllastjahren erreicht worden wäre. Im weiteren zeitlichen Verlauf bis 54 Volllastjahre

wurde vom PSI eine grössere Neutronenflussdichte (Mittelwert aus den Zyklen 31 bis 35) an der höchst belasteten Stelle des RDB angenommen als vom KKB. Dadurch bedingt reduzieren sich die Unterschiede zwischen den von PSI und KKB ermittelten Fluenzen auf etwa zwei Volllastjahre. Da grössere Fluenzwerte eine grössere Materialversprödung bedeuten, weist das KKB gesamthaft die konservativeren Fluenzwerte aus.

Anhand der Daten in Tabelle 4.1-2 ist erkennbar, dass die Fluenz mit zunehmender RDB-Wandtiefe abnimmt. Die Abnahme der Fluenz wird durch das Material des RDB sowie von der Umgebung des RDB (z. B. biologischer Schild) bestimmt, die Neutronen absorbiert, streut und reflektiert. Die unterschiedlichen Werte von PSI und KKB sind auf die unterschiedlichen Berechnungsverfahren zurück zu führen. Während das KKB ein einfaches und konservatives Modell zur Berechnung der Fluenz als Funktion der Wandtiefe verwendete, hat das PSI die Umgebung des RDB im Berechnungsverfahren aufwändig modelliert. Deshalb weisen die PSI-Berechnungen ab $\frac{3}{4}$ der RDB-Wandtiefe im Vergleich zu den KKB-Berechnungen grössere Fluenzabnahmen aus.

Volllastjahre	Azimut (°)	RDB-Innenwand	Fluenz (KKB) [n/cm ²] ¹⁷	Fluenz (KKB) [n/cm ²] ¹⁸	Fluenz (PSI) [n/cm ²] ²⁰
30	0	Oberfläche	4.16E+19		3.83E+19
		$\frac{1}{4}$ T	2.95E+19		2.52E+19
		$\frac{3}{4}$ T	1.37E+19		7.98E+18
	30	Oberfläche	1.92E+19		1.51E+19
		$\frac{1}{4}$ T	1.36E+19		9.95E+18
		$\frac{3}{4}$ T	6.34E+18		3.15E+18
36	0	Oberfläche	4.50E+19	4.5E+19	4.23E+19
		$\frac{1}{4}$ T	3.20E+19		2.79E+19
		$\frac{3}{4}$ T	1.49E+19		8.83E+18
	30	Oberfläche	2.08E+19		1.73E+19
		$\frac{1}{4}$ T	1.48E+19		1.14E+19
		$\frac{3}{4}$ T	6.86E+18		3.60E+18
45	0	Oberfläche	5.30E+19	5.2E+19	4.96E+19
		$\frac{1}{4}$ T	3.76E+19		3.27E+19
		$\frac{3}{4}$ T	1.75E+19		1.04E+19
	30	Oberfläche	2.45E+19		2.12E+19
		$\frac{1}{4}$ T	1.74E+19		1.40E+19
		$\frac{3}{4}$ T	8.08E+18		4.43E+18
54	0	Oberfläche	6.00E+19	5.8E+19	5.70E+19
		$\frac{1}{4}$ T	4.26E+19		3.76E+19
		$\frac{3}{4}$ T	1.98E+19		1.19E+19
	30	Oberfläche	2.77E+19		2.52E+19
		$\frac{1}{4}$ T	1.97E+19		1.66E+19
		$\frac{3}{4}$ T	9.15E+18		5.25E+18

Tabelle 4.1-2: Verteilung der Neutronenfluenz in der RDB-Wand vom KKB-1 in Abhängigkeit der Volllastjahre

Die vom KKB ausgewiesenen Fluenzen sind für den Azimut von 0° und von 30° immer grösser als jene, die das PSI berechnet hat. Beim Azimut von 30°, wo die Einspeisung über den kalten Strang in

den RDB erfolgt und damit die höchsten Belastungen zu erwarten sind, werden wesentlich geringere Fluenzen berechnet als beim Azimut von 0° .

Bei der Bewertung der Auswirkungen der Versprödung des RDB durch die Neutronenbestrahlung kommt der räumlichen Verteilung der Fluenz eine besondere Bedeutung zu. Im Bild 4.1-3 sind die Ergebnisse des PSI für die nach 54 Volllastjahren zu erwartende räumliche Verteilung der Fluenz an der Innenwand des RDB (Oberfläche) auf der Höhe des Reaktorkerns für einen Viertel des RDB-Umfangs dargestellt. Aufgrund der Beladung und der Geometrie des Reaktorkerns ist die Verteilung der Fluenz viertelsymmetrisch. Die aktive Länge der Brennelemente beträgt im KKB etwas mehr als 300 cm. Aus dem Bild 4.1-3 ist zu erkennen, dass die Fluenz am oberen und unteren Ende des Reaktorkerns stark abfällt und dass die höchsten Belastungen des RDB von über 5.5×10^{19} n/cm² bei einem Azimutwinkel von 0° auftreten. Bei einem Azimutwinkel von 30° bleibt die maximale Fluenz jedoch fast immer unter einem Wert von 2.5×10^{19} n/cm². Im Bereich des RDB zwischen den Azimutwinkeln von 30° bis 15° steigt die Fluenz an der Oberfläche des RDB noch vergleichsweise moderat auf einen Wert von etwa 3.5×10^{19} n/cm².

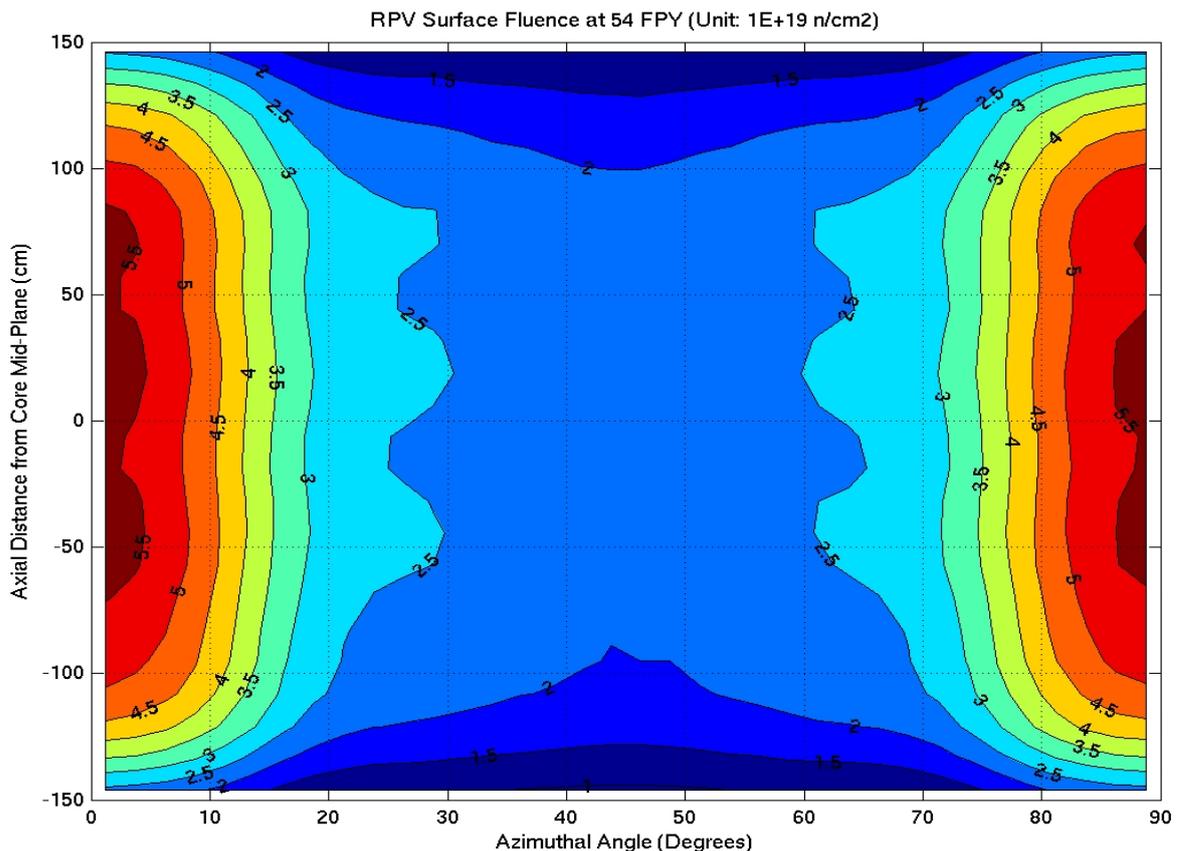


Bild 4.1-3: Räumliche Verteilung der Fluenz an der RDB-Innenseite auf der Höhe des Reaktorkerns für ein Viertel des Umfangs des RDB (0° - 90°) nach 54 Volllastjahren

Gesamthaft kommt das ENSI zu dem Ergebnis, dass das vom KKB angewendete Verfahren zur Fluenzberechnung geeignet ist, die zukünftige Versprödung des RDB des Blocks 1 ausreichend konservativ abzuschätzen. Die Ergebnisse zeigen aber auch, dass hinsichtlich der Abschätzung der Fluenz bis zu 54 Volllastjahren eine Unsicherheit von etwa 2 bis 4 Volllastjahren zwischen den beiden Verfahren besteht. Zudem hängt die abgeschätzte Fluenz auch entscheidend von den zukünftigen

Kernbelastungen ab. Bei der Bewertung der Sprödbruchsicherheit des RDB hat die räumliche Verteilung der Fluenz in Verbindung mit den thermo-hydraulischen Analysen (Kap. 4.2.1) eine wesentliche Bedeutung.

4.1.2 Sprödbruch-Referenztemperatur

Das Vorgehen bei der Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk und in internationalen Standards geregelt^{21,22,23,24}. Die Zähigkeitsveränderung der RDB-Werkstoffe (Neutronenversprödung) wird im KKB regelkonform durch Bestrahlungsproben aus dem Grundmaterial (Schmiederinge C und D) und aus dem Schweissgut der Rundnähte verfolgt. Die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird bisher klassisch aufgrund der Erhöhung der „Nil Ductility Transition Reference Temperature“ (RT_{NDT}) und der Abnahme der Hochlagenenergie aus den Kerbschlagzähigkeitskurven als Funktion der Fluenz schneller Neutronen (>1 MeV) beurteilt. International wird in den letzten Jahren zunehmend auch das auf probabilistischer Grundlage basierende Konzept der Masterkurve nach ASTM E 1921²⁵ in Verbindung mit den ASME Code Case N-629²⁶ und N-631²⁷ angewandt.

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Das KKB hat auf der Grundlage der Analysen von 1992 (KKB-1)²⁸ und 1991 (KKB-2)²⁹ die Unterlagen zu den Materialkennwerten sowohl für den aktuellen Stand als auch für den Betrieb über 40 Jahre hinaus eingereicht. Eine Aktualisierung der bisherigen Auswertung wurde notwendig, da neue nachgeführte Fluenzrechnungen^{17,19} ergaben, dass die nach 40 Jahren Betrieb erreichten Fluenzen die bisher ermittelten Werte überschreiten. Deshalb waren die extrapolierten Werte für die Fluenzen des Langzeitbetriebes und die sich daraus ergebenden Materialkennwerte neu zu bestimmen. In der Tabelle 4.1-3 sind die Werte für den unbestrahlten und bestrahlten Zustand (40 Jahre Betrieb) der Sprödbruch-Referenztemperatur RT_{NDT} bzw. RT_{NDTj} dargestellt, die sich nach alter und aktualisierter Fluenzberechnung ergeben.

Die Sprödbruch-Referenztemperaturen in der Tabelle 4.1-3 sind aus den Ergebnissen der Materialproben der Bestrahlungskapseln bestimmt worden. Sowohl für Block 1 als auch für Block 2 decken die Fluenzen der bisher untersuchten Bestrahlungsproben den 40-jährigen Betrieb ab. Für die RDB-Materialien von Block 1 und 2 liegen unterschiedliche Werkstoffeigenschaften vor, obwohl die chemische Zusammensetzung der Materialien ähnlich ist. Die Unterschiede zeigen sich bereits im unbestrahlten Zustand, wo die Materialien für Block 1 eine geringere Zähigkeit aufweisen als für Block 2. Für den 40-jährigen Betrieb erreichen die RT_{NDTj} -Werte für den in der Versprödung führenden

²¹ Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, App. H: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, 2001

²² KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Juni 2001

²³ ASTM E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels

²⁴ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, May 1988

²⁵ ASTM E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature T_0 for Ferritic Steels in the Transition Range

²⁶ ASME Code Case N-629: Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials for ASME Section XI (1999)

²⁷ 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)

²⁸ Siemens Arbeitsbericht KWU S514/92/005, Ermittlung der justierten RT_{NDT} für den Corebereich des KKB-1, 28.01.1992

²⁹ Siemens Arbeitsbericht KWU S514/91/120, Ermittlung der justierten RT_{NDT} für den Corebereich des KKB-2, 13.11.1991

Schmiedering C nach alter Fluenzberechnung 87 °C für Block 1 bzw. 63 °C für Block 2 und nach neuer Rechnung 93 °C für Block 1 bzw. 67 °C für Block 2 an der RDB-Innenwand.

KKB-1	RT _{NDT} [°C] unbestrahlt	RT _{NDTj} [°C] ²⁸ 3.62E19 n/cm ² RDB-Innenwand	RT _{NDTj} [°C] ¹⁷ 4.50E19 n/cm ² RDB-Innenwand
GW Ring C	-1	87	93
GW Ring D	-5	59	-
Schweissgut	-18	40	-
KKB-2		RT _{NDTj} [°C] ²⁹ 3.62E19 n/cm ² RDB-Innenwand	RT _{NDTj} [°C] ¹⁹ 4.20E19 n/cm ² RDB-Innenwand
GW Ring C	-10	63	67
GW Ring D	-10	56	-
Schweissgut	-35	36	-

Tabelle 4.1-3: Ausgangswerte sowie aktuelle Werte der Sprödbruch-Referenztemperaturen RT_{NDTj} an der RDB-Innenwand gemäss Reg.-Guide 1.99, Rev. 2. nach 40 Betriebsjahren gemäss alter und aktualisierter Neutronenfluenzberechnung.

Volllastjahre	RDB-Tiefe	Fluenz [n/cm ²] ¹⁷	RT _{NDTj} [°C] ¹⁷	AV _j [J] ¹⁷
31	Innenwand	4.16E+19	92	-
36	Innenwand	4.50E+19	93	-
45	Innenwand	5.30E+19	95	-
54	Innenwand	6.00E+19	96	80
31	¼ Wanddicke	2.95E+19	87	-
36	¼ Wanddicke	3.20E+19	88	-
45	¼ Wanddicke	3.76E+19	91	-
54	¼ Wanddicke	4.26E+19	92	-

Tabelle 4.1-4: Sprödbruch-Referenztemperatur RT_{NDTj} und Hochlagen-Kerbschlagarbeit AV_j für das in der Neutronenversprödung führende Grundmaterial des Schmiederinges C des KKB-1 für verschiedene RDB-Wandtiefern und extrapolierte Neutronenfluenzen

Gemäss dem Vorgehen im Reg.-Guide 1.99, Rev. 2²⁴ bestimmte das KKB die Trendkurven für das Materialverhalten der RDB-Materialien im Langzeitbetrieb. In der Tabelle 4.1-4 sind die Sprödbruch-Referenztemperaturen und die Werte der Hochlagen-Kerbschlagarbeit für bis zu 60 Betriebsjahre (54 Volllastjahre) dargestellt. Um zu überprüfen, ob die Grenzwerte für die RDB-Versprödung gemäss Verordnung des UVEK zur vorläufigen Ausserbetriebnahme¹¹ erreicht werden, sind die Referenz-

temperaturen in $\frac{1}{4}$ Wanddicke zu bestimmen. Als Grenzwerte sind für die Sprödbruch-Referenztemperatur RT_{NDTj} (in einer Tiefe von $\frac{1}{4}$ Wanddicke) 93 °C und für die Kerbschlagarbeit der Hochlage 68 J festgelegt. Das KKB ist der Meinung, dass nach heutigem Kenntnisstand die Neutronenversprödung der RDB-Materialien keine einschränkende Auswirkung auf den Reaktorbetrieb für mindestens 60 Betriebsjahre haben wird. Dabei ist jedoch zu beachten, dass für den Schmiedering C im Block 1 bereits heute ein relativ hoher RT_{NDTj} -Wert von 88 °C (in einer Tiefe von $\frac{1}{4}$ Wanddicke) vorliegt und für den 60-jährigen Betrieb der Grenzwert in etwa erreicht sein wird.

Zum weiteren Vorgehen gibt das KKB an, dass im Reaktor von Block 1 noch eine und im Reaktor von Block 2 noch zwei Bestrahlungskapseln für weitere Untersuchungen zur Verfügung stehen, die bei Fluenzen entnommen werden sollen, die den Langzeitbetrieb abdecken. Weiterhin ist vorgesehen, zur Auswertung der Materialdaten auch das Konzept der Masterkurve nach ASTM E 1921 anzuwenden.

Beurteilung des ENSI

Wie die Ergebnisse der Bestrahlungsproben aus dem Kernbereich der Reaktoren von KKB-1 und KKB-2 zeigen, besteht ein erheblicher Unterschied im Bestrahlungsverhalten der RDB-Werkstoffe von Block 1 und von Block 2. Nach den heutigen Erkenntnissen kann für den Block 2 des KKB eine einschränkende Auswirkung der Neutronenversprödung der RDB-Werkstoffe auf den Langzeitbetrieb ausgeschlossen werden. Für den Block 1 hingegen ist der Versprödungsgrad des Grundmaterials (Schmiedering C) bereits heute auf einem relativ hohen Niveau und bei ca. 60 Jahren Betrieb wird der Grenzwert für die Referenztemperatur, der in der Verordnung des UVEK zur vorläufigen Ausserbetriebnahme festgelegt ist, voraussichtlich erreicht werden. Demzufolge sieht es das ENSI als notwendig an, dass weitere Massnahmen zur kontinuierlichen Überwachung der Neutronenversprödung im KKB-1 ergriffen werden.

Die für das KKB-1 bisher untersuchten Bestrahlungsproben aus fünf Probenkapseln repräsentieren Neutronenfluenzen ($>1\text{MeV}$), die mehr als 40 Jahre Betrieb abdecken. Im Reaktor ist noch eine Kapsel mit Bestrahlungsproben vorhanden, die für Untersuchungen zur Verfügung steht. Ausserdem ist es inzwischen Stand der Technik, Probestücke von bereits untersuchten Proben wieder in den Reaktor einzusetzen und weiter zu bestrahlen. Diese Probenstücke werden durch ein spezielles Schweissverfahren zu Standardproben zusammengefügt. Anschliessend können Materialkennwerte bestimmt werden, die eine noch längere Lebensdauer abdecken.

Es ist international anerkannt, dass die Auswertung der Materialdaten der Bestrahlungsproben nach dem klassischen RT_{NDT} -Verfahren zu konservativen Ergebnissen führt. Die Höhe der Konservativitäten sind bereits abgebaut worden, indem heute nur noch im Vergleich zur K_{IC} -Grenzkurve (Rissinitiierung bei statischer Belastung) ausgewertet wird (früher auch für dynamische Rissinitiierung und Rissstop). Nachteil des Verfahrens ist generell, dass zur Bestimmung der Sprödbruch-Referenztemperatur keine bruchmechanischen Kennwerte verwendet werden, sondern Daten aus dem Kerbschlagbiegeversuch. Für relativ hohe Versprödungsgrade des RDB-Materials ist es sicherheitstechnisch gerechtfertigt, die Datenbasis zur Bewertung der Neutronenversprödung kontinuierlich zu erweitern und die Auswertung und deren Methoden zu verbessern.

Seit der Einführung der amerikanischen Prüfnorm ASTM E 1921 im Jahr 1997 steht ein genormtes Prüfverfahren zur Verfügung, das die direkte Bestimmung von Bruchzähigkeiten an kleinen Biegeproben gestattet, die in den Bestrahlungsprobensätzen vorhanden sind. Das Verfahren ermöglicht alternativ zur klassischen Methode die Bestimmung einer Übergangstemperatur T_0 . Zur Bestimmung

der Referenztemperatur RT_{To} können der ASME Code Case N-629²⁶ und N-631²⁷ unter Berücksichtigung zusätzlicher Sicherheitsbeiträge angewendet werden.

Forderung 4.1-1

Das KKB wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 1. April 2011 ein Konzept einzureichen, das die Planung sowie die Grundlagen der Prüfung und Auswertung weiterer Probensätze zur Untersuchung des Bestrahlungsverhaltens der RDB-Werkstoffe beinhaltet. Dabei ist die Auswertung der Ergebnisse sowohl nach dem klassischen RT_{NDT} - wie auch nach dem modernen RT_{To} -Konzept zu berücksichtigen. Für den Block KKB-1 sind aufgrund des relativ hohen Versprödungsgrades des Schmiederinges C erweiterte Untersuchungen vorzunehmen, um die Ergebnisse abzusichern.

4.2 Sprödbrechtsicherheitsnachweis RDB

4.2.1 Thermo-hydraulische Analysen

Mit Hilfe thermo-hydraulischer Analysen werden wesentliche Anfangs- und Randbedingungen für die in Kapitel 4.2.2 bewerteten thermo-mechanischen Analysen (Spannungsanalysen) bereitgestellt. Damit die im Hinblick auf den Sprödbrechtsicherheitsnachweis des Reaktordruckbehälters (RDB) relevanten Belastungen hinreichend konservativ abgedeckt werden, ist ein umfassendes Spektrum von Störfällen zu analysieren und es sind dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende thermo-hydraulische Rechenprogramme und Analysemethoden zu verwenden.

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Die von AREVA im Auftrag des KKB durchgeführte Überprüfung des relevanten Störfallspektrums basiert auf der für KKB-2 durchgeführten PTS (Pressurized Thermal Shock)-Studie³⁰. In der Studie wurden kalt- und heissseitige Kühlmittelverluststörfälle mit einem Leckquerschnitt von 20 cm² bis 450 cm² sowie ein nicht absperbarer 2F-Frischdampfleitungsbruch untersucht. Im Gegensatz zu den Notkühlanalysen sind bei den PTS-Analysen die heissseitigen Kühlmittelverluststörfälle bei der Beurteilung der Sprödbrechtsicherheit massgebend. Als bestimmend für die Belastungen gegen Sprödbrech wurde ein Kühlmittelverluststörfall mit 70 cm² Leckquerschnitt im heissen Strang der Hauptkühlmittelleitungen ermittelt. Für die Aktualisierung des Sprödbrechtsicherheitsnachweises des KKB-1 wurden zwei Kühlmittelverluststörfälle mit 70 cm² und 3 cm² Leckquerschnitt analysiert. Der Kühlmittelverluststörfall mit 3 cm² Leckquerschnitt wurde aufgrund von Erfahrungen aus deutschen Anlagen neu in das Störfallspektrum aufgenommen.

Für die Durchführung der neuen thermo-hydraulischen Analysen verwendete AREVA zwei Programmsysteme. Die globalen Zustandsgrössen im RDB wurden mit dem Programmsystem S-RELAP5 berechnet. Diese lieferten die Randbedingungen für das Programm KWU-MIX, mit dem die lokale Temperaturverteilung an der Wand des RDB ermittelt wurde. Der Druck im RDB sowie die Temperaturverteilung an der Wand des RDB gehen als Parameter in die Spannungsanalysen ein.

³⁰ Siemens Technischer Bericht S2110/92/0078, BEZNAU II 530 Materialverhalten des RDB - PTS Analyse -, 30.11.1992

In den vom KKB eingereichten Unterlagen³¹ werden beide verwendeten Programmsysteme beschrieben. Die Verifizierung und Validierung des Programms KWU-MIX erfolgte anhand einer Reihe von Grossversuchen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat das Paul Scherrer Institut (PSI) mit der Prüfung der vom KKB eingereichten thermohydraulischen Analysen beauftragt. Die Prüfergebnisse bezüglich der verwendeten Analysemethoden und Rechenprogramme sind in einem technischen Bericht³² dokumentiert und bilden die Beurteilungsgrundlage für das ENSI. Aufgrund der Prüfung resultierender Fragen hat das KKB zusätzliche Unterlagen^{33,34,35} eingereicht.

Hinsichtlich des untersuchten Störfallspektrums kommt das PSI zu dem Ergebnis, dass dieses bis auf eine Ausnahme alle PTS-relevanten Störfälle abdeckt. Ein belastungsbestimmender Störfall für den Reaktordruckbehälter könnte dann eintreten, wenn die Operateure nach einem unterstellten fehlerhaften Offenbleiben eines Druckhalter-Sicherheitsabblaseventils dieses zu einem späteren Zeitpunkt wieder schliessen würden. Dieser Störfallablauf ist aufgrund seiner geringen Eintrittswahrscheinlichkeit als auslegungsüberschreitender Störfall einzuordnen. Darüber hinaus sind die Operateure im KKB gemäss Notfallvorschrift NV-B-EFR-P.1³⁶ angewiesen, im Falle einer bevorstehenden PTS-Belastung des RDB mindestens ein Druckhalter-Sicherheitsventil und das zugehörige Absperrventil zu öffnen, um eine unzulässige Belastung des RDB zu verhindern. Aus Sicht des ENSI ist somit davon auszugehen, dass die Operateure bei dem genannten auslegungsüberschreitenden Störfall das Druckhalter-Sicherheitsventil nicht schliessen würden.

Das PSI kommt zu dem Ergebnis, dass das Vorgehen von AREVA zur Bestimmung der PTS-Belastungen des RDB unter Verwendung eines so genannten Systemcodes (z. B. S-RELAP5, CATHARE, TRACE) in Verbindung mit einem speziellen empirischen/semi-empirischen Programm zur Beschreibung von lokalen Mischungsvorgängen (z. B. KWU-MIX, GRS-MIX, REMIX) dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Aufgrund der Erkenntnisse eines internationalen Programmvergleichs³⁷ ist bei den mit den Programmen erzielten Ergebnissen eine grosse Streuung zu erwarten. Deshalb ist insbesondere bei der Validierung der semi-empirischen Programme (z. B. KWU-MIX, GRS-MIX, REMIX) anhand von Versuchen sicherzustellen, dass diese Versuche die späteren Anwendungsfälle so abdecken, dass Skalierungsprobleme minimiert werden. Das von AREVA verwendete Programm KWU-MIX ist anhand von Versuchen in einer Grossanlage validiert worden. Neuere Lösungsansätze zur Modellierung strömungsmechanischer und thermischer Transportvorgänge mit dreidimensionalen CFD-Programmen (Computational Fluid Dynamics) zeigen in diesem Anwendungsbereich ähnliche Unsicherheiten.

³¹ AREVA-Arbeitsbericht NT-G/2007/de/0273, Sicherheitstechnische Bewertung des RDB Beznau 1 bei Kühlmittelverluststörfällen, 10.08.2008

³² PSI Technischer Bericht TM-41-09-14, ENSI On-call 4/2009: Review of the AREVA methodology applied for the determination of the mixing conditions and resulting temperature distributions under PTS events for KKB I and II

³³ AREVA-Arbeitsbericht NT-G/2009/de/0129, Beantwortung der ENSI-Fragen vom 30.06.2009 zum thermohydraulischen Teil der PTS-Analysen Beznau 1 und 2

³⁴ KKB-Brief, Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2; PSÜ-Auflage AÜ07, Geschäfts-Nr. 14/06/053/, Nachweis des Nichterreichens der Auslegungsgrenzen für Betrieb über 40 Jahre, Beantwortung von Fragen aus dem Fachgespräch mit dem ENSI zur Thermohydraulik-Sprödbuchtsicherheit gegen PTS, 2009

³⁵ AREVA-Brief, Beantwortung von Fragen zum thermohydraulischen Teil der PTS-Analysen Beznau 1 und 2, 17.11.2009

³⁶ KKB Notfall-Vorschrift NV-B-EFR-P.1, Massnahmen bei unmittelbar bevorstehendem PTS, 01.07.2008

³⁷ NEA-Report NEA/CSNI/R(99)3, Comparison report of RPV Pressurized Thermal Shock – International Comparative, Assessment Study (PTS ICAS), Committee on the Safety of Nuclear Installations, Nuclear Energy Agency, 1999

Das PSI kommt des Weiteren zu dem Ergebnis, dass die von AREVA in den S-RELAP5-Rechnungen verwendete Modellierung der primär- und sekundärseitigen Systeme des KKB-1 für die neu analysierten Kühlmittelverluststörfälle in Verbindung mit dem Programm KWU-MIX geeignet ist, ausreichend konservative Ergebnisse zu erzielen. Die von AREVA unterstellten Anfangsbedingungen und Modellannahmen (wärmetechnische Modellierung der Strukturen, Temperatur der Einspeisung aus dem Borwasservorratsbehälter, Nachzerfallsleistung, Wärmeübergang zwischen RDB-Wand und Kühlmittel sowie Verhalten des Kühlmittels im Rückströmraum des RDB) sind aus Sicht des PSI plausibel und ausreichend begründet.

Die Simulierung von Wärmeströmen aus den Strukturen des RDB und den Kühlmittleitungen sind in den S-RELAP5-Rechnungen in ausreichender Weise berücksichtigt. Die Einspeisetemperatur des Kühlmittels aus dem Borwasservorratsbehälter kann aufgrund deren Überwachung nicht unter 30 °C absinken. Aufgrund der in den KWU-MIX-Rechnungen angenommenen stagnierenden Umwälzung des Kühlmittels im RDB nach dem Auslaufen der Hauptumwälzpumpen, hat die gewählte Nachzerfallsleistung des Kerns keinen Einfluss auf die Durchmischung des eingespeisten Kühlmittels.

Bei der Berechnung des Wärmeübergangskoeffizienten zwischen RDB-Wand und eingespeistem kaltem Kühlmittel ergeben sich aufgrund der im Programm KWU-MIX vorgegebenen Randbedingungen für die Strömungsaufteilung ebenfalls konservative Werte. Dabei wird vorausgesetzt, dass das gesamte kalte Kühlmittel zwischen der RDB-Wand und dem thermischen Schild einströmt, obwohl auf Basis von Versuchen zu erwarten ist, dass ein erheblicher Teilstrom hinter den thermischen Schild abgelenkt wird. Die mit der konservativen Randbedingung verbundene starke Abkühlung der RDB-Wand führt beim Nachweis zu grösseren Wärmespannungen in der RDB-Wand.

In den Nachweisen geht das KKB von der Modellannahme aus, dass der Streifen des eingespeisten kalten Kühlmittels in den Rückströmraum des RDB vertikal nach unten gerichtet ist. Diese Modellannahme ist zwar plausibel, stellt aber nach Auffassung des ENSI und aufgrund der PSI-Analysen keine konservative Randbedingung in der Nachweisführung dar, da der Kühlmittelstreifen im Rückströmraum relativ nah an dem Bereich des RDB mit hoher Versprödung verläuft. Gemäss Aussagen des PSI haben ROCOM-Versuche des Forschungszentrums Rossendorf-Dresden³⁸ gezeigt, dass bei ähnlichen Einspeiseverhältnissen bei einem RDB-Modell deutscher Bauart unterschiedlichste Strömungsbilder zu beobachten waren. Spezielle Versuche deuten darauf hin, dass die Kühlmittelstreifen im Rückströmraum oszillieren, wie dies durch Nachrechnungen³⁹ gezeigt wurde. Daher ist eine zusätzliche Absicherung bei der Nachweisführung des KKB nach Beurteilung des ENSI notwendig (s. Forderung 4.2-1 in Kapitel 4.2.2).

Das ENSI kommt aufgrund eigener Überlegungen und aufgrund der Ergebnisse des PSI in seiner Beurteilung der oben genannten Anfangs- und Randbedingungen zu dem Ergebnis, dass diese in Verbindung mit den eingesetzten thermo-hydraulischen Programmen und dem beschriebenen Vorgehen bis auf die oben genannte Einschränkung zu konservativen Anfangs- und Randbedingungen für die Strukturanalysen führen.

³⁸ Kliem, S., Prasser, H.-M., Sühnel, T., Weiss, F.P., Hanse, A., 2008. Experimental determination of the boron concentration distribution in the primary circuit of a PWR after a postulated cold leg small break loss-of-coolant-accident with cold leg safety injection. Nucl. Eng. Des., 238, pp. 1788-1801

³⁹ ECORA EU Project "Evaluation of Computational Fluid Dynamics Methods for Reactor Safety Analysis", Condensed Final Summary Report, Contract N. FIKS-CT-2001-00154, 2005.

4.2.2 Spannungsanalysen

Als Grundlage zur Durchführung und Bewertung von Thermochock (PTS)-Spannungsanalysen können folgende Standards angesehen werden: 10 CFR 50.61a⁴⁰, USNRC Reg.-Guide 1.154⁴¹ und NUREG-1806⁴². Einen Überblick über die internationale Praxis enthält NEA-CSNI-R99-3⁴³.

Die Ergebnisse der thermo-hydraulischen Berechnungen bilden die Grundlage nachfolgender transienster thermo-mechanischer Analysen. Die linear-elastischen Berechnungen dienen der Ermittlung der Spannungen im Druckbehälter. Anschliessend erfolgt für postulierte Rissgrössen die Bestimmung der bruchmechanischen Kenngrössen (Spannungsintensitätsfaktoren K und J -Integral-Werte an der Rissspitze). Aus der Gegenüberstellung der Spannungen ergibt sich, ob Umfangs- oder Tangentialrisse zu betrachten sind. Die Berechnungen werden sowohl analytisch als auch mit Hilfe der FEM (Finite-Elemente-Methode) durchgeführt.

Die betrachteten Stellen sind Grundwerkstoff und Schweissnähte im Kernbereich des RDB sowie der kaltseitige Stutzen der Hauptkühlmittelleitung. Als Fehlerpostulat werden halbelliptische Oberflächenfehler (Risse) mit und ohne Durchdringung der Plattierung mit unterschiedlichen Risstiefen und Längen-Tiefenverhältnissen angenommen. Zusätzlich wird ein Eckriss an der Stutzenkante untersucht.

Als Resultate werden die Spannungen über die Zeit und die Spannungsintensitätsfaktoren über die Wandtemperatur an der Rissspitze dargestellt. Es werden Primärspannungen aus dem Druck und Sekundärspannungen durch Temperaturgradienten berücksichtigt.

Die Werkstoffbeanspruchungskurven für die einzelnen Lastfälle (Spannungsintensitätsfaktor K in Abhängigkeit der Temperatur) werden der Bruchzähigkeitskurve (Bruchzähigkeit K_{IC} in Abhängigkeit der Temperatur) gegenübergestellt. Der Nachweis der Sprödbrechtsicherheit ist erbracht, wenn sich für alle Lastfälle die beiden Kurven nicht berühren.

Zur PTS-Analyse werden zwei Punkte im Diagramm betrachtet: der Maximalpunkt mit dem grössten Spannungsintensitätsfaktor K und der Tangentialpunkt, an dem K die K_{IC} -Kurve berührt. Zu den beiden Punkten werden die dazugehörigen maximal zulässigen Übergangstemperaturen RT_{PTS} bestimmt.

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Die Ergebnisse der PTS-Analysen für verschiedene Azimutwinkel, Wandtiefen und Neutronenfluenzen des RDB wurden vom KKB in einem speziellen Fachbericht³¹ eingereicht. Eine zusammenfassende Bewertung findet sich im Hauptbericht zum Langzeitbetrieb. Das KKB stellt fest, dass der Nachweis der Sprödbrechtsicherheit des RDB für den Langzeitbetrieb vollumfänglich erbracht werden konnte.

Die Bewertung wird ausschliesslich für Block 1 vorgenommen, da Block 2 ein deutlich geringeres Mass an Neutronenversprödung aufweist. Die führende Stelle für den Nachweis ist der Grundwerk-

⁴⁰ 10 CFR 50.61a, Proposed Rule on Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events, USNRC Rules and Regulations, 2007

⁴¹ USNRC Regulatory Guide 1.154, Format and Content of Plant-specific PTS Analysis for PWR, 1987

⁴² NUREG-1806, Technical Basis for Revision of the PTS Screening Limit, USNRC, 2007

⁴³ NEA-CSNI-R99-3, Comparison Report of RPV Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study, OECD NEA, 1999

stoff von Ring C. Folgende zulässige Werte wurden für die Annahme einer durchgerissenen Plattierung berechnet (RT_{PTS}):

- Kernnahtbereich Tangentenpunkt 77 °C (analytisch 66 °C)
- Kernnahtbereich maximaler Punkt 93 °C (analytisch 90 °C)
- Kernoberkante Tangentenpunkt 71 °C
- Kernoberkante maximaler Punkt 89 °C
- Stützenkante Tangentenpunkt 20 °C (keine signifikante Versprödung)
- Stützenkante maximaler Punkt 25 °C (keine signifikante Versprödung)

Zusammenfassend kommt das KKB zum Ergebnis, dass die Integrität des RDB auch unter PTS-Störfallbedingungen für 60 Betriebsjahre gewährleistet ist.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die für das KKB durchgeführten PTS-Analysen mit einer Ausnahme positiv. Durch eine thermo-hydraulische und anschließende thermo-mechanische FEM-Analyse von insgesamt 13 verschiedenen Störfallszenarien wurde die auslegungsbestimmende Transiente ermittelt.

Für die Behälterwand und die Kante des Stützens wurden für jeweils drei postulierte Risstiefen bruchmechanische Berechnungen durchgeführt. Die ermittelten Spannungsintensitätsfaktoren werden den Bruchzähigkeiten K_{IC} in Abhängigkeit der Temperatur gegenübergestellt.

An der Stützenkante können alle Nachweise in vollem Umfang erbracht werden, da aufgrund der niedrigen Neutronenfluenz keine nennenswerte Versprödung auftritt. Für die Behälterwand wird die Sprödbruchausschlussbedingung nicht erfüllt.

Durch die Inanspruchnahme des „Warm Prestress Effect“ (WPS) nach Abschnitt 7.9.3 KTA 3201.2 ist es jedoch möglich, dass der Nachweis ausreichender PTS-Sicherheit dennoch erbracht werden kann. Der WPS-Effekt setzt voraus, dass die vorangegangene Beanspruchung im Bereich der Hochlagentemperatur erfolgt ist, und bei Erreichen der Bruchzähigkeitskurve die Spannungsintensitätsfaktoren streng monoton fallend sind. Diese Voraussetzungen sind für die führende Stelle im vorliegenden Fall gegeben, solange die Referenztemperatur an der postulierten Rissspitze 93 °C nicht überschreitet.

Die führende Stelle für den Nachweis ist der Grundwerkstoff von Ring C, da hier die höchste Versprödung auftritt. Für die Position senkrecht unter dem Stützen (Azimutwinkel 30°) kann der Nachweis erbracht werden. Für einen Azimutwinkel von 0° ermittelte das KKB nach 54 Vollastjahren die höchsten Werte für die Referenztemperatur RT_{PTS} mit 96 °C an der Oberfläche und 92 °C für $\frac{1}{4}$ Wanddicke (42 mm von der Oberfläche entfernt). In 12 mm Tiefe für die führende Risstiefe ist damit für RT_{PTS} mit einem Wert von ca. 95 °C zu rechnen, ein höherer Wert als zur Nachweiserbringung zulässig ist. Ein Nachweis mit Hilfe von thermo-hydraulischen Berechnungen, dass eine unzulässige PTS-Beanspruchung für die am meisten versprödete 0°-Azimutposition ausgeschlossen werden kann, konnte nicht erbracht werden. Es ist daher nachzuweisen, dass die betrachteten Thermoschock-Bedingungen bei einem Azimutwinkel von 0° nicht auftreten können.

Forderung 4.2-1

Aus den Thermoschock-Analysen wurde als maximal zulässige Referenztemperatur $RT_{PTS} = 93 \text{ °C}$ zur Einhaltung der Bedingungen zum Ausschluss von Sprödbruch für die höchst belasteten Stellen des Reaktordruckbehälters (RDB) des Blocks 1 bestimmt. Für einen Azimutwinkel von 0° werden für den Grundwerkstoff Ring C jedoch Referenztemperaturen von bis zu 96 °C an der Oberfläche des RDB nach 60 Betriebsjahren extrapoliert. Es ist daher bis 31. Dezember 2011 von KKB für den RDB des Blocks 1 der Nachweis zu führen, dass die betrachteten Thermoschock-Bedingungen nicht bei einem Azimutwinkel von 0° auftreten können.

4.3 Ermüdungsnachweise

Ein relevanter Alterungs- und Schadensmechanismus in technischen Anlagen ist die Ermüdung des Werkstoffes infolge zyklisch auftretender Lasten. In Kraftwerken spielen vor allem thermo-mechanische Transienten und Maschinenvibrationen eine Rolle. Als Mass der Ermüdung dient der Erschöpfungsgrad. Ein Erschöpfungsgrad von 100 % (bzw. 1,0) bedeutet, dass das Bauteil gegenüber der 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 I⁴⁴, ASME-Code Section XI, Appendix⁴⁵, 10 CFR 50.54⁴⁶, NUREG-1800, Rev. 1⁴⁷ sowie speziell für die Beurteilung des Medieneinflusses USNRC Reg.-Guide 1.207⁴⁸ und NUREG/CR-6909⁴⁹.

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Im Rahmen der Nachweise zum Langzeitbetrieb wurde vom KKB ein aktueller Ermüdungsbericht⁵⁰ eingereicht. Eine zusammenfassende Bewertung findet sich im Hauptbericht zum Langzeitbetrieb KKB.

Das Ermüdungsüberwachungssystem wurde im Jahr 2002 eingeführt. Dabei wird das von der Firma Westinghouse entwickelte WESTEMS™-System verwendet. Es gibt davon weltweit 9 Installationen.

Die davor entstandenen Ermüdungsbeanspruchungen werden als „Baseline Fatigue“ bezeichnet und sind auf Basis gezählter Betriebstransienten aus Betriebsprotokollen abgeschätzt worden.

Die Arbeitsweise des Systems und der Software sowie die überwachten Komponenten sind im Ermüdungsbericht dargestellt. Für jeden Block werden insgesamt 25 Bereiche überwacht.

⁴⁴ ASME-Code Section III, Subsection NB-3222.4 & Appendix I, 2007

⁴⁵ ASME-Code Section XI, Appendix, 2007

⁴⁶ Code of Federal Regulations 10 CFR 50.54, USNRC Rules and Regulations, 1987

⁴⁷ NUREG-1800, Rev. 1, Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, USNRC, 2005

⁴⁸ 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

⁴⁹ NUREG/CR-6909, Rev. 1, Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, USNRC, 2007

⁵⁰ KKB, Technische Mitteilung TM-530-MB08001, Erfassung der Komponentenermüdung mit der Software WESTEMS™, 26.05.2008

Im Hauptbericht zum Langzeitbetrieb werden die Ergebnisse in Form von Erschöpfungsgraden graphisch dargestellt. Die Ermüdungsausnutzung bis 60 Jahre Betrieb wird auf Basis der Werte von 2002 bis 2007 extrapoliert. Es gibt keine Bereiche, welche einen Erschöpfungsgrad grösser als 1,0 erreichen. Die höchste Ermüdungsausnutzung wird für die Dampferzeuger-Hilfsspeisewasserstutzen bestimmt. Das KKB hat für diese Bereiche Massnahmen einer optimierten Betriebsführung eingeleitet, die die Ermüdungszunahme reduzieren sollen.

Zusammenfassend kommt das KKB zum Ergebnis, dass hinsichtlich Ermüdungssicherheit ein Langzeitbetrieb bis zu 60 Jahren möglich ist.

Beurteilung des ENSI

Die im KKB durchgeführte Transientenbuchhaltung und Ermüdungsüberwachung entspricht den Anforderungen des Regelwerkes. Das KKB betreibt ein funktionsfähiges System zur automatischen Überwachung der Ermüdungssicherheit.

Es werden nach Angaben des KKB alle ermüdungsrelevanten Stellen an den SK1-Komponenten sowie die Frischdampf- und der Speisewasserleitungen (SK2) überwacht. Unter Umständen können jedoch weitere durch Ermüdung gefährdete Komponenten hinzukommen. Insbesondere gilt das dann, wenn für vergleichbare Anlageteile in ausländischen Kraftwerken ungünstige Betriebserfahrungen vorliegen.

Durch die Erfassung von Temperaturtransienten werden ausschliesslich niederfrequente Beanspruchungen detektiert. Ermüdungsschäden können jedoch auch durch höherfrequente Beanspruchungen (z. B. turbulente Mischströmungen, Vibrationen) hervorgerufen werden, welche messtechnisch weniger gut erfassbar sind. Es sind daher weitergehende Überlegungen zum Umgang mit solchen Gefährdungen erforderlich.

In den Ermüdungsnachweisen zum Langzeitbetrieb des KKB fehlen Analysen und Bewertungen zu möglichen Wechselwirkungen mit anderen Schädigungsmechanismen. Insbesondere die Berücksichtigung des Einflusses des Umgebungsmediums ist zu untersuchen und zu bewerten. Auf diesem Gebiet hat in den letzten Jahren eine umfangreiche Forschungstätigkeit stattgefunden. So existieren inzwischen in Japan (JSME-Regelwerk) und in den USA (NUREG/CR 6909) etablierte Methoden und Regeln, die eine Abschätzung des Reduktionsfaktors F_{EN} zur Berücksichtigung des Medieinflusses gestatten.

Da bei der ursprünglichen Ermüdungsauslegung für die spezifizierten Lasttransienten ausreichend konservative Modelle und Materialkennwerte verwendet wurden und die aktuellen Werte des Erschöpfungsgrades für die Primärkreislaufkomponenten wesentlich kleiner als 1.0 sind, kommt das ENSI zum Schluss, dass der Langzeitbetrieb der Blöcke 1 und 2 des KKB durch Ermüdung nach dem bisherigen Kenntnisstand nicht gefährdet ist. Neben den spezifizierten Lasttransienten sind jedoch weitere ermüdungsrelevante Vorgänge zu überwachen, die in der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigt wurden, wie beispielsweise Temperaturschichtungen, Mischströmungen sowie hochzyklische mechanische Belastungen (Vibrationen). Der Einfluss des Kühlmediums ist bei Beanspruchungen, die nicht vollständig durch die Auslegung abgedeckt sind, gemäss dem aktuellen Stand der Technik zu berücksichtigen, falls der Gesamterschöpfungsgrad den Wert von $D = 0.2$ für niedriglegierte Kohlenstoffstähle und $D = 0.1$ für alle übrigen Werkstoffe überschreitet oder der Erschöpfungsgrad um mehr als 0.1 verglichen mit dem Vorjahr zunimmt.

Forderung 4.3-1

Im Rahmen der Alterungsüberwachung ist vom KKB jährlich ein aktueller Ermüdungsbericht für alle ermüdungsrelevanten Stellen der Blöcke 1 und 2 zu erstellen und dem ENSI einzureichen (erstmalig am 31. Januar 2011 für das Jahr 2010). Der Ermüdungsbericht hat Angaben zur Transientenbuchhaltung und Ermüdungsüberwachung, vor allem zum jeweils aktuellen sowie auf 60 Jahre extrapolierten Erschöpfungsgrad der ermüdungsrelevanten Komponenten zu enthalten. Bei Beanspruchungen, die nicht vollständig durch die Auslegung abgedeckt sind, ist der Medieneinfluss gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen.

4.4 Bruchausschluss der Hauptkühlmittelleitungen

Leck-vor-Bruch-Konzepte (Leak Before Break, LBB) bzw. Bruchausschlusskonzepte stellen eine wichtige Methode dar, um die Integrität von Behältern und Rohrleitungen abzusichern. Bei Einhaltung bestimmter Bedingungen kann sichergestellt werden, dass Leckagen rechtzeitig erkannt und Gegenmassnahmen durchgeführt werden können, bevor die Strukturintegrität gefährdet ist. Die Umfänge der Untersuchungen bei Bruchausschlusskonzepten gehen über das Mass einer Leck-vor-Bruch-Analyse hinaus.

Als Grundlagen für das Vorgehen eines Leck-vor-Bruch-Nachweises können folgende in den USA gebräuchlichen Regelwerke betrachtet werden: NUREG-0800⁵¹, Standard Review Plan 3.6.3 LBB, NUREG-1061⁵², 10 CFR 50 App. A 4⁵³ und USNRC Reg.-Guide 1.45⁵⁴.

Als ergänzendes grundlegendes Dokument kann EUR-18549⁵⁵ angewendet werden.

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Im Rahmen der Dokumentation zum Langzeitbetrieb des KKB wurde für die LBB-Nachweise der Hauptkühlmittelleitungen (HKL) ein Fachbericht⁵⁶ eingereicht.

Für die Nachweise folgt das KKB den Empfehlungen der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC. Die LBB-Analysen wurden gemäss Stand von Wissenschaft und Technik für den Langzeitbetrieb aktualisiert. Da sich die Rahmenbedingungen (Komponenten der HKL unterliegen keiner Strahlenverstrahlung) nicht verändern, ist für den Werkstoffzustand eine Unterscheidung zwischen Ist-Zustand und Langzeitbetrieb nicht erforderlich.

Der vom KKB eingereichte Bericht enthält sowohl Betrachtungen zum Leckausschluss als auch zum Bruchausschluss. Die Abschnitte 1 und 2 des Berichts enthalten Zusammenfassungen zu übergeordneten Aspekten, welche die Integrität der HKL gefährden können. Grundlegende Schadensmechanismen wie Spannungsrisskorrosion, Wasserhämmer (Impulsartige Beanspruchungen durch Öffnen und Schliessen von Ventilen) sowie hoch- und niederfrequente Ermüdung werden diskutiert.

⁵¹ NUREG-0800 Rev. 1, Standard Review Plan 3.6.3, Leak Before Break Evaluation Procedures, USNRC, 2007

⁵² NUREG-1061 Vol. 3, Evaluation of Potential Pipe Breaks, USNRC, 1984

⁵³ Code of Federal Regulations 10 CFR 50, Modification of General Design Criteria, USNRC Rules and Regulations, 1987

⁵⁴ USNRC Regulatory Guide 1.45, Guidance on Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage, 2008

⁵⁵ EUR-18549, European Safety Practices on the Application of LBB Concepts, European Commission Nuclear Safety and the Environment, 2000.

⁵⁶ KKB 570 D0050, Westinghouse, WCAP-16900-P, Technical Bases for Eliminating Large Primary Loop Pipe Rupture as the Structural Design Basis for Beznau Units 1 and 2 for Continued Operation of the Plants, 2008

Die Belastungen entsprechend NUREG-0800 SRP 3.6.3 werden in Abschnitt 3 spezifiziert. Dabei werden auch Erdbebenlasten (SSE) berücksichtigt.

Der Leck-vor-Bruch-Nachweis für die HKL unter Verwendung von bruchmechanischen Methoden ist in Abschnitt 5 dargelegt. Es werden sowohl lokale (Rissinitiierung) als auch globale (duktiler Versagen, Grenzlast) Versagensmechanismen betrachtet. Untersuchungen mit Hilfe der elastisch-plastischen Bruchmechanik wurden für einen Rohrbogen aus Gussstahl durchgeführt. Dazu wurde ein wanddurchdringender Riss in Umfangsrichtung angenommen, der die doppelte Leckage der Detektionsgrenze erlaubt. Erdbebenlasten sind berücksichtigt.

Grenzlastanalysen wurden für drei Bereiche durchgeführt (RDB-Stützen, Rohrbogen am Dampferzeuger, Rohrbogen aus Gussstahl an der Hauptkühlmittelleitung). Es wird jeweils mit zwei Belastungen (normale Last und 1,4-fach überhöhte Last) gerechnet. Die Risskonfiguration für beide Untersuchungen sind wanddurchdringende Umfangsrisse mit unterschiedlichen Längen. Die angenommenen Rissgrößen ergeben sich aus den Leckratenberechnungen. Das KKB kommt in allen untersuchten Fällen zum Resultat, dass der wanddurchdringende Riss stabil ist.

Die Leckratenabschätzung ist Inhalt von Abschnitt 6 des Berichts. Für die drei untersuchten Bereiche wurden die minimalen Risslängen derart berechnet, dass die Leckraten um einen Faktor 10 oberhalb der Detektionsgrenze liegen. Die berechneten Mindestrisslängen liegen zwischen 99 mm und 171 mm.

In Abschnitt 7 werden Risswachstumsberechnungen mit Methoden der Schwingbruchmechanik durchgeführt. Es liegen Berechnungen für Betriebsdauern von 60 Jahren vor. Die Analysen zeigen nur geringe Wachstumsraten von maximal 1,2 mm nach 60 Jahren. Die Anzahl der aus der Betriebserfahrung abgeschätzten Lastzyklen für 60 Jahre Betrieb liegt für die massgeblichen Lastfälle unterhalb der Anzahl der spezifizierten Auslegungstransienten.

Der Einfluss des Umgebungsmediums wurde für Austenit pauschal mit einem Faktor $E=2$ berücksichtigt. Für Ferrit wurde die Risswachstumskurve für Primärwasserchemie nach ASME verwendet. Es werden Umfangsrisse mit Tiefe/Länge-Verhältnis von $1/6$ angenommen. Die postulierten Anfangsrisslängen liegen zwischen 7 mm und 16 mm. Die als kritisch erachtete Region, für die die Berechnungen durchgeführt worden sind, ist das Safe-End des Kühlwassereintrittstutzens.

Das KKB kommt zum Schluss, dass der Langzeitbetrieb der HKL, gestützt auf den Ergebnissen des LBB-Nachweises, abgesichert ist.

Wasserhämmer im Reaktorkühlkreislauf werden aufgrund des Systemaufbaus, von Tests und der Betriebserfahrung für unwahrscheinlich erklärt. Die Ermüdung ist wegen der ermittelten geringen Risswachstumsraten vernachlässigbar. Sowohl zwischen der Detektionsgrenze der Leckratenerkennung und der Leckrate kleiner stabiler Risse als auch zwischen der sicher detektierbaren Rissgröße und der Grenze der stabilen Rissausbreitung bestehen ausreichende Sicherheitsabstände.

Beurteilung des ENSI

Die für das KKB durchgeführten Analysen zum Leckage- und Bruchabschluss der HKL entsprechen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Im Rahmen der durchgeführten Analysen wurden sowohl klassische Leck-vor-Bruch-Konzepte angewandt, als auch ergänzende Betrachtungen zu Leckraten und Rissfortschrittsberechnungen durchgeführt.

Die Vorgehensweise entspricht damit den Vorgaben aus NUREG-0800 und dem Standard Review Plan 3.6.3. Der NUREG-0800 bildet auch in den meisten europäischen Ländern die Grundlage für Leck-vor-Bruch- bzw. Bruchausschluss-Konzepte.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass gestützt auf die Ergebnisse der LBB-Analysen der Langzeitbetrieb der HKL abgesichert ist.

4.5 Integritätsnachweis Stahldruckschale des Containments

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Das KKB fasst in den eingereichten Unterlagen die Korrosionsschäden an den Stahldruckschalen der Blöcke 1 und 2 zusammen^{57,58}. Die Schäden befinden sich im Übergangsbereich des zylindrischen Teils zur Bodenkalotte der Containment-Stahldruckschale. Die Stahldruckschale ist in diesem Bereich durch den einbettenden Beton verdeckt. Für Block 1 wird als grösste bekannte Korrosionstiefe 4 mm an der Innenwand und 5,2 mm an der Aussenwand der Stahldruckschale angegeben. Als Ursache für die Korrosion wird der Eintrag von borsäurehaltigem Wasser sowohl auf der Innenseite wie auch der Aussenseite genannt, der zu verdeckter Korrosion geführt habe. Für den Block 2 wird von einer geringeren Korrosionsschädigung berichtet, wobei es auch bei Block 2 während des bisherigen Betriebes zu einem Eintrag von borsäurehaltigem Wasser an der Stahldruckschale gekommen ist. Die Messung der maximalen Korrosionstiefe erfolgte durch einen Profilkamm. Dazu wurden an ausgewählten Stellen Betonkernbohrungen durchgeführt und damit die in diesem Bereich sonst verdeckte Stahldruckschale zugänglich gemacht.

Das KKB hat Massnahmen ergriffen, um eine weitere Korrosionsschädigung an der Stahldruckschale zu stoppen oder zumindest zu verlangsamen. Dazu gehört die Einführung eines kathodischen Korrosionsschutzsystems (KKS) und Trocknungsmassnahmen, um das eingedrungene Wasser zu entfernen. Das KKB geht davon aus, dass die Korrosion auf der Aussenseite der Stahldruckschale völlig gestoppt ist und daher zukünftig eine weitere Korrosionsschädigung nur auf der Innenseite der Stahldruckschale zu berücksichtigen ist. Für die weitere Beurteilung wurden die gemessenen Korrosionstiefen mit einem Zuschlag versehen, auch um die geringe Anzahl der verfügbaren Messstellen zu berücksichtigen. Bei der Beurteilung der strukturellen Integrität der Stahldruckschale für den Langzeitbetrieb nimmt das KKB für die Aussenseite der Stahldruckschale einen konstanten, den gesamten Umfang umfassenden Korrosionsabtrag von 6,5 mm Tiefe an. Für die Korrosion auf der Innenseite wird basierend auf einer postulierten maximalen Korrosionstiefe von 8,1 mm zum Zeitpunkt 2002 für den Langzeitbetrieb bis zum Jahr 2029 von einer maximalen Korrosionstiefe von 13,2 mm ausgegangen. Das KKB beurteilt diese Annahmen als konservative Abschätzung der maximal möglichen Korrosionsschädigung.

Die Integritätsberechnung wurde nach dem ASME-Code, Section III, Division 1 durchgeführt. Die Berechnung der zulässigen Spannungen wurde unter der Voraussetzung durchgeführt, dass die primären Membranspannungen als lokal zu betrachten sind. Das KKB kommt zum Ergebnis, dass für den langfristigen Betrieb von KKB-1 die geforderte Mindestwandstärke der Stahldruckschale nicht unterschritten wird.

⁵⁷ KKB, Technische Mitteilung TM-233-MP08009, Stahldruckschale Block 1: Stand Umsetzung Korrosionsschutzmassnahmen und Bewertung der strukturellen Integrität, 2008

⁵⁸ KKB, Technische Mitteilung TM-233-MB08012, Stahldruckschale: Bewertung der Korrosionsschäden am Torusbereich der Stahldruckschale bis 60 Betriebsjahre, 2008

Zusätzlich hat das KKB ein Projekt gestartet, um eine zerstörungsfreie Messtechnik zu entwickeln, mit der die Korrosionsschädigung auch ohne Kernbohrungen durch den Beton quantifiziert werden kann. Dazu wird zurzeit eine Machbarkeitsstudie mit dem so genannten „Guided Wave“-Prinzip durchgeführt.

Das KKB stellt zusammenfassend fest, dass durch die bereits eingeleiteten Massnahmen in Kombination mit den geplanten Überwachungsmassnahmen und der kontinuierlich nachgeführten Strukturintegritätsbewertung die sicherheitstechnische Funktion der Stahldruckschale gewährleistet bleibt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI begrüsst die inzwischen eingeleiteten Massnahmen, um den weiteren Korrosionsangriff zu verlangsamen. Das KKB hat ein Projekt zur Entwicklung einer speziellen zerstörungsfreien Messtechnik zur Erfassung der tatsächlichen Schädigung der Stahldruckschale gestartet.

In den bisherigen Stellungnahmen des ENSI zur Korrosion an der Stahldruckschale wurde bereits zum Ausdruck gebracht, dass die Informationen zum aktuellen Zustand der Stahldruckschale des Containments nicht ausreichend abgesichert sind. Dies liegt zum Teil an der bisher sehr geringen Anzahl der verfügbaren Messstellen an der Stahldruckschale. Durch die bis jetzt durchgeführten Messungen wird nur ein sehr kleiner Bereich abgedeckt, der von Korrosion betroffen sein könnte. Grosse zusammenhängende Bereiche sind bisher noch nicht untersucht wurden. Eine konservative Betrachtung auf Basis der in der Vergangenheit herrschenden elektrochemischen Bedingungen und den damit möglichen Korrosionsschäden ist bisher nicht aktualisiert worden und beruht noch auf Angaben aus dem Jahr 1999. Der Stand der Technik für Überwachungs- und Instandhaltungsmassnahmen bei Korrosionsschäden an der Stahldruckschale wird vom KKB nicht ausreichend dargelegt und bewertet.

Weiterhin fehlen in der Bewertung des KKB Angaben zur Wirksamkeit der Abhilfemassnahmen. Die Wirksamkeit des eingeführten KKS-Systems ist noch nicht belegt worden. Dabei ist zu beachten, dass die bestehenden Leckagen im Transferkanal beider Blöcke auch zukünftig einen wiederkehrenden Eintrag borsäurehaltigen Wassers an die innere Oberfläche der Stahldruckschale im Nachgang jedes Brennelementwechsels bewirken. Ein nachprüfbarer Nachweis, dass die Korrosion an der Aussenseite tatsächlich gestoppt ist, liegt bisher nicht vor. Daher beurteilt das ENSI die von KKB prognostizierten Korrosionsraten an der Stahldruckschale für den zukünftigen Betrieb als nicht genügend abgesichert.

Bei dieser Datenlage hat das KKB zur Bewertung der Strukturintegrität der Stahldruckschale sehr konservative Annahmen getroffen (Wanddickenschwächung nicht lokal, sondern gleichmässig umlaufend sowohl auf der Innen- wie auch auf der Aussenseite, Sicherheitszuschläge). Die Berechnungen konnten zeigen, dass unter den Annahmen des KKB die Mindestwandstärke für den Langzeitbetrieb nicht unterschritten und das Ausserbetriebnahmekriterium für die Stahldruckschale aus der Verordnung des UVEK zur vorläufigen Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken¹¹ nicht erreicht wird.

Forderung 4.5-1

Das KKB wird aufgefordert, bis 30. Juni 2011 Untersuchungen durchzuführen, die auf Basis der in der Vergangenheit herrschenden elektrochemischen Bedingungen die möglichen Korrosionsschäden an der Stahldruckschale des Blocks 1 beurteilen. Dabei sind Szenarien für unterschiedliche Korrosionsprofile und Korrosionsraten den bisherigen Waddickenmessungen an der Stahldruckschale gegenüberzustellen. Die Annahmen zu den prognostizierten Korrosionsraten sind auf Basis der nachzuweisenden Wirksamkeit der Abhilfemassnahmen und den relevanten Lastfällen für den zukünftigen Betrieb abzusichern. Die Ergebnisse sind dem ENSI einzureichen. Basierend auf diesen Untersuchungen hat das KKB im Hinblick auf den Langzeitbetrieb das weitere Instandhaltungskonzept für die Stahldruckschale festzulegen (u. a. Umfang und Lage der Messstellen, Erfolg der Abhilfemassnahmen, neue direkte Messtechniken).

4.6 Integrität der Betonhülle des Containments und anderer Bauwerke**Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente**

Das KKB hält fest, dass durch das Alterungsüberwachungsprogramm mit den laufenden Instandsetzungsarbeiten sichergestellt wird, dass die Gebrauchstauglichkeit und die Tragsicherheit der Baustrukturen bewahrt werden. Zur Verordnung des UVEK über die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken und dem für die Bautechnik relevanten Art. 8 nimmt das KKB nicht direkt Stellung.

Beurteilung des ENSI

In der Verordnung des UVEK über die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken¹¹ sind in Art. 8 Kriterien für die Betonhülle des Containments angegeben. Danach ist das Kernkraftwerk unverzüglich ausser Betrieb zu nehmen, wenn durch Risse von mehr als 0,5 mm Breite und durch Betonabplatzungen mehr als 20 % der Betonoberfläche beschädigt sind. Im Bereich von vorgespanntem Beton dürfen maximal 10 % der Betonoberfläche beschädigt sein. Durch die systematische Alterungsüberwachung des Reaktorgebäudes mit der vorbeugenden Instandsetzung ist sichergestellt, dass diese Abschaltkriterien unter betriebs- und auslegungsgemässen Störfallbedingungen bei einem Langzeitbetrieb beider Blöcke des KKB nicht erreicht werden.

5 Sicherheitskonzept aus deterministischer Sicht

Zusammenfassung der eingereichten KKB-Dokumente

Der Bewilligungsinhaber führt in den beiden eingereichten Berichten^{59,60} einen deterministischen Vergleich der Sicherheitskonzepte beider Blöcke des KKB und des European Pressurized Reactor (EPR) durch. Der EPR wurde gewählt, da er den Stand der Druckwasser-Reaktortechnik in Westeuropa repräsentiert und sich an zwei Standorten in der Errichtungsphase befindet.

Anhand des Vergleichs der Sicherheitskonzepte kommt der Bewilligungsinhaber zum Ergebnis, dass beide Anlagen folgende grundsätzliche Anforderungen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit erfüllen:

- Die Sicherheitskonzepte beruhen auf vier gestaffelten Sicherheitsebenen, die jeweils spezifische Schutzmassnahmen beinhalten.
- Der Auslegung liegt ein weitgehend gleiches Spektrum von Störfällen zugrunde.
- Für den Nachweis der Störfallbeherrschung gelten annähernd gleiche Analyserandbedingungen und Kriterien für die Einhaltung wichtiger Sicherheitsgrenzwerte.
- Das Spektrum der Sicherheitsfunktionen, die der Einhaltung der grundlegenden Schutzziele dienen, ist weitgehend gleich.

Der Vergleich beider Anlagen weist allerdings bezüglich der Ausführung der auslegungsgemäss vorgesehenen Sicherheitsfunktionen einige Unterschiede auf. Beide Blöcke des KKB besitzen folgende von der Auslegung des EPR abweichende Auslegungsmerkmale:

- Beim Störfall „2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung“ (grösstmöglicher Kühlmittelverluststörfall) und zusätzlicher Annahme eines speziellen, unabhängigen Einzelfehlers (Nichtöffnen der Rückschlagklappe in der Notspeiseleitung) können die vorgeschriebenen Kriterien für die Kernkühlung nicht eingehalten werden.
- Beim Störfall „Dampferzeuger-Heizrohrbruch“ sind zur Vermeidung einer unerlaubten Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der ersten 30 Minuten Handmassnahmen erforderlich.
- Bei Störfällen wie Brand, Überflutung oder Erdbeben (systemübergreifende Störfälle) und zusätzlicher Annahme eines unabhängigen Einzelfehlers im Notstandssystem kann zur Sicherstellung der primär- oder sekundärseitigen Wärmeabfuhr der kurzfristige Eingriff der Operateure erforderlich sein. Zudem kann je nach Ausfallannahme nicht der Zustand „kalt abgestellt“ erreicht oder eine geregelte Kühlmittelborierung sichergestellt werden.
- Bei Kühlmittelverluststörfällen kann zur Sicherstellung der Druckbegrenzung des Containments der Einsatz aktiver Sicherheitssysteme erforderlich sein.
- Der gegen Flugzeugabsturz zugrunde gelegte Lastfall (Boeing 707) deckt die heutigen grösseren Flugzeugtypen nicht ab.

⁵⁹ KKB 511 D0264, AREVA, Arbeitsbericht NEPR-G/2007/de/0202, Sicherheitsvergleich KKB-EPR: Sicherheitstechnische Grundsätze bei der Störfallanalyse; Ablauf der Auslegungstörfälle, Rev. B, 2008

⁶⁰ KKB 511 D0267, AREVA, Arbeitsbericht NEPS-E/2008/de/0028, Deterministischer Sicherheitsvergleich KKB-EPR: Schutzzielorientierter Vergleich der Sicherheitskonzepte, der Systeme und Bauwerke, Rev. A, 2008

- Die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle ist nicht Gegenstand der Originalauslegung.

Diese Abweichungen von der Auslegung einer Anlage neuester Bauart sind aus Sicht des Bewilligungsinhabers vorwiegend darin begründet, dass beide Blöcke des KKB in der Originalauslegung nur bedingt gegen systemübergreifende interne und externe Störfälle geschützt waren. Dies betrifft insbesondere die Notstromversorgung für die ursprünglichen zwei Sicherheitsstränge, die über das hydraulische Kraftwerk Beznau sichergestellt wird, und die primären Hilfskühlsysteme, so dass ein gleichzeitiger Verlust beider Sicherheitsstränge bei derartigen Störfällen nicht ausgeschlossen werden kann. Dieser Auslegungsschwäche wurde durch gezielte Nachrüstungen begegnet.

Eine wesentliche Nachrüstung stellte die Errichtung eines unabhängigen, autark versorgten und räumlich getrennten Notstandssystems als dritten Sicherheitsstrang in jedem Block des KKB dar. Der Betrieb des Notstandssystems kann aufgrund nicht erschöpfbarer Wasservorräte (Brunnenwasserversorgung) über lange Zeit aufrechterhalten werden. Mit dem jeweiligen Notstandssystem kann jeder Block des KKB auch bei übergreifenden internen und externen Störfällen in einen sicheren Anlagenzustand überführt werden. Eine konsequente Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums ist allerdings aufgrund der einsträngigen Ausführung des Notstandssystems nicht gegeben. Zur Sicherstellung einiger Sicherheitsfunktionen bedarf es bei Annahme eines Einzelfehlers gezielter Eingriffe der Operateure. Aus Sicht des KKB sind diese Eingriffe akzeptabel, da die Eintrittshäufigkeit für derartige Störfälle und dem gleichzeitigen Auftreten eines Einzelfehlers als sehr gering eingeschätzt wird.

Eine weitere wichtige Nachrüstung stellte die Errichtung eines zusätzlichen Notspeisewassersystems dar, mit der die Zuverlässigkeit der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr insbesondere bei häufiger zu erwartenden internen Störfällen erhöht wurde. Der Schutz gegen externe Störfälle wurde nur bedingt verbessert, da die Funktion dieses Systems von der bestehenden Notstromversorgung abhängt. Mit der Entscheidung der NOK, das bisherige hydraulische Kraftwerk Beznau in den nächsten Jahren umfassend zu renovieren, wurde auch beschlossen, die Notstromversorgung beider Blöcke des KKB auf Dieselanlagen umzustellen. Die Konzeptunterlagen unter Berücksichtigung des Standes der Technik wurden erarbeitet und beim ENSI eingereicht, beurteilt und freigegeben.

Die fehlende konsequente Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums bei der Beherrschung eines 2F-Bruchs einer Hauptkühlmittelleitung ist aus Sicht des Bewilligungsinhabers akzeptabel, da dieser Störfall aufgrund des durchgeführten Leck-vor-Bruch-Nachweises für diese Leitungen als auslegungsüberschreitend einzuordnen ist. In diesem Fall sei das Postulat des Einzelfehlers nicht mehr anwendbar.

Die im Jahr 2002 vom KKB auf Veranlassung der Aufsichtsbehörde vorgenommenen Untersuchungen zur Flugzeugabsturzicherheit zeigen aus Sicht des Bewilligungsinhabers, dass wesentliche sicherheitsrelevante Bereiche beider Blöcke des KKB gegen den Absturz einer Boeing 707 geschützt sind. Damit wird der bei der Projektierung der neueren Schweizer Kernkraftwerke geforderte Lastfall beherrscht. Zusätzlich vom KKB durchgeführte bautechnische Untersuchungen zeigen, dass Nachrüstungen zur weiteren Verbesserung der Beherrschung eines Flugzeugabsturzes derart kostenaufwändig wären, dass sie unter Berücksichtigung des mit einem Flugzeugabsturz verbundenen Risikos aus Sicht des Bewilligungsinhabers als nicht verhältnismässig bewertet werden.

In beiden Anlagen KKB und EPR sind Vorsorgemassnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle getroffen worden. Die entsprechenden Massnahmen zielen darauf ab, einen Kernschaden entweder zu verhindern oder aber die radiologischen Folgen eines Kernschadens zu mildern. Im Gegensatz zum EPR waren derartige Massnahmen noch nicht Gegenstand der Originalauslegung

des KKB, sondern wurden nachgerüstet (z. B. Einbau eines Containment-Druckentlastungssystems, Einbau von Rekombinatoren zur Vermeidung explosiver Gasgemische im Containment, Herstellung zusätzlicher Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Primärkreis, in das Containment und in das Brennelementlagerbecken). Aus diesem Grund unterscheiden sich aus Sicht des Bewilligungsinhabers die in beiden Anlagen implementierten Massnahmen zum Teil in deren Ausführung, decken aber ein vergleichbares Spektrum von Sicherheitsfunktionen im auslegungsüberschreitenden Vorsorgebereich ab.

In der Gesamtbewertung kommt der Bewilligungsinhaber zum Ergebnis, dass die heutige Auslegung beider Blöcke des KKB zwar nicht vergleichbar homogen mit der eines Kernkraftwerkes neuer Bauart sei, aber das Sicherheitsniveau des KKB mit den in der Vergangenheit durchgeführten Nachrüstungen entscheidend verbessert wurde und das bestehende Sicherheitskonzept gesetzeskonform ist und auch die im internationalen Regelwerk enthaltenen Anforderungen erfüllt.

Beurteilung des ENSI

Durchgeführte Nachrüstmassnahmen

Der Bewilligungsinhaber einer Kernanlage muss gemäss Art. 22 KEG Nachprüfungen sowie systematische Sicherheitsbewertungen während der ganzen Lebensdauer der Kernanlage durchführen und die Anlage soweit nachrüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist. Aufgrund dieser Überprüfungen wurden in der Vergangenheit zahlreiche Nachrüstungen in den Blöcken 1 und 2 des KKB zur Erhöhung der nuklearen Sicherheit durchgeführt.

Im Rahmen des Gutachtens von 1994 wurde das Sicherheitskonzept des KKB auf Basis der damals gültigen Gefährdungsspezifikationen und wichtiger grundlegender Auslegungsanforderungen wie Einzelfehlersicherheit, funktionelle Unabhängigkeit und Separation redundanter Sicherheitsstränge ganzheitlich beurteilt. Folgende, das Sicherheitskonzept wesentlich beeinflussende Nachrüstungen wurden für jeden Block umgesetzt:

- Errichtung eines Notstandsystems zur Sicherstellung wesentlicher Sicherheitsfunktionen bei externen Störfällen;
- Ersatz und Aufstellung des Borwassertanks in einem gegen externe Störfälle geschützten Gebäude;
- Seismische Requalifikation wichtiger Gebäude und Ausrüstungen, die nicht Teil des Notstandsystems sind;
- Ersatz der Sicherheitsventile des Druckhalters zur Sicherstellung der neuen Sicherheitsfunktion „Primärseitige Druckentlastung und Einspeisung“ als redundante Massnahmen bei Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr.

Im Ergebnis stellte das ENSI fest, dass aufgrund der durchgeführten Ertüchtigungs- und Ersatzmassnahmen viele der ursprünglichen Auslegungsschwächen kompensiert worden sind und zahlreiche Massnahmen zur Beherrschung der Auswirkungen auslegungsüberschreitender Störfälle neu umgesetzt wurden. Aus der Sicherheitsüberprüfung resultierten weitere die Anlagenauslegung betreffende Verbesserungsmassnahmen. Hierbei handelte es sich insbesondere um weitere seismische Ertüchtigungen an Gebäuden, die konsequentere Separation sicherheitsrelevanter Systeme, die Verbesserung des Schutzes gegen Brand und Brüche hochenergetischer Leitungen innerhalb des

Primärcontainments sowie die Erhöhung der Zuverlässigkeit der Eigenbedarfs- und Notstromversorgung und der Sicherheitsfunktion „Sekundärseitige Nachwärmeabfuhr“.

Im Rahmen des Gutachtens und der Stellungnahme von 2004⁵ wurde das Sicherheitskonzept des KKB erneut beurteilt. Dabei wurden nachstehend aufgeführte wichtige Nachrüstungen bzw. Erneuerungen berücksichtigt:

- Schutz der 6 kV-Eigenbedarfsanlagen gegen die Folgen interner Überflutungen;
- Neuaufteilung der 8 kV-Sammelschienen in zwei Notstromschienen und eigene Einspeisung für den vierten elektrischen Versorgungsstrang;
- Errichtung eines alternativen Systems zur Kühlung der Brennelementlagerbecken bei Ausfall der bestehenden Kühlkette;
- Errichtung eines zusätzlichen Systems für die Bespeisung der Dampferzeuger bei Störfällen (Notspeisewassersystem);
- Ertüchtigung des Brandschutzes;
- Ersatz des Reaktorschutz- und Regelsystems durch ein digitales rechnerbasiertes Leittechniksystem;
- Ersatz der unterbrechungsfreien gesicherten Wechselstromversorgung.

Das ENSI kam zum Ergebnis, dass die Sicherheitsüberprüfung keine bedeutenden Defizite im Sicherheitskonzept beider Blöcke aufgezeigt hat. Aus der Sicherheitsüberprüfung resultierten weitere, die Anlagenauslegung betreffende Verbesserungsmassnahmen. Hierbei handelte es sich insbesondere um die zuverlässigere Absperrung zweier Durchdringungen des Primärcontainments und Nachrüstung von Aktivkohlefiltern in den Abluftanlagen der Brennelementlagergebäude. Diese Verbesserungsmassnahmen wurden zwischenzeitlich in beiden Blöcken des KKB umgesetzt.

Trotz der durchgeführten Nachrüstungen verfügen die beiden Blöcke des KKB nicht über alle Auslegungsmerkmale von Kernkraftwerken der neuesten Generation. Diese bereits im Rahmen der zurückliegenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen des KKB erkannten Abweichungen betreffen insbesondere

- den Redundanzgrad, die funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung von Sicherheitssträngen;
- den Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme;
- die Erdbeben- und Flugzeugabsturzicherheit; sowie
- die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle.

Redundanzgrad, funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung von Sicherheitssträngen

Aufgrund der Forderungen des ENSI hat das KKB im Dezember 2008 ein weiteres Nachrüstkonzept eingereicht⁶¹. Das bis spätestens Ende 2014 zu realisierende Nachrüstprojekt AUTANOVE umfasst folgende Änderungen:

- Ersatz der bisher durch das hydraulische Kraftwerk Beznau sichergestellten Notstromversorgung für jeden Block des KKB durch zwei Dieselgeneratorgruppen, die seismisch qualifiziert

⁶¹ KKB TM-430-EP08021, Autarke Notstromversorgung für das KKB, Projekt AUTANOVE, Dezember 2008

sind und räumlich getrennt in zwei neu zu errichtenden, überflutungssicheren und gegen Trümmerwirkung geschützten Gebäuden aufgestellt werden.

- Neuaufbau einer Notstromschiene pro Block in jeweils einem der neuen Dieselgebäude, von der die sicherheitstechnisch relevanten Verbraucher eines Sicherheitsstranges versorgt werden.
- Errichtung einer seismisch qualifizierten Nachspeisung der Notspeisewassertanks aus einem separaten Grundwasserbrunnen.
- Einbau passiver Dichtungen in den Reaktorhauptkühlmittelpumpen oder Errichtung einer zusätzlichen seismisch qualifizierten Sperrwasserpumpe, die aus dem Notstand-Reaktorschutz angesteuert wird und über die neu aufgebaute Notstromschiene elektrisch versorgt wird.

Mit diesen geplanten Nachrüstmassnahmen werden die Einzelfehlersicherheit sowie die funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung von Sicherheitssträngen in beiden Blöcken des KKB nochmals deutlich verbessert. So wird insbesondere neben dem Notstandssystem ein weiteres, durchgehend seismisch qualifiziertes Notspeisesystem für die Sicherstellung der Sicherheitsfunktion „Sekundärseitige Wärmeabfuhr“ bestehen. Damit wird auch die aus dem Vergleich der Sicherheitskonzepte hervorgehende Anfälligkeit beider Blöcke des KKB gegen systemübergreifende Störfälle wie Brand, Überflutung und Erdbeben konsequent weiter verringert. Insgesamt gesehen wird mit den geplanten Nachrüstmassnahmen das Sicherheitsniveau beider Blöcke des KKB nochmals erhöht und die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes verbessert. Das ENSI hat den Konzeptantrag des Projektes AUTANOVE im Juni 2009 freigegeben. Der für die Umsetzung der geplanten Massnahmen benötigte zeitliche Rahmen bis Ende 2014 erachtet das ENSI in Anbetracht des Nachrüstumfangs und des Sicherheitsstatus beider Blöcke des KKB (vgl. Kapitel 6) als gerechtfertigt.

Die im Vergleich der Sicherheitskonzepte von KKB angesprochene fehlende Einzelfehlersicherheit bei einem „2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ wurde im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung 1994 vom ENSI als vertretbar bewertet, da das Versagen einer als passive Komponente eingestuftes Rückschlagklappe als unwahrscheinlich eingestuft wurde. Die Zuverlässigkeit der Rückschlagklappe kann aufgrund der vorliegenden Betriebserfahrung mit derartigen Armaturen auch aus heutiger Sicht bestätigt werden. Zudem wurde 1981 für die Hauptkühlmittelleitungen ein Leck-vor-Bruch-Nachweis geführt, der für den Betrieb über 40 Jahre hinaus erneuert wurde (siehe Kapitel 4.4). Aufgrund dieses Nachweises kann ein Bruch der Hauptkühlmittelleitungen (Verlust der Strukturintegrität) praktisch ausgeschlossen werden. Auch wenn die konsequente Beherrschung eines Einzelfehlers bei Auslegungsstörfällen gesetzlich nur für Neuanlagen gefordert wird, stellt die fehlende Einzelfehlersicherheit bei einem „2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ eine Abweichung von einem zentralen Auslegungsgrundsatz dar, die aus Sicht des ENSI im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb beider Blöcke des KKB zu beheben ist.

Forderung 5-1

Der Bewilligungsinhaber des KKB hat eine technische Machbarkeitsstudie zur konsequenten Beherrschung eines Einzelfehlers bei einem „2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ auszuarbeiten und dem ENSI bis 30. Juni 2011 einzureichen.

Automatisierungsgrad von Sicherheitssystemen

Der im Vergleich zu Kernkraftwerken neuester Bauart nach wie vor geringere Automatisierungsgrad der beiden KKB-Blöcke ist aus Sicht des ENSI nicht generell als Auslegungsschwäche zu beurteilen. Die Ausbildung der Operateure im KKB sowie die Vorschriften sind seit Inbetriebnahme der Blöcke gezielt auf Handeingriffe in Störfallsituationen ausgerichtet. Aus diesem Grund wäre die Einführung einer konsequenten Automatisierung nicht zwingend mit einem Sicherheitsgewinn verbunden. Ungeachtet dessen wurde insbesondere bei der Nachrüstung des Notstandssystems darauf geachtet, dass die Funktion dieses Sicherheitsstrangs innerhalb der ersten zehn Stunden der Störfallbeherrschung ohne Handeingriffe gewährleistet ist.

Flugzeugabsturzicherheit

Für beide Blöcke des KKB bestanden zum Zeitpunkt der Erstellung keine Anforderungen bezüglich des Schutzes gegen Flugzeugabsturz. Bei der Errichtung der Notstandssysteme wurde der zum damaligen Zeitpunkt für neue Kernkraftwerke geforderte Schutz gegen Flugzeugabsturz realisiert, so dass zumindest ein Sicherheitsstrang über einen Vollschutz verfügt. Ein direkter Aufprall eines Flugzeuges auf das Reaktorgebäude wurde aufgrund der sehr geringen Absturzhäufigkeit nicht unterstellt. Aus diesem Grund wurde der bestehende Schutz dieses Gebäudes gegen Flugzeugtrümmer (Teilschutz) als ausreichende Vorsorge bewertet.

Im Jahr 2003 durchgeführte Grenzlasteranalysen für den Direktaufprall eines Flugzeuges auf eines der Reaktorgebäude des KKB zeigten auf⁶², dass bei mittleren und erhöhten Aufprallgeschwindigkeiten sogar ein Vollschutz besteht. Selbst bei Durchstanzen der Reaktorgebäudehülle ist aufgrund der inneren, massiven Betonstrukturen noch ein hoher Schutzgrad für die dort befindlichen sicherheitsrelevanten Komponenten vorhanden. Eine weitere wesentliche Erkenntnis war, dass nicht mit dem Eindringen grösserer Treibstoffmengen in das Reaktorgebäude zu rechnen ist. Basierend auf diesen Untersuchungen wurden noch vereinzelte Verbesserungsmassnahmen eingeleitet, um den Eintrag von Rauchgasen in das Notstandsgebäude sicher zu verhindern. Mit den im Rahmen der Ertüchtigung der Notstromversorgung neu zu errichtenden Gebäuden, die gegen Trümmerwirkung ausgelegt werden, wird der Schutz beider Blöcke des KKB gegen Flugzeugabsturz nochmals verbessert. Aus Sicht des ENSI wird ein weitergehender Schutz in Anbetracht der sehr geringen Absturzhäufigkeit als nicht angemessen beurteilt.

Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

Das KKB verfügte ursprünglich nicht über Systeme zur Beherrschung der Folgen schwerer Unfälle innerhalb der Anlage. Um einem Containmentversagen bei schweren Unfällen vorzubeugen, wurden ein Containment-Druckentlastungssystem nachgerüstet sowie passive autokatalytische Rekombinatoren zur Vermeidung explosiver Gasgemische im Containment eingebaut.

Als Hauptunterschied zu einem Kernkraftwerk neuester Bauart verbleibt das Fehlen von in der Auslegung bereits berücksichtigter Systeme zur Beherrschung einer allfälligen Kernschmelze. Mit den ebenfalls nachgerüsteten, zusätzlichen Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Primärkreis, in das Containment und in das Brennelementlagerbecken wurde jedoch die Möglichkeit geschaffen auch im Falle eines Schmelzens des Kerns, die radiologischen Folgen zu mildern. Die diesbezüglichen Strate-

⁶² HSK-AN-4626, Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, März 2003

gien und Massnahmen sind in den KKB-Einsatzhilfen für schwere Unfälle (Severe Accident Management Guidance) festgehalten.

Aus Sicht des ENSI entsprechen die getroffenen Massnahmen gegen schwere Unfälle dem Stand der Nachrüsttechnik und decken die Forderung von Art. 7 Bst. d KEV nach zusätzlichen, vorbeugenden und lindernden Vorkehrungen gegen Störfälle, bei denen radioaktive Stoffe in gefährlichem Umfang freigesetzt werden können, ab.

Neue Gefährdungsannahmen

Der erforderliche Nachweis für die Beurteilung des in Art. 3 der Verordnung des UVEK¹¹ festgelegten Ausserbetriebnahmekriteriums zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3-5 und Art. 96 Abs. 5 StSV wurde vom ENSI im Rahmen des Gutachtens für die unbefristete Betriebsbewilligung des KKB-2 bzw. der periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKB-1 im Jahr 2004 geprüft. Die Ergebnisse der vom Bewilligungsinhaber durchgeführten und vom ENSI als korrekt beurteilten radiologischen Störfallanalysen zeigen auf, dass die Auswirkungen in der Umgebung bei allen auf Basis der gültigen Gefährdungsannahmen untersuchten Störfällen unterhalb der festgelegten Dosisgrenzwerte bleiben.

Gemäss Art. 13 der Verordnung über Gefährdungsannahmen und Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen¹³ müssen die deterministischen Störfallanalysen aufgrund von neuen Erkenntnissen bezüglich Gefährdungsannahmen erneuert werden. Solche Erkenntnisse haben sich bei den seit dem Jahr 2001 durchgeführten Untersuchungen zur standortspezifischen Gefährdung durch Erdbeben ergeben.

Im Rahmen des im Jahre 2004 abgeschlossenen Projektes PEGASOS⁶³ wurden u. a. Unsicherheiten bei den vorhandenen Erdbebendaten als auch bei deren Interpretation systematisch ausgewertet und neue erdwissenschaftliche Erkenntnisse und Messdaten berücksichtigt. Die Resultate von PEGASOS werden im zurzeit laufenden Folgeprojekt PEGASOS Refinement Project (PRP) weiter verfeinert. Die Ergebnisse dieses Projektes werden voraussichtlich im Jahr 2012 vorliegen.

Die Untersuchungen im Rahmen des Projektes PEGASOS zeigen auf, dass die Erdbebengefährdung in der Schweiz in der Vergangenheit unterschätzt wurde. Basierend auf diesen Erkenntnissen legte das ENSI im Juni 2005 verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen für die Schweizer KKW fest und forderte die Bewilligungsinhaber der Schweizer KKW auf, die Möglichkeiten und den Nutzen von risikomindernden seismischen Ertüchtigungen zu untersuchen. Sobald die definitiven Ergebnisse des PRP vorliegen, ist auch der erforderliche Nachweis zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3-5 und Art. 96 Abs. 5 StSV zu erneuern. Dazu ist vorgängig ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, ggf. beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festgelegt werden.

Forderung 5-2

Der Bewilligungsinhaber des KKB hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die sicherheitstechnisch klassierten Anlageteile beider Blöcke den Einwirkungen aus Erdbeben mit ausreichender Sicherheit standhalten. Es sind das im Rahmen des PEGASOS-Projektes ermittelte, mit

⁶³ HSK-AN-6252, Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS), Juni 2007

einer Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr zu erwartende Sicherheitserdbeben sowie das Betriebserdbeben zu berücksichtigen.

Der Bewilligungsinhaber hat die Aktivitätsinventare der Ausrüstungen zu ermitteln, die basierend auf der oben genannten Untersuchung den Einwirkungen aus dem Sicherheitserdbeben bzw. dem Betriebserdbeben nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis unter realistischen Schadensannahmen zu ermitteln und die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 3 bzw. der Kategorie 2 nachzuweisen.

Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, ggf. beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festzulegen sind. Das Konzept ist dem ENSI bis 30. Juni 2011 einzureichen.

Zusammenfassung

Das ENSI kommt zu dem Ergebnis, dass durch das Sicherheitskonzept beider Blöcke des KKB die wirksame und zuverlässige Beherrschung der Auslegungsstörfälle gewährleistet ist. Die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3-5 und Art. 96 Abs. 5 StSV werden nach heutigem Kenntnisstand eingehalten und das zugehörige Ausserbetriebnahmekriterium nach Art. 3 der Verordnung des UVEK über die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken¹¹ wird nicht erreicht. Dieser Nachweis ist unter Berücksichtigung der neu ermittelten Erdbebengefährdungsannahmen zu überarbeiten.

Beide Blöcke des KKB wurden soweit nachgerüstet, wie dies gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist. Mit der geplanten Umstellung der Notstromversorgung beider Blöcke des KKB auf Dieselanlagen und den dargelegten zusätzlichen Verbesserungsmassnahmen sowie mit dem geforderten Nachweis der konsequenten einzelfehler-sicheren Beherrschung eines „2F-Bruchs der Hauptkühlmittelleitung“ wird die Sicherheit beider Blöcke weiter erhöht.

In allen genannten Bereichen hat das KKB zusätzliche Vorsorgemassnahmen zur Verbesserung der Sicherheit getroffen. Die verbleibenden Abweichungen von der Bewilligungsbasis eines neuen Kernkraftwerks betrachtet das ENSI basierend auf den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse als vertretbar (vgl. Kapitel 6).

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 7.2 der vom KKB eingereichten Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre wird der Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks Beznau aus probabilistischer Sicht dargelegt. Die hier vom ENSI verwendeten Kriterien für eine Beurteilung des Sicherheitsstatus und des Langzeitbetriebs aus probabilistischer Sicht sind gemäss Richtlinie ENSI-A06:

- Regelmässige Aktualisierung des PSA-Modells gemäss Vorgaben Kapitel 5 ENSI-A06.
- Sicherheitsniveau:
 - Die Kernschadenshäufigkeit (Englisch: Core Damage Frequency, CDF) für bestehende Kernkraftwerke soll kleiner als $1E-4$ pro Jahr sein¹³. Falls die CDF grösser als $1E-5$ pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.
 - Falls die Häufigkeit früher grosser Freisetzungen im Leistungsbetrieb (Englisch: Large Early Release Frequency, LERF) grösser als $1E-6$ pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.
 - Falls die Brennstoffschadenshäufigkeit (ein Risikomass für die Bewertung der Betriebszustände Stillstand und Schwachlast mit der englischen Bezeichnung: Fuel Damage Frequency, FDF) grösser als $1E-5$ pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und sofern angemessen umzusetzen.
- Ausgewogenheit: Falls eine Ereigniskategorie mehr als $6E-6$ 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 KKB-Dokumente

Das in der Analyse zum Langzeitbetrieb vom KKB zugrunde gelegte PSA-Modell hat den Stand April 2008. Das Modell ist das Resultat einer stetigen Modellpflege sowie der Implementierung von ENSI-Forderungen zur Modellverbesserung. Bei der Analyse von Erdbeben wurden die verschärften Gefährdungsannahmen auf Basis des Projektes PEGASOS (siehe HSK-AN-6252) berücksichtigt. Das KKB stellt die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse für beide Blöcke sowohl für den Volllastbetrieb wie auch den Stillstand in Form einer Kern- bzw. Brennstoffschadenshäufigkeit und einer Freisetzungshäufigkeit dar. Die Darstellung enthält eine Aufschlüsselung der Risikobeiträge nach Störfallgruppen, Hauptereignissen, auslösenden Ereignissen und Unfallsequenzen.

Das KKB zeigt auf, dass die entsprechenden Empfehlungen der IAEA für bestehende Kernkraftwerke, CDF kleiner als $1E-4$ pro Jahr und LERF kleiner als $1E-5$ pro Jahr, von jedem der beiden Blöcke eingehalten werden. Ferner legt das KKB dar, dass aufgrund des störfallfesten Containments für alle Störfälle (ausser Erdbeben) 98 % der zur CDF beitragenden Unfallsequenzen zu keiner Spaltprodukt-Freisetzung oder nur zu einer von den Containmentsystemen kontrollierten, geringen Freisetzung führen.

Hinsichtlich der Ausgewogenheit der Risikobeiträge folgert das KKB, dass mit Ausnahme von Erdbeben keine dominierenden Beiträge vorhanden sind. In der Bewertung hierzu heisst es, dass in der KKB-PSA das Erdbeben einen Sonderfall darstellt, weil es weltweit erstmals nach einem in der PEGASOS-Studie durchgeführten speziellen Verfahren der Stufe 4 analysiert wurde.

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 die Errichtung von Notstandssystemen, den Einbau eines Containment-Druckentlastungssystems, den Einbau von Rekombinatoren zur Vermeidung explosiver Gasgemische im Containment sowie die Realisierung zusätzlicher Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Primärkreis, in das Containment und in das Brennelementlagerbecken.

Weiter werden die PSA-Resultate für die CDF und die FDF des KKB mit denen aus fünf anderen Anlagen verglichen. Das KKB folgert daraus, dass beide Blöcke im internationalen Vergleich aus probabilistischer Sicht ein sicherheitstechnisch hohes Niveau aufweisen.

Beurteilung des ENSI

Die kontinuierliche Modellpflege und Implementierung von Modellverbesserungen haben bewirkt, dass die vom KKB dargestellten PSA-Ergebnisse und durchgeführten PSA-Anwendungen von hoher Aussagekraft sind. Bei der Überprüfung der Analyse von Erdbeben konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass sich die von KKB für die Anlagenbegehungen und Fragilityanalysen eingesetzten Methoden an einem fortschrittlichen Stand der Technik orientieren. Die Analyse basiert zudem auf den verschärften Erdbebengefährdungsannahmen, welche basierend auf den Erkenntnissen aus dem Projekt PEGASOS festgelegt wurden.

Eine mögliche Einschränkung der Aussagekraft betrifft die Stufe-2-PSA zur Ermittlung der LERF von Block 1, in dessen Containment-Stahldruckschale Korrosionsschäden festgestellt wurden. Dieser Befund wurde auch im Rahmen der PSÜ-Pendenz PÜ48 (Übertragbarkeit der PSA-Studien auf KKB-1) behandelt. Das ENSI (bzw. die damalige HSK) kam zu dem Schluss, dass die im Rahmen der PSA-Stufe-2 durchgeführte Containment-Fragilityanalyse für den Block 1 spätestens bei der nächsten PSÜ 2012 unter Berücksichtigung des sich aus den geforderten Untersuchungen ergebenden Containmentzustandes erneuert werden muss.

Insgesamt kommt das ENSI zum Schluss, dass das verwendete PSA-Modell für den Nachweis des Langzeitbetriebs angemessen ist.

Die für beide Blöcke ermittelten CDF-Werte (jeweils ca. $2.4E-5$ pro Jahr) erfüllen das Kriterium (CDF kleiner als $1E-4$ pro Jahr) für bestehende Kernkraftwerke der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen¹³.

Trotz der Nachrüstungen sind sowohl CDF als auch LERF grösser als $1E-5$ bzw. $1E-6$ pro Jahr. In diesem Fall fordert die Richtlinie ENSI-A06 die Identifizierung und, sofern angemessen, die Umsetzung von Massnahmen zur Reduktion des Risikos. Dieser Forderung hat das KKB entsprochen. Das KKB hat Untersuchungen zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus und der Verbesserung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge durchgeführt. Drei Beispiele hierfür sind:

- In einer systematischen Untersuchung sind risikomindernde seismische Ertüchtigungen identifiziert worden.
- Im Zusammenhang mit dem Projekt AUTANOVE (Autarke Notstromversorgung) wurde ein Konzept für risikoreduzierende Anlageänderungen entwickelt und im PSA-Modell abgebildet.

- Im Rahmen einer Überarbeitung der Zuverlässigkeitsanalyse von Operateurhandlungen wurden Verbesserungsmöglichkeiten von Störfallvorschriften identifiziert und umgesetzt.

Die seismischen Ertüchtigungen bewirken eine Reduktion der CDF auf $2.2E-5$ (bzw. der LERF auf $3.6E-6$) pro Jahr. Weitere Untersuchungen zur Risikominderung sind im Gang. Ferner wird auch die Umsetzung des Projektes AUTANOVE das Risiko weiter senken.

Bezüglich des Risikos während Stillstand oder Schwachlast erfüllt jeder der beiden Blöcke (FDF jeweils $3.4E-6$ pro Jahr) deutlich das Kriterium (FDF kleiner als $1E-5$ pro Jahr) der Richtlinie ENSI-A06.

Die CDF-Beiträge der auslösenden Ereignisse sind ausgewogen mit Ausnahme von Erdbeben. Durch Erdbeben ausgelöste Unfallabläufe tragen mehr als 60 % zum Risiko bei. Das KKB hat jedoch Massnahmen identifiziert, welche zur Verringerung des Risikos durch Erdbeben und somit zur Erhöhung der Ausgewogenheit des Risikoprofils beitragen.

Abschliessend kann vom ENSI aufgrund der eingereichten Unterlagen und laufenden Geschäfte (z. B. bezüglich seismischer Ertüchtigungen) festgestellt werden, dass das KKB die probabilistischen Kriterien bzw. die diesbezüglichen Forderungen des schweizerischen Regelwerks erfüllt. Aus probabilistischer Sicht weist jeder der beiden Blöcke einen ausreichend hohen Sicherheitsstatus auf, was insbesondere dadurch zum Ausdruck kommt, dass die Kernschadenshäufigkeit das Kriterium der UVEK-Verordnung¹³ (CDF kleiner als $1E-4$ pro Jahr) deutlich erfüllt. Zudem ist festzuhalten, dass das KKB wirksame Massnahmen zur weiteren Reduzierung des Risikos ergriffen hat.

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

7 Zusammenfassung

Die Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Beznau (KKB) sind seit rund 40 Jahren in Betrieb. Im Rahmen der Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung für den Block 2 bzw. der Sicherheitsüberprüfung für den Block 1 wurden vom Schweizerischen Bundesrat bzw. vom Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) als Aufsichtsbehörde über die schweizerischen Kernanlagen gefordert, dass rechtzeitig vor Ablauf der 40-jährigen Betriebsdauer die Nachweise zu erbringen sind, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile auch bei einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden.

Mitte 2008 reichte der Bewilligungsinhaber des KKB die erforderlichen Nachweise für beide Blöcke beim ENSI ein, die sowohl die materialtechnische Alterung (Alterungsmanagement und zeitlich befristete Nachweise) als auch die konzeptionelle Alterung (deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen) umfassen. Aufgrund der durchgeführten Überprüfung kommt der Bewilligungsinhaber zum Gesamturteil, dass beide Blöcke des KKB sicher über 40 Betriebsjahre hinaus betrieben werden können.

Als Grundlage für die Beurteilung der eingereichten Nachweise dienten dem ENSI internationale Anforderungen der IAEA und die in der Schweiz geltenden gesetzlichen Anforderungen. Insbesondere konzentrierte sich die Bewertung darauf, dass beide Blöcke des KKB die im Kernenergiegesetz und in der Kernenergieverordnung festgelegten Ausserbetriebnahmekriterien in absehbarer Zeit nicht erreichen.

Die HSK (heute ENSI) kam 2004 in ihrer Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für KKB-1 und im Gutachten zum Gesuch der NOK um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für KKB-2 zum Ergebnis, dass beide Blöcke des KKB dank umfassender Nachrüstungen sicherheitstechnisch in einem guten Zustand sind. Der Bewilligungsinhaber des KKB hat sich frühzeitig mit den Anforderungen an einen Langzeitbetrieb über 40 Jahre hinaus beschäftigt und die notwendigen technischen, finanziellen und personellen Massnahmen im Betriebsdauermanagement festgelegt. Diese Massnahmen werden stufenweise umgesetzt, um beide Blöcke sicherheitstechnisch und wirtschaftlich kontinuierlich zu verbessern und den aktuellen Stand der Nachrüsttechnik zu gewährleisten. Besonderes Interesse gilt dabei den Grosskomponenten, die schwer ersetzt werden können und so wesentlich die Lebensdauer eines Kernkraftwerks bestimmen.

Seit 1991 wird vom KKB neben der vorbeugenden Instandhaltung auch ein systematisches Alterungsmanagement durchgeführt. Dabei werden sowohl die materialtechnische wie auch die konzeptionelle Alterung analysiert und überwacht. Folgemassnahmen werden im Rahmen der Instandhaltung umgesetzt. Erkenntnisse aus der Instandhaltung fliessen wiederum in die Alterungsüberwachungsprogramme ein. Das KKB hat inzwischen für sicherheitstechnisch relevante mechanische Komponenten, elektro- und leittechnische Komponenten sowie für Bauwerke die entsprechenden Steckbriefe erstellt, in denen der Zustand der Komponenten und Bauwerke festgehalten und bewertet ist und die bei neuen Erkenntnissen aktualisiert werden.

Aus der Bewertung des ENSI ergeben sich zwei Forderungen, die beide Blöcke des KKB betreffen und Ergänzungen des bestehenden Alterungsüberwachungsprogramms für maschinentechnische Komponenten und Bauwerke zur Absicherung des Langzeitbetriebs beinhalten:

Forderung 3.3-1

Bauteile von Bauwerken der Bauwerksklasse I, die nicht oder nur erschwert zugänglich sind und bei denen ein Ersatz nicht möglich ist, sind vom KKB für beide Blöcke im Rahmen der bautechnischen Alterungsüberwachung speziell zu erfassen und mögliche Alterungsmechanismen an diesen Bauteilen sind zusammenzustellen. Es ist darzulegen, wie mögliche Schäden erkannt werden und welche Auswirkungen diese Schäden auf die Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke haben können. Bei der Gefahr von unzulässigen Auswirkungen sind geeignete Massnahmen zur Gewährleistung des Langzeitbetriebs zu entwickeln. Dem ENSI ist ein Vorgehenskonzept zur Erfüllung dieser Forderung bis 31. März 2011 einzureichen.

Forderung 4.3-1

Im Rahmen der Alterungsüberwachung ist vom KKB jährlich ein aktueller Ermüdungsbericht für alle ermüdungsrelevanten Stellen der Blöcke 1 und 2 zu erstellen und dem ENSI einzureichen (erstmalig am 31. Januar 2011 für das Jahr 2010). Der Ermüdungsbericht hat Angaben zur Transientenbuchhaltung und Ermüdungsüberwachung, vor allem zum jeweils aktuellen sowie auf 60 Jahre extrapolierten Erschöpfungsgrad der ermüdungsrelevanten Komponenten zu enthalten. Bei Beanspruchungen, die nicht vollständig durch die Auslegung abgedeckt sind, ist der Medieneinfluss gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen.

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 beider Blöcke des KKB vorhanden ist.

Für den Langzeitbetrieb des KKB waren folgende zeitlich befristete Nachweise zu erneuern:

- Sprödbruchsicherheitsnachweis für den Reaktordruckbehälter (RDB);
- Ermüdungssicherheit für Rohrleitungen und Behälter;
- Bruchausschluss der Hauptkühlmittelleitungen, und
- Integritätsnachweis der Stahldruckschale.

Alle Nachweise konnten gemäss dem Stand von Wissenschaft und Technik für den auf 60 Jahre Betriebsdauer prognostizierten Materialzustand für beide Blöcke des KKB erfolgreich geführt werden, allerdings mit zwei Einschränkungen für den Block KKB-1. Obwohl die Anlagentechnik und die eingesetzten Werkstoffe der beiden Blöcke KKB-1 und KKB-2 weitgehend identisch sind, gibt es wesentliche Unterschiede im Ausmass der Neutronenversprödung der RDB-Werkstoffe und der Korrosionsschädigung an der Stahldruckschale. Von beiden Alterungsvorgängen ist der Block KKB-1 weit mehr betroffen als der Block KKB-2.

Gemäss den aktualisierten Fluenzberechnungen liegt für den Schmiedering C im Block 1 bereits heute ein relativ hoher Wert der Sprödbruch-Referenztemperatur von 88 °C (für ¼ Wanddicke) vor. Für einen angenommenen Betrieb bis zu 60 Jahren wird voraussichtlich ein Wert von 92 °C erreicht werden, was gerade noch die Anforderungen in der UVEK-Ausserbetriebnahmeverordnung¹¹ erfüllt. Da der Reaktordruckbehälter des Blocks KKB-1 langfristig in einem Materialzustand erhöhter Neutronenversprödung betrieben wird, sind weitergehende Untersuchungen zum Bestrahlungsverhalten des Materials notwendig.

Aufgrund des Ausmasses der Neutronenversprödung des oberen Schmiederinges der Kernzone kann für das KKB-1 der Sprödbruchsicherheitsnachweis für einen Betrieb bis zu 60 Jahren nur unter der

nicht zwingend als konservativ zu bewertenden Annahme erbracht werden, dass der Kühlstreifen der Thermoschock-Beanspruchung bei Azimutposition 30° (Kühlmitteleintritt in den RDB) senkrecht nach unten fließt und nicht in die Zone der höchsten Versprödung bei Azimutposition 0° gelangt. Der Nachweis für das KKB-2 hingegen kann problemlos auch für die Stelle der maximalen Versprödung geführt werden.

Als Ursache für die Korrosionsschäden an der Stahldruckschale, die lokal zu Wanddickenminderungen führen, wird vom KKB der Eintrag von borsäurehaltigem Wasser sowohl auf der Innenseite wie auch der Aussenseite genannt. Die Schäden befinden sich im Übergangsbereich des zylindrischen Teils zur Bodenkalotte der Containment-Stahldruckschale. Die Stahldruckschale ist in diesem Bereich durch den einbettenden Beton verdeckt. Für Block 1 sind die bekannten Korrosionstiefen weit grösser als für Block 2.

In der Stellungnahme kommt das ENSI bezüglich der Korrosion an der Stahldruckschale zum Ergebnis, dass die Informationen zum aktuellen Zustand der Stahldruckschale des Containments nicht ausreichend abgesichert sind. Dies liegt zum Teil an der bisher geringen Anzahl der Messstellen an der Stahldruckschale. Bei dieser Datenlage hat das KKB zur Bewertung der Strukturintegrität der Stahldruckschale sehr konservative Annahmen getroffen (Wanddickenschwächung nicht lokal, sondern gleichmässig umlaufend sowohl auf der Innen- wie auch auf der Aussenseite, Sicherheitszuschläge). Die Berechnungen konnten zeigen, dass unter den Annahmen des KKB die Mindestwandstärke für den Langzeitbetrieb nicht unterschritten wird und das Abschaltkriterium für die Stahldruckschale in der Verordnung des UVEK zur vorläufigen Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken nicht erfüllt ist.

Für den Block 1 des KKB sind nachfolgende Überprüfungen am Reaktordruckbehälter und der Stahldruckschale erforderlich:

Forderung 4.1-1

Das KKB wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 1. April 2011 ein Konzept einzureichen, das die Planung sowie die Grundlagen der Prüfung und Auswertung weiterer Probensätze zur Untersuchung des Bestrahlungsverhaltens der RDB-Werkstoffe beinhaltet. Dabei ist die Auswertung der Ergebnisse sowohl nach dem klassischen RT_{NDT} - wie auch nach dem modernen RT_{To} -Konzept zu berücksichtigen. Für den Block KKB-1 sind aufgrund des relativ hohen Versprödungsgrades des Schmiederinges C erweiterte Untersuchungen vorzunehmen, um die Ergebnisse abzusichern.

Forderung 4.2-1

Aus den Thermoschock-Analysen wurde als maximal zulässige Referenztemperatur $RT_{PTS} = 93^\circ\text{C}$ zur Einhaltung der Bedingungen zum Ausschluss von Sprödbruch für die höchst belasteten Stellen des Reaktordruckbehälters (RDB) des Blocks 1 bestimmt. Für einen Azimutwinkel von 0° werden für den Grundwerkstoff Ring C jedoch Referenztemperaturen von bis zu 96°C an der Oberfläche des RDB nach 60 Betriebsjahren extrapoliert. Es ist daher bis 31. Dezember 2011 von KKB für den RDB des Blocks 1 der Nachweis zu führen, dass die betrachteten Thermoschock-Bedingungen nicht bei einem Azimutwinkel von 0° auftreten können.

Forderung 4.5-1

Das KKB wird aufgefordert, bis 30. Juni 2011 Untersuchungen durchzuführen, die auf Basis der in der Vergangenheit herrschenden elektrochemischen Bedingungen die möglichen Korrosionsschäden an der Stahldruckschale des Blocks 1 beurteilen. Dabei sind Szenarien für unterschiedliche Korrosionsprofile und Korrosionsraten den bisherigen Wanddickenmessungen an der Stahldruckschale gegenüberzustellen. Die Annahmen zu den prognostizierten Korrosionsraten sind auf Basis der nachzuweisenden Wirksamkeit der Abhilfemassnahmen und den relevanten Lastfällen für den zukünftigen Betrieb abzusichern. Die Ergebnisse sind dem ENSI einzureichen. Basierend auf diesen Untersuchungen hat das KKB im Hinblick auf den Langzeitbetrieb das weitere Instandhaltungskonzept für die Stahldruckschale festzulegen (u. a. Umfang und Lage der Messstellen, Erfolg der Abhilfemassnahmen, neue direkte Messtechniken).

Für die weiteren in der Kernenergieverordnung genannten Ausserbetriebnahmekriterien zum Integritätserhalt des Primärkreises und der Betonhülle des Containments als weitere Rückhaltebarrieren bedarf es nach Beurteilung des ENSI keiner ergänzenden Nachweise im Hinblick auf den Langzeitbetrieb beider Blöcke des KKB.

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass durch das Sicherheitskonzept beider Blöcke des KKB die wirksame und zuverlässige Beherrschung der Auslegungsstörfälle gewährleistet ist. Beide Blöcke des KKB wurden soweit nachgerüstet, wie dies gemäss Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist. Mit der geplanten Umstellung der Notstromversorgung beider Blöcke des KKB auf Dieselanlagen und den dargelegten zusätzlichen Verbesserungsmassnahmen wird die Sicherheit beider Blöcke weiter erhöht.

Auch wenn die konsequente Beherrschung eines Einzelfehlers bei Auslegungsstörfällen gesetzlich nur für Neuanlagen gefordert wird, stellt die fehlende Einzelfehlersicherheit bei einem „2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ eine Abweichung von einem zentralen Auslegungsgrundsatz dar, die aus Sicht des ENSI im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb beider Blöcke des KKB zu beheben ist.

Forderung 5-1

Der Bewilligungsinhaber des KKB hat eine technische Machbarkeitsstudie zur konsequenten Beherrschung eines Einzelfehlers bei einem „2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ auszuarbeiten und dem ENSI bis 30. Juni 2011 einzureichen.

Die verbleibenden Unterschiede zu einem Kernkraftwerk neuester Bauart betrachtet das ENSI basierend auf den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse als vertretbar.

Mit den deterministischen Störfallanalysen konnte das KKB nachweisen, dass die Dosisgrenzwerte nach Art. 94 Abs. 3-5 und Art. 96 Abs. 5 StSV nach dem heutigen Kenntnisstand eingehalten werden und das zugehörige Ausserbetriebnahmekriterium nicht erreicht wird. Die Untersuchungen im Rahmen des Projektes PEGASOS zeigen jedoch auf, dass die Erdbebengefährdung in der Schweiz in der Vergangenheit unterschätzt wurde. Der Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte ist deshalb unter Berücksichtigung der neu ermittelten Erdbebengefährdungsannahmen zu überarbeiten.

Forderung 5-2

Der Bewilligungsinhaber des KKB hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die sicherheitstechnisch klassierten Anlageteile beider Blöcke den Einwirkungen aus Erdbeben mit ausreichender Sicherheit standhalten. Es sind das im Rahmen des PEGASOS-Projektes ermittelte, mit einer Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr zu erwartende Sicherheitserdbeben sowie das Betriebserdbeben zu berücksichtigen.

Der Bewilligungsinhaber hat die Aktivitätsinventare der Ausrüstungen zu ermitteln, die basierend auf der oben genannten Untersuchung den Einwirkungen aus dem Sicherheitserdbeben bzw. dem Betriebserdbeben nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis unter realistischen Schadensannahmen zu ermitteln und die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 3 bzw. der Kategorie 2 nachzuweisen.

Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, ggf. beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungs-schritte festzulegen sind. Das Konzept ist dem ENSI bis 30. Juni 2011 zur Abstimmung einzureichen.

Das vom KKB verwendete PSA-Modell ist aus Sicht des ENSI für den Nachweis des zuverlässigen Langzeitbetriebs angemessen. Das Risikoprofil der Anlage wird von Erdbeben dominiert. Die für beide Blöcke ermittelten Werte für die Kernschadenshäufigkeit (CDF jeweils ca. $2.4E-5$ pro Jahr) erfüllen die Kriterien für bestehende Kernkraftwerke (CDF kleiner als $1E-4$ pro Jahr) jedoch nicht für neue Kernkraftwerke (CDF kleiner als $1E-5$ pro Jahr). Die vom KKB deshalb eingeleiteten Massnahmen zur Umsetzung der gesetzlichen Forderungen nach einer weiteren Reduktion des Risikos und der Verbesserung der Ausgewogenheit des Risikoprofils sind aus Sicht des ENSI angemessen.

Abschliessend stellt das ENSI fest, dass keine sicherheitstechnischen Einwände gegen einen Betrieb beider Blöcke des KKB über 40 Jahre hinaus bestehen. Auf der Basis des heutigen Kenntnisstandes werden die in der UVEK-Verordnung festgelegten Ausserbetriebnahmekriterien in den darauf folgenden 10 Betriebsjahren weder im Block 1 noch im Block 2 des KKB erreicht.

Brugg, den 30. November 2010

Der Direktor:



Dr. Hans Wanner

Der Projektleiter



Dr. Dietmar Kalkhof

ENSI 14/1400

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, Fax +41 (0)56 460 84 99, www.ensi.ch