

RSK/ESK-GESCHÄFTSSTELLE

RSK-INFORMATION

Nummer: RSK 437

Datum: 16.05.2011

STELLUNGNAHME

Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)

INHALT

| | | |
|------------|--|-----------|
| 1 | Zusammenfassende Bewertung und Empfehlungen | 3 |
| 2 | Veranlassung und Beratungsauftrag | 16 |
| 3 | Beratungsablauf | 17 |
| 4 | Beratungsgang | 17 |
| 4.1 | Vorläufige Erkenntnisse aus dem Ereignisablauf in Japan und abgeleiteter Überprüfungsbedarf für deutsche Anlagen | 17 |
| 4.2 | Vorgehensweise bei der Überprüfung | 20 |
| 5 | Bewertungskriterien der Reaktor-Sicherheitskommission zur Robustheit der Anlagen gegenüber höheren Einwirkungen als bisher berücksichtigt. | 20 |
| 6 | Themenbezogene Ergebnisse der Überprüfung, spezifische Bewertungskriterien sowie Bewertung der Ergebnisse auf Basis der Bewertungskriterien | 23 |
| 6.1 | Vorbemerkung | 23 |
| 6.2 | Naturbedingte Einwirkungen von außen | 23 |
| 6.2.1 | Erdbeben | 23 |
| 6.2.2 | Hochwasser | 37 |
| 6.2.3 | Sonstige naturbedingte Einwirkungen (einschließlich Klimaeinflüsse) | 44 |
| 6.3 | Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate | 44 |
| 6.3.1 | „station blackout“ (SBO) | 44 |
| 6.3.2 | Langandauernder Notstromfall | 56 |

| | | |
|------------|--|------------|
| 6.3.3 | Ausfall Nebenkühlwasser | 57 |
| 6.4 | Robustheit von Vorsorgemaßnahmen..... | 68 |
| 6.5 | Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen..... | 77 |
| 6.6 | Zivilisatorisch bedingte Ereignisse | 83 |
| 6.6.1 | Flugzeugabsturz | 83 |
| 6.6.2 | Gasfreisetzung..... | 106 |
| 6.6.2.1 | <i>Explosionsdruckwelle</i> | <i>106</i> |
| 6.6.2.2 | <i>Brennbare Gase</i> | <i>109</i> |
| 6.6.2.3 | <i>Toxische Gase.....</i> | <i>110</i> |
| 6.6.3 | Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf den Nachbarblock..... | 110 |
| 6.6.4 | Terroristische Einwirkungen..... | 111 |
| 6.6.4.1 | <i>Verletzung von vitalen Funktionen in Abhängigkeit vom Aufwand für die Zerstörung.....</i> | <i>111</i> |
| 6.6.4.2 | <i>Angriffe von außen auf rechnerbasierte Steuerungen und Systeme.....</i> | <i>112</i> |
| 7 | Unterlagen | 113 |
| 8 | Abkürzungsverzeichnis..... | 114 |

1 Zusammenfassende Bewertung und Empfehlungen

Der Deutsche Bundestag hat die Bundesregierung im Zusammenhang mit den Ereignissen in der japanischen Anlage Fukushima-I am 17.03.2011 aufgefordert,

...

eine umfassende Überprüfung der Sicherheitsbestimmungen für die deutschen Kernkraftwerke durchzuführen. Dazu soll eine unabhängige Expertenkommission beauftragt werden, eine neue Risikoanalyse aller deutschen Kernkraftwerke und kerntechnischen Anlagen unter Einbeziehung der vorliegenden Erkenntnisse über die Ereignisse in Japan – insbesondere auch mit Blick auf die Sicherheit der Kühlsysteme und der externen Infrastruktur – sowie anderer außergewöhnlicher Schadensszenarien vorzunehmen¹;

...

Das Bundesumweltministerium hat am 17.03.2011 die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) in ihrer 433. Sitzung aufgefordert, einen Anforderungskatalog für eine Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke zu erstellen und die Ergebnisse der auf dieser Basis durchgeführten Überprüfungen zu bewerten. Dabei sollen die Erkenntnisse aus dem Unfallablauf in Japan insbesondere im Hinblick darauf berücksichtigt werden, ob die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert sind und wie robust die deutschen Kernkraftwerke gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind. Gemäß Auftrag des BMU sollte der Bericht der RSK zum 15.05.2011 vorgelegt werden.

Die RSK hat im Rahmen der hiermit vorgelegten anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung deutscher Kernkraftwerke eine Robustheitsbewertung für ausgewählte wesentliche Aspekte vorgenommen. Die RSK hat noch keine Überprüfung vorgenommen, inwieweit die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert sind.

Wesentliche Erkenntnisse aus dem Unfallablauf in Japan

Die Reaktor-Sicherheitskommission hat die folgenden vorläufigen Erkenntnisse aus dem Unfall in Japan, der sowohl in Betrieb als auch in Revision befindliche Anlagen betroffen hat, gewonnen. Dabei ist festzustellen, dass bis heute nicht alle Aspekte des Unfallablaufs, der Auslegungsvorgaben (Anwendung des japanischen Regelwerks), der Vorgehensweise zur Nachführung der Anlagen an neue Erkenntnisstände sowie Umfang und Inhalt von Notfallprozeduren in Fukushima I geklärt sind. Es zeichnen sich jedoch insbesondere folgende Punkte ab, die hinsichtlich einer Bewertung der Robustheit eines gestaffelten Sicherheitskonzepts bedeutsam sind.

Durch das Erdbebenereignis in Japan gab es Schäden an der Infrastruktur und damit auch weiträumige Netzausfälle. Die Sicherheitssysteme in den Kernkraftwerken Fukushima I haben nach bisherigen

¹ 96. Sitzung des Deutschen Bundestages vom 17.03.2011; Entschließungsantrag der Fraktionen der CDU/CSU und FDP zu der Abgabe einer Regierungserklärung durch die Bundeskanzlerin zur Aktuellen Lage in Japan, Drucksache 17/5048

Erkenntnissen ihre Funktion zur Sicherstellung der Notstrom- und Kühlwasserversorgung zunächst aufrecht erhalten können.

Mit der Einwirkung des ca. eine Stunde später auftretenden Tsunami fielen sowohl die Notstromversorgung, mit Ausnahme der Batterien, als auch das Nebenkühlwasser aus, außerdem traten weitere Schäden an der Infrastruktur auf. Nach den vorliegenden Informationen ist dies durch eine unzureichende Auslegung dieser Anlagen gegen Tsunami Einwirkungen begründet. Die Tsunami-Lasten führten zu gravierenden Folgen in Fukushima I, weil wichtige Sicherheitssysteme wie die Notstromerzeugung und die Nebenkühlwasserversorgung nicht ausreichend überflutungssicher aufgebaut waren. In Fukushima I sind die zwei pro Block vorhandenen Notstromgeneratoren im Untergeschoss des Maschinenhauses untergebracht, so dass bei Überflutung des Anlagengeländes und des Maschinenhauses ein Ausfall der Notstromgeneratoren zwangsläufig erfolgte.

Die Druckentlastung der Reaktorkühlsysteme, um eine Einspeisung mit Feuerlöschpumpen zu ermöglichen, erfolgte mit Blick auf das Vermeiden von Kernschäden deutlich zu spät. Ob dies an unzureichenden organisatorischen Strukturen, Notfallprozeduren oder an unzureichender Personalkapazität aufgrund der Tsunami-Folgen oder auch anderen Einflüssen lag, kann nach dem gegenwärtigen Informationsstand nicht beurteilt werden. Die zu späte Druckentlastung und Bespeisung mit Feuerlöschpumpen war für Fukushima I, Block 1 bis 3, dann wesentlich für Kernschäden mit der Folge von Wasserstoffbildung und Verlust mindestens einer Aktivitätsbarriere in mehreren Blöcken. Mehrere Explosionen haben sowohl Barrierenfunktionen und eventuell auch weitere Sicherheitseinrichtungen zerstört und zur Verschlimmerung des Unfallablaufs beigetragen. Hinsichtlich der Organisation und Wirksamkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen war die Zerstörung der Infrastruktur nicht hinreichend berücksichtigt worden.

Offensichtlich waren Einrichtungen und Maßnahmen, um Wasserstoffexplosionen in den Gebäuden zu vermeiden (Venting, Rekombinatoren, Dichtheit der Systeme, Barrieren), nicht wirksam oder nicht vorhanden.

Die Unverfügbarkeit von Strom- und Kühlwasserversorgung führte darüber hinaus zum Ausfall der Kühlung von abgebrannten Brennelementen in den Brennelementlagerbecken mit der Folge weiterer Aktivitätsfreisetzungen aus Brennelementen, die sich teilweise schon sehr lange außerhalb des Reaktordruckbehälters befanden.

Vorgehensweise bei der Robustheitsprüfung

Die RSK hat einen „Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“ aufgestellt. Zur Einordnung der Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung hat die RSK für die darin genannten Überprüfungsthemen gestufte Kriterien zur Robustheit definiert, die für die Bewertung herangezogen werden (im folgenden Bewertungskriterien genannt).

Eine derartige Überprüfung der Anlagen hinsichtlich ihres Verhaltens bei gegenüber der Auslegung höheren Einwirkungen und bei postulierten Unverfügbarkeiten von Sicherheitssystemen im Sinne eines Stresstest wird erstmalig vorgenommen. Die von der Reaktor-Sicherheitskommission aufgestellten Bewertungskriterien dienen allein einer themenspezifischen Differenzierung hinsichtlich der vorhandenen Reserven und stellen keine Regelwerksanforderungen dar. Im Rahmen dieser ersten Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission konnten diese Bewertungskriterien bei der zur Verfügung stehenden Zeit hinsichtlich der quantitativen Ansätze nicht auf Basis wissenschaftlicher Grenz betrachtungen generiert, sondern im Wesentlichen nur postuliert werden.

Ebenso konnten die verschiedenen Ansätze in den Bewertungskriterien nicht systematisch hinsichtlich ihrer Konsistenz untereinander sowie im Hinblick auf ihre Bedeutung für das bestehende gestaffelte Sicherheitskonzept der Anlagen überprüft werden. Die Sachverhalte müssen demzufolge immer themenspezifisch bewertet werden. Die RSK hält deshalb summarische oder kompensatorische Bewertungen für methodisch nicht korrekt.

Zudem wurden die Bewertungskriterien erstmalig und in einem sehr engen Zeitrahmen erstellt und lagen somit zum Beginn der Überprüfung noch nicht vor. Aufgrund dieser Bedingungen sind die zu Beginn generierten Fragelisten nicht in allen Fällen auf die Bewertungskriterien abgestimmt. Aus diesem Grunde lagen zum Bewertungszeitpunkt nicht zu allen Bewertungskriterien Antworten der Betreiber vor oder die Antworten waren nicht hinreichend auf die Bewertungskriterien ausgerichtet.

Der RSK wurden viele Informationen in heterogener Form zur Verfügung gestellt. Auf Basis dieser Informationsaufbereitung konnte zum jetzigen Zeitpunkt keine durchgehend belastbare Zuordnung zu den Robustheitslevel oder Schutzgraden erfolgen. In den hier vorliegenden Ergebnissen der Robustheitsüberprüfung wurde deshalb häufig ein weiterer Untersuchungs- oder Bewertungsbedarf ausgewiesen.

Bei den Bewertungskriterien wurde eine Staffelung vorgenommen. Je höher die Reserven gegen Einwirkungen auf die Anlage hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele ausgewiesen werden können, umso höher ist der Robustheitsgrad. Dabei wird im Rahmen der Robustheitsüberprüfung unterschieden zwischen **Robustheitslevel** für naturbedingte Einwirkungen, Postulate, Vorsorgemaßnahmen und Notfallmaßnahmen und **Robustheitsschutzgraden** für die gemäß dem RSK Anforderungskatalog ergänzend zu betrachtenden zivilisatorisch bedingten Einwirkungen.

Das Konzept der Auslegung deutscher Kernkraftwerke basiert prioritär auf dem Grundsatz der Vermeidung von Ereignissen oder sicherheitsrelevanten Auswirkungen bei Ereignissen. Dies bedeutet, dass hinsichtlich Redundanz, Diversität sowie Barrieren die Ausführungen mit fortschreitenden Reaktorgenerationen tendenziell höheren Anforderungen genügen. Aus diesem Grunde sind die Ausführungen in den Anlagen hinsichtlich der Robustheit unterhalb der hier beschriebenen Bewertungskriterien auch unterschiedlich. Hierauf wird bei der Bewertung in der Regel nicht eingegangen.

Als Basis der Robustheitsüberprüfung setzt die RSK voraus, dass die Anlagen dem aktuellen genehmigten Zustand entsprechen und die in den regelmäßig gemäß AtG durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen oder

aufgrund anderer Aufsichtsvorgänge als sicherheitstechnisch wichtig identifizierten Verbesserungsmaßnahmen vollständig umgesetzt sowie ggf. identifizierte Nachweisdefizite behoben sind. Zu diesen Voraussetzungen zählt auch, dass präventive und mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen entsprechend den Empfehlungen der RSK und dem Stand der Technik in Deutschland umgesetzt und entsprechende Prozeduren im Notfallhandbuch bereit stehen und regelmäßig geübt werden. Eine Überprüfung ob diese Voraussetzungen vorliegen, wurde im Rahmen dieser Robustheitsprüfung seitens der RSK nicht vorgenommen. Die Bestätigung der Erfüllung dieser Voraussetzungen gehört zu den regelmäßigen Aufgaben der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden.

Da eine Aussage über die Robustheit der Anlagen ganz wesentlich auch davon bestimmt wird, inwieweit diese Voraussetzungen tatsächlich erfüllt sind, empfiehlt die Reaktor-Sicherheitskommission, dass die zuständigen Aufsichtsbehörden den Stand der Umsetzung in den einzelnen Anlagen aufzeigen.

Bei den Bewertungskriterien werden in der Regel themenspezifisch jeweils drei Level bzw. drei Schutzgrade definiert. Ziel ist dabei, die Sicherstellung der erforderlichen Funktionen zur Vermeidung von „cliff edge“ Bedingungen (z. B. mit Folge massiver Brennelementschäden, Freisetzungen mit erforderlichen Evakuierungen) abzufragen.

Bei der differenzierten Darstellung der Robustheitsgrade werden neben deterministischen Kriterien wie Erhöhung der Einwirkung, Diversitäts- oder Redundanzanforderungen auch probabilistische Kriterien, wie die Eintrittshäufigkeit von Ereignissen, soweit diese belastbare Kriterien bilden, herangezogen. Bei dem höchsten Level 3 wird eine Verletzung der Schutzziele praktisch ausgeschlossen.

Die Bewertung der Robustheit der Anlagen basiert auf der Einhaltung themenspezifisch definierter Basislevel.

Bei den zivilisationsbedingten Einwirkungen werden Schutzgrade für die Kriterien definiert. Der Begriff „Schutzgrad“ wurde von der RSK bereits 2001 für die Betrachtung der Sicherheit gegen den Absturz von Großflugzeugen eingeführt. Die von den anderen Ereignissen/Postulaten abweichende Definition ist auch deshalb zielführend, da international und europaweit zivilisationsbedingte Einwirkungen insbesondere unter Berücksichtigung terroristischer Einwirkungen getrennt bewertet werden.

Bewertung

Unter Berücksichtigung der vorliegenden Informationen und des betrachteten Themenumfanges kann für die deutschen Kernkraftwerke anlagenunabhängig bei einem direkten Vergleich mit den Ursachen und Folgen der Unfälle in Fukushima I festgestellt werden:

Initiiierende Ereignisse, die zu derartigen Tsunami führen können, sind nach dem jetzigen Kenntnisstand für Deutschland praktisch ausgeschlossen. In Fukushima I lag eine zu geringe Auslegung der Anlagen gegen einen Tsunami mit einer auf Basis vorliegender Literatur zu betrachtenden Ereignishäufigkeit von ca. $10^{-3}/a$ vor. Im Bereich der naturbedingten Einwirkungen von Außen sind für deutsche Kernkraftwerke für

Eintrittshäufigkeiten von ca. $10^{-3}/a$ die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigenden Einwirkungen, insbesondere solche die zu „cliff edge“ Effekten führen können, durchgehend in der Auslegung berücksichtigt.

Die Stromversorgung der deutschen Kernkraftwerke ist durchgehend robuster als in Fukushima I. Alle deutschen Anlagen haben mindestens eine zusätzlich gesicherte Einspeisung und mehr Notstromaggregate, wobei mindestens zwei davon gegen äußere Einwirkungen geschützt sind.

Naturbedingte Einwirkungen

Die RSK ist der Auffassung, dass im Hinblick auf die **Erdbebenauslegung** z. T. erhebliche Reserven bestehen und die von den Betreibern diesbezüglich vorgebrachten Argumente grundsätzlich plausibel sind. Hintergrund dieser Einschätzung sind u. a. die in der Berechnungskette enthaltenen Konservativitäten und die Kenntnisse zu den bislang für einzelne Anlagen durchgeführten seismischen PSA. Die RSK sieht das Potential für Reserven in Höhe einer Intensitätsstufe.

Es konnte aus den Unterlagen nicht explizit erkannt werden, ob alle Zustände des Nichtleistungsbetriebs betrachtet wurden (z. B. gefluteter Flutraum bei BE-Wechsel). Die RSK hält es für erforderlich, dass zu diesem Thema die Diskussion aufgenommen wird. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Es gibt neuere Kurven für die Ermittlung von Überschreitungswahrscheinlichkeiten für Erdbebenbeschleunigungen an konkreten Standorten, die aus einer im Internet verfügbaren Serviceleistung des Erdbebenzentrums Potsdam resultieren. Die RSK hält es für erforderlich, dass zu diesem Thema die Diskussion aufgenommen wird. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Für die Erfüllung der Robustheitskriterien zu Einwirkungen durch **Hochwasser** hat die Bewertung der RSK für alle Anlagen ergeben, dass signifikante Auslegungsreserven gegenüber dem nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik geforderten 10.000 jährlichem Hochwasser bestehen. Die Höhe der Reserven ist anlagenspezifisch unterschiedlich. Eine abschließende Beurteilung darüber, welche Bedeutung diese Unterschiede haben, ist in diesem ersten Schritt der Sicherheitsüberprüfung nicht möglich, da die Kriterien standortspezifische Gegebenheiten für einen Anstieg des Abflusses bzw. die Erhöhung des Wasserstandes insbesondere auch unter der Würdigung der Überschreitenswahrscheinlichkeiten nicht berücksichtigen.

Bei mehreren Anlagen ist die Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei den hier betrachteten Wasserständen eingeschränkt. Bei einigen Anlagen ist das Gelände bereits beim Bemessungshochwasser überflutet. Die RSK empfiehlt in solchen Fällen, dass im Aufsichtsverfahren die Gewährleistung der Sicherheit der Anlage bei einem länger andauernden Hochwasser zu überprüfen ist.

Aufgrund fehlender Angaben konnte die RSK den Schutz von Kanälen und die Aufschwimmsicherheit von Gebäuden unter diesen erhöhten Einwirkungen nicht betrachten.

Die Anlagen Biblis A und B sowie Emsland werden aufgrund ihrer topographischen Lage und Anlagengestaltung von der Reaktor-Sicherheitskommission in den höchsten Robustheitslevel 3 eingestuft. Die Anlagen Isar 2 und Krümmel erreichen in der Bewertung den Level 2. Die Anlage Isar 1 erfüllt den Level 1. Alle weiteren Anlagen können den Level 1 oder höher erreichen, wenn entsprechende Nachweise vorgelegt werden. Die Anlage Unterweser kann gemäß den vorliegenden Unterlagen die Kriterien des Level 1 nicht erreichen.

Da **sonstige naturbedingte Ereignisse** hinsichtlich ihrer Einwirkungen auf die sicherheitstechnisch wichtigen Baustrukturen und die vitalen Funktionen durch andere betrachtete Einwirkungen von außen und durch die Berücksichtigung der erweiterten Postulate weitgehend abgedeckt sind, muss nach Auffassung der Reaktor-Sicherheitskommission die Analyse und Bewertung nicht in dieser Sicherheitsüberprüfung erfolgen und ist damit nicht Gegenstand dieser Stellungnahme.

Postulate

Die Unfallbeherrschung und die Begrenzung der Unfallfolgen im japanischen Kernkraftwerk Fukushima I ist wesentlich durch den Verlust zunächst des Stromnetzes und aller Notstromdiesel (Station Blackout – SBO) und später der Gleichspannungsversorgung über die Batterien sowie durch den lang andauernden Verlust des Nebenkühlwassers erschwert worden.

Die RSK hat deshalb bei der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung (Stress Test) die Robustheit der deutschen Anlagen gegen den Eintritt eines SBO, bzw. bei einem lang andauernden (> 2 Stunden) SBO sowie bei unterstelltem Verlust des Nebenkühlwassers abgeprüft. Sie hat darüber hinaus untersucht, wie robust die Anlagen bei einem lang andauernden (> 72 Stunden) Notstromfall sind.

Bei der Bewertung der Antworten der Betreiber auf die Fragen zum „**langandauernden SBO**“ an Hand der Robustheitskriterien hat sich die RSK auf den Leistungsbetrieb als Ausgangszustand beschränkt.

Bei den Anlagen Biblis A und B, GKN 1, Isar 1 sowie Krümmel wird die Erfüllung des Levels 1 mit der Vorlage weiterer Nachweise für möglich gehalten. Dabei geht es insbesondere um zusätzliche Nachweise zur Bestätigung der Wirksamkeit weiterer Netzanschlüsse oder einer Querverbindung zum Nachbarblock.

Die Konvoi und Vor-Konvoi Anlagen verfügen neben den D1-Dieseln (Basislevel) über diversitäre und redundant vorhandene D2-Notspeisediesel für die Dampferzeuger-Bespeisung und die Stromversorgung zur Aufrechterhaltung weiterer vitaler Funktionen. Die D2- Notspeisediesel sind gegen EVA, inklusive Flugzeugabsturz geschützt. Daher erfüllen diese Anlagen die Robustheitskriterien gemäß Level 2.

Alle anderen Anlagen erfüllen den Robustheitslevel 2 durch diversitäre, redundant vorhandene Notstandsdiesel oder durch Notstandssysteme zur Nachwärmeabfuhr in Kombination mit einer Notstromversorgung aus dem Nachbarblock, bzw. einem weiteren Netzanschluss. Der Schutz gegen Einwirkungen von außen, einschließlich Flugzeugabsturz wird in diesen Fällen ebenfalls durch bauliche Maßnahmen oder durch räumliche Trennung der verschiedenen Notstromversorgungseinrichtungen erlangt.

Die Betreiber aller DWR und SWR haben Informationen bzgl. Batteriekapazitäten, verfahrenstechnischen Maßnahmen zur Kernkühlung und Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung geliefert. Die Angaben zu den Entladezeiten der Batterien sind bislang zumeist nicht ausreichend, um zu bewerten, ob damit in Verbindung mit verfahrenstechnischen Maßnahmen bei komplettem Ausfall der Drehstromversorgung die vitalen sicherheitstechnischen Funktionen über einen längeren Zeitraum, 10 Stunden oder mehr, erfüllt werden können.

Die Bewertung der Antworten der Betreiber auf die Fragen zum „**langandauernden Notstromfall**“ ergibt, dass nach Angaben der Betreiber vertragliche Festlegungen oder mündliche Absprachen zu Lieferungen von Hilfs- und Betriebsstoffen vorliegen. Zu Zeiten für die Anlieferung von Hilfs- und Betriebsstoffen wie auch zur Berücksichtigung von naturbedingten EVA-Schäden gibt es zumeist keine Ausführungen.

Die Betreiber weisen zum Teil erhebliche Öl- und Kraftstoffvorräte auf dem Anlagengelände aus. Bei einigen Anlagen ist damit der Betrieb der Notstromdiesel über mehrere Wochen möglich. Aussagen zum Schutz dieser Stoffe gegen naturbedingte EVA und zum gesicherten Transport liegen nicht vor.

Bis auf wenige Ausnahmen haben alle Anlagen Zugriff auf mobile Notstromaggregate im Umfeld der Anlage. In diesen Fällen liegen die Zeiten bis zur Verfügbarkeit der mobilen Notstromaggregate deutlich unter 72 Stunden.

Für den postulierten **Ausfall des Nebenkühlwassers** liegen für die Bewertung der Robustheit der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken nicht durchgehend Aussagen vor. Gemäß dem Anforderungskatalog der Reaktor-Sicherheitskommission bedürfen diese einer spezifischen Überprüfung, die aber aufgrund der Unterlagentiefe und des zeitlichen Rahmens in dieser Stellungnahme nicht geleistet werden konnte.

Zudem wurde ein Teilaspekt bei den Ausfallannahmen, nämlich der vollständige Ausfall des Kühlwasserrücklaufes in Bereichen mit GVA-Potential (z.B. Einführung der Kühlwasserrücklaufleitungen in ein Gebäude) durch die vorgelegten Antworten der Betreiber in der Regel nicht abgehandelt. Die RSK empfiehlt, dass bei vorhandenen GVA-Potentialen entsprechende Notfallmaßnahmen in den betroffenen Anlagen für alle Betriebsphasen vorgesehen werden. Bei der Bewertung der Erfüllung der Anforderungen des Level 1 wurde dieser Aspekt aufgrund der fehlenden Datenbasis nicht berücksichtigt.

Die anlagenbezogene Bewertung ergab, dass alle Anlagen den Ausfall des Nebenkühlwassers durch entsprechende Notfallmaßnahmen beherrschen (Level 1). Die Anlagen GKN 2, KKE und KKP 2 verfügen über diversitäre Wärmesenken (Level 2). Bei den Anlagen KKB und KKP1 sind unabhängige diversitäre und redundante Nebenkühlwasserstränge zum Erhalt der vitalen Funktionen vorhanden (Level 3).

Robustheit von Vorsorgemaßnahmen

Unter Vorsorgemaßnahmen werden die Maßnahmen verstanden, die für Störfallbetrachtungen als nicht ausgefallen bewertet werden. Kann deren Versagen bei der Robustheitsbewertung praktisch nicht ausgeschlossen werden, so birgt deren Versagen ein Potential für „cliff edge“ Effekte.

Auf Grund des sehr spezifischen Charakters von Vorsorgemaßnahmen (VM) muss eine der jeweiligen VM angemessene spezifische Bewertung vorgenommen werden. In vielen Fällen war eine Bewertung einzelner VM Maßnahmen anhand der RSK Bewertungskriterien (Level) auf Basis der verfügbaren Informationen und angesichts der Kürze der zur Verfügung stehenden Zeit nicht möglich. Die nachfolgenden Feststellungen können daher nur als erster und vorläufiger Schritt einer Gesamtbewertung angesehen werden. In den Betrachtungsumfang dieser Stellungnahme wurden im Wesentlichen VM Maßnahmen zur Verhinderung von Überflutungen behandelt. Dabei wurden DWR und SWR getrennt bewertet.

Für DWR Anlagen wurde festgestellt, dass Überflutungen im Sicherheitsbehälter wegen ausreichender volumenmäßiger Dimensionierung des Reaktorgebäudesumpfes nicht zum Verlust von vitalen Funktionen führen. Dadurch ist für alle Anlagen der Level 3 erfüllt.

Überflutungen im Reaktorgebäude-Ringraum von DWR können zum Verlust vitaler Funktionen führen, wenn der cliff edge Höhenstand überschritten wird. Eine Beherrschung dieser Situation durch Notfall- oder höherwertige Maßnahmen wurde bis auf den Standort Biblis nicht ausgewiesen. Es wurde nicht geprüft, in wie fern für diese bei Biblis vorhandenen Notstandsmaßnahmen Eingriffe in den überfluteten Bereichen des Ringraums erforderlich sind.

Die RSK wird wegen der Bedeutung der generischen Aspekte zu „Ringraumüberflutung in DWR-Anlagen“ eine vertiefende Betrachtung in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Die Fragen zu den anderen im Betrachtungsumfang enthaltenen Vorsorgemaßnahmen sind seitens der Betreiber mit sehr unterschiedlichem Tiefgang beantwortet worden. Auf dieser Basis konnte eine belastbare Einstufung dieser Vorsorgemaßnahmen entweder nur in eingeschränktem Umfang vorgenommen oder im vorgegebenen Zeitrahmen nicht geleistet werden. Festzustellen ist auf Basis einer ersten Übersicht, dass bei einem im Sinne der Robustheitsbewertung postulierten Versagen der o. a. Vorsorgemaßnahmen keine offensichtlich bestehenden cliff-edge-Effekte identifiziert werden konnten.

Allerdings bedürfen nach Ansicht der RSK die Vorsorgemaßnahmen zur Vermeidung von Lastabstürzen im Bereich des Primärkreislaufs und der Brennelementlagerbecken, die auch auf administrativen Maßnahmen basieren, weiterer vertiefter Betrachtungen hinsichtlich ihrer Auswirkungen. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Bei den SWR Anlagen ergeben sich hinsichtlich VM Maßnahmen zur Verhinderung von Überflutungen mit dem Potential des Verlustes vitaler Funktionen zwei zu betrachtende Fälle. Die größten Wassereinträge in das Reaktorgebäude ergeben sich bei Lecks an Anschlussleitungen der Kondensationskammer (KoKa) oder bei Lecks an Leitungen des Nebenkühlwassersystems (potenziell unbegrenzt bei laufenden Pumpen). Bei

Lecks an Anschlussleitungen der KoKa sind neben den unmittelbaren Überflutungsfolgen auch der mögliche Ausfall der KoKa als Wärmesenke und Wasserreservoir für die RDB-Bespeisung zu betrachten.

Bei unterstellten Lecks am Nebenkühlwassersystem ergeben sich die potentiell höchsten Wassereinträge ins Reaktorgebäude. Bei den Anlagen KKB, KRB II und KKP 1 stehen bei Überflutung von Systemen zum Erhalt vitaler Funktionen unabhängige Notstandssysteme zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung (Level 2). Bei der Anlage KKI 1 sind zwei Pumpen der Sicherheitssysteme zur Nachwärmeabfuhr gegen Überflutung ausgelegt (Level 2). Für die Anlage KKK bedarf es weiterer Nachweise, dass bei einem postulierten Ausfall der VM Maßnahmen über Notfallmaßnahmen (Level 1) ein Leck am Nebenkühlwasser beherrscht werden kann.

Bei postulierten Lecks an Anschlussleitungen der Kondensationskammer steht als sicherheitstechnisch relevante Auswirkung der Ausfall der KoKa als Wärmesenke und Wasserreservoir für den RDB im Vordergrund.

Bei den Anlagen KKB, KKI-1 und KKP-1 ist die rechtzeitige Einleitung des Abfahrkühlbetriebs per Handmaßnahmen erforderlich, gelingt dies nicht, sind Vitalfunktionen gefährdet. Gesicherte Bewertungen zu in diesem Fall ggf. verfügbaren und wirksamen Notfallmaßnahmen konnten in der Kürze der Zeit nicht abgeleitet werden. Eine Leveleinstufung ist auf Basis der vorliegenden Informationen nicht möglich. Bei der Anlage KKK steht, sollte die rechtzeitige Einleitung des Abfahrkühlbetriebs per Handmaßnahmen nicht gelingen, das Gebäuderückfördersystem zur Verfügung (Level 2). Erst, wenn dieses zusätzlich ausfällt, sind Vitalfunktionen gefährdet. Bei der Anlage KRB II ist ein für den Nachkühlbetrieb ausreichender Füllstand in der KoKa durch bauliche (passive) Vorkehrungen sichergestellt (Level 3).

Das Störfallbeherrschungskonzept des SWR beruht bei einer Reihe von Ereignissen (KMV innerhalb oder außerhalb SHB, Transienten mit erheblichem Füllstandsabfall, Fehlöffnen von FD-Armaturen) auf dem erfolgreichen Durchdringungsabschluss der FD-Leitungen.

Die einzelnen Anlagen haben, mit Ausnahme von KKI-1, in den vorgelegten Unterlagen zur Robustheitsüberprüfung keine Angaben zur Beherrschung von Lecks bzw. Brüchen an FD-Leitungen mit Versagen des Durchdringungsabschlusses gemacht. Soweit der RSK bekannt ist, werden nicht bei allen Anlagen Ereignisabläufe mit Versagen des DDA FD in den Betriebsunterlagen (BHB oder NHB) behandelt.

Vor diesem Hintergrund ist eine Bestätigung der Erfüllung einzelner Levels derzeit nicht möglich.

Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen (NFM)

Zusätzlich zur vorhandenen Auslegung der Anlagen für die drei ersten Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts in deutschen Kernkraftwerken wurden mit Notfallmaßnahmen Möglichkeiten geschaffen, um selbst bei auslegungüberschreitenden Annahmen und Szenarien gravierende Auswirkungen auf die Umgebung zu vermeiden, so dass mit diesen Maßnahmen die Robustheit des gestaffelten Sicherheitskonzepts weiter erhöht wurde.

Ziel der jetzigen Sicherheitsüberprüfung war zu klären, wieweit die vorhandenen Notfallmaßnahmen auch unter weitergehenden Annahmen zu erschwerenden Randbedingungen durch Einwirkungen von außen oder zu Ausfallpostulaten wirksam sind und wieweit zusätzliche Notfallmaßnahmen zur weiteren Minimierung des Restrisikos sinnvoll sein könnten.

Die Reaktor-Sicherheitskommission stellt fest, dass die aufgrund der Fragenliste gelieferten Antworten gegenwärtig nicht ausreichen, um entsprechend den definierten Kriterien eine durchgehende Zuordnung der anlagenspezifischen NFM zu den verschiedenen Leveln durchzuführen. Die RSK hat deshalb mit Bezug auf die Ereignisse in Fukushima nach Auswertung der vorliegenden Antworten und sonstiger Informationen generische Schwerpunkte für weitere Betrachtungen abgeleitet.

Das Notfallschutzkonzept sollte dahingehend weiterentwickelt werden, dass die Wirksamkeit der NFM auch bei Einwirkungen von außen gegeben ist. Dabei sind folgende Aspekte nach/bei EVA zu berücksichtigen:

- Einschränkungen der Zugänglichkeit des Kraftwerksgeländes und von Kraftwerksgebäuden,
- Funktionsfähigkeit der NFM,
- Verfügbarkeit der Ausweichstelle.

Die Verfügbarkeit von Drehstrom ist notwendige Voraussetzung für die überwiegende Anzahl der NFM, mit denen vitale Funktionen abgesichert bzw. wiederhergestellt werden können. Vor diesem Hintergrund sollte das Notfallschutzkonzept so weiter entwickelt werden, dass bei einem unterstellten SBO eine Drehstromversorgung im Rahmen einer anlagenspezifisch ermittelten Karenzzeit wiederhergestellt werden kann. Hierzu zählen aus Sicht der RSK:

- EVA-geschützte Anordnung von standardisierten Einspeisepunkten an der Außenseite der Gebäude zur Versorgung der Notstromschienen und ggf. Notspeisenotstromschienen (im Gebäude durchschaltbar).
- EVA-geschütztes Vorhalten mobiler Notstromgeneratoren mit einer Leistung für eine Nachkühlredundanz bzw. zum Aufladen von Batterien.

Überprüfung des Notfallschutzkonzepts im Hinblick auf Einspeisemöglichkeiten zur Kühlung von BE und zur Sicherstellung der Unterkritikalität. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen:

- EVA-geschütztes Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments (Schläuche, Anschlussstücke, Kupplungen etc.) sowie Bor mit Vorgabe von Karenzzeiten für die Bereitstellung einschließlich Antransport.
- Gewährleistung einer auch nach EVA verfügbaren vom Vorfluter unabhängigen Wasserentnahmestelle (erforderlichenfalls räumliche Trennung).
- Wassereinspeisemöglichkeiten in DE, RDB und SHB/RSB (hierbei auch Berücksichtigung höherer Gegendrucke), ohne dass ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential (Dosisleistung,

Trümmerlast) erforderlich ist und um örtliche Zerstörungen kompensieren zu können (z.B. durch festverlegte und räumlich getrennte Einspeisewege).

- Optimierung der SWR-Notfallmaßnahme dampfgetriebene Hochdruck-Einspeisung bei SBO zur Vermeidung des Hochdruckpfads bei einer Kernschmelze (Erhalt einer ausreichenden Druckabbaufähigkeit bei erhöhter KoKa-Temperatur).

Die im auslegungsüberschreitenden Bereich noch vorhandenen Reserven sind auf Basis entsprechender Analysen zu identifizieren und können mit auf dieser Grundlage entwickelter Prozeduren erforderlichenfalls genutzt werden. Dies sollte im Zusammenhang mit der vorgesehenen und gegenwärtig laufenden Einführung der sog. Severe Accident Management Guidelines (SAMG) berücksichtigt werden.

Stärkere Berücksichtigung der Nasslagerung von BE im Rahmen des Notfallschutzkonzepts unter Beachtung folgender Aspekte:

- Wassereinspeisemöglichkeiten in das BE-Nasslager, ohne dass ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential (Dosisleistung, Trümmerlast) erforderlich ist und um örtliche Zerstörungen kompensieren zu können (z.B. durch festverlegte und räumlich getrennte Einspeisewege).
- Zur Absicherung der Verdampfungskühlung: Nachführung der Nachweise für BE-Lagerbecken, Flutraum, Absetzbecken, Flutkompensator auf Siedetemperatur.
- Maßnahmen zur Begrenzung von Freisetzungen aus dem BE-Lagerbecken in SWR bei unterstellten gravierenden BE-Schäden, ggf. mit H₂-Bildung.

Zivilisationsbedingte Ereignisse

Die Bewertungskriterien für einen angenommenen **Flugzeugabsturz** unterscheiden sich in drei Schutzgraden. Dabei wird jeweils unterschieden zwischen dem mechanischen (Aufprall des Flugzeuges) und dem thermischen (Treibstoffbrand) Schutzgrad gemäß Berücksichtigung eines Absturzes eines dem Starfighter vergleichbaren Flugzeuges (Schutzgrad 1), Last-Zeitdiagramm gemäß RSK-LL (Phantom) oder eines mittleren Verkehrsflugzeuges (Schutzgrad 2) und zusätzlich eines großen Verkehrsflugzeuges (Schutzgrad 3).

Mechanische Folgewirkungen infolge eines Flugzeugabsturzes, die zu einem begrenzten Kühlmittelverlust führen, z.B. Lecks an kleinen Rohrleitungen, wurden bisher nicht postuliert und konnten im Rahmen dieser Überprüfung nicht bewertet werden. Die RSK wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Für alle DWR Vorkonvoi- und Konvoianlagen sowie die SWR Anlagen KKK und KRB B/C liegen Nachweise vor, dass die Anforderungen aus den Lastannahmen gemäß RSK-LL (Phantom) erfüllt werden (Schutzgrad 2). Zu dem Absturz von zivilen Flugzeugen sind für die mögliche Beherrschung sowohl für den Schutzgrad 2 als auch 3 weitere Nachweise zur Bestätigung erforderlich.

Für die Anlagen KKW und GKN 1 sind die Kriterien des Schutzgrades 1 nachweislich erfüllt. Für die Erfüllung des Schutzgrades 2 sind weitere Nachweise erforderlich, der Schutzgrad 3 kann auf Basis der vorliegenden Unterlagen nicht erreicht werden.

Für die Anlagen KWB-A und B, KKB und KKP 1 hängt die Erfüllung des mechanischen Schutzgrades 1 und für KKB und KKP1 auch des thermischen Schutzgrades 1 von der Vorlage weiterer Nachweise ab.

Hinsichtlich der Abtragung von Lasten aus **Explosionsdruckwellen** ergibt die Bewertung der Reaktor-Sicherheitskommission, dass der Schutzgrad 1 mit Ausnahme der nachfolgend angesprochenen Anlagen für alle deutschen KKW die Einhaltung dieses Schutzgrades bzgl. der Lastannahme (Druckverlauf nach BMI-Richtlinie mit einem maximalem Überdruck von 0,45 bar) bestätigt werden kann. Bzgl. der Einhaltung von Sicherheitsabständen gibt es teilweise ebenfalls bestätigende Angaben. Teilweise ist aber aus den vorliegenden Informationen keine eindeutige Aussage zur Einhaltung der Sicherheitsabstände zu entnehmen. Im Rahmen dieser RSK-SÜ war eine entsprechende Überprüfung nicht durchführbar. Die RSK empfiehlt deshalb, solche Überprüfungen im Rahmen des Aufsichtsverfahrens zu ergänzen.

Bei den Anlagen KWB-A, KKP 1, KKI 1 und GKN 1 wurden mit standortspezifischen Begründungen geringere Lastannahmen berücksichtigt. Die Erfüllung des Schutzgrades 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Gemäß BMI-Sicherheitskriterien ist das Eindringen **explosiver Stoffe** in die Anlage zu verhindern. Hierbei sind die standortspezifischen Randbedingungen zu berücksichtigen. In Umsetzung dieser Vorgaben ist für alle Anlagen der Schutzgrad 1 erfüllt. Vor dem Hintergrund der standortspezifischen Besonderheiten ist die anlagenspezifische Ausgestaltung dieser Schutzmaßnahmen jedoch unterschiedlich. Hinsichtlich eines Lüftungsabschlusses bei Anstehen einer Gaswarnung ist bei den Anlagen KBR, KKB, KKE, KWG, KKK und KKW eine automatische Lüftungsabschaltung realisiert (Schutzgrad 2).

Die standortspezifische Berücksichtigung **toxischer Gase** ist Bestandteil des Auslegungskonzeptes deutscher Kernkraftwerke. In Umsetzung dieser Vorgaben ist für alle Anlagen der Schutzgrad 1 erfüllt. Eine automatische Erkennung solcher Gase im Sinne des Schutzgrades 2 wurde in der Regel nicht installiert, lediglich im Kernkraftwerk Unterweser ist eine automatische Detektion und ein daraus resultierender automatischer Lüftungsabschluss vorgesehen. Die RSK hält es für erforderlich, dass zu diesem Thema die Diskussion aufgenommen wird. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Zu den **Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf den Nachbarblock** wurden keine gezielten Fragen seitens der RSK formuliert. Insofern liegen zu diesem Themenbereich keine auswertbaren Informationen vor. Vor dem Hintergrund der Erfahrungen aus Fukushima empfiehlt die RSK eine Analyse dieser Fragestellung für die betroffenen Doppelblockanlagen im Aufsichtsverfahren vorzunehmen. Bei dieser Analyse sind ausgehend von den anzusetzenden Schadenszuständen des Nachbarblockes (u.a. Brände, Aktivitätsfreisetzungen, Kernschadenzustände, Kernschmelze) die Auswirkungen auf die Einhaltung der Vitalfunktionen des nicht betroffenen Blockes zu behandeln.

Terroristische Einwirkungen

Verletzung von vitalen Funktionen in Abhängigkeit vom Aufwand für die Zerstörung

Die Schutzmaßnahmen der Anlagen gegen äußere Einwirkungen (Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) stellen unter Berücksichtigung der heute getroffenen Sicherungsmaßnahmen gleichzeitig auch einen weitgehenden Schutzzustand gegen terroristische Angriffe von Außentätern dar. Zudem wird ein weites Spektrum von möglichen Zerstörungen wesentlicher Systemfunktionen durch terroristische Angriffe durch die Betrachtung der Auswirkungen bei Postulaten zum Ausfall der Stromversorgung und der Kühlwasserversorgung abgedeckt.

Eine Robustheitsbetrachtung der Anlagen hinsichtlich notwendiger Überwindung von gestaffelten Schutzmaßnahmen konnte in dieser Bewertung von der RSK in diesem Zeitrahmen nicht geleistet werden.

Angriffe von außen auf rechnerbasierte Steuerungen und Systeme

In deutschen Kernkraftwerken sind im Reaktorschutzsystem bisher keine softwarebasierten Systeme eingesetzt.

In Begrenzungssystemen und betrieblichen Systemen werden teilweise softwarebasierte Systeme genutzt. Trotz des gestaffelten Sicherheitskonzeptes ist somit die Einwirkung solcher Angriffe hinsichtlich der Robustheit zu untersuchen.

Dies geschieht zur Zeit aufgrund der Weiterleitungsnachricht der GRS in den Aufsichtsverfahren der Länder.

Empfehlungen

Die Reaktor-Sicherheitskommission hat im Rahmen dieser „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ)“ unterschiedliche Empfehlungen formuliert. Die dabei angesprochenen Themen haben unterschiedliche sicherheitstechnische Relevanz. Die formulierten Empfehlungen erheben keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

Fazit

Aus den Erkenntnissen zu Fukushima im Hinblick auf die Auslegung dieser Anlagen ergibt sich, dass hinsichtlich der Stromversorgung und der Berücksichtigung externer Überflutungsereignisse für deutsche Anlagen eine höhere Vorsorge festzustellen ist.

Darüber hinaus hat die RSK die Robustheit deutscher Anlagen für weitere wichtige Bewertungsthemen überprüft.

Die Bewertung der Kernkraftwerke bei den ausgesuchten Einwirkungen zeigt, dass abhängig von den betrachteten Themenfeldern über alle Anlagen kein durchgehendes Ergebnis in Abhängigkeit von Bauart, Alter der Anlage oder Generation auszuweisen ist.

Die bestehenden anlagenspezifischen Auslegungsunterschiede entsprechend dem aktuellen Genehmigungsstand wurden von der RSK nur partiell berücksichtigt. Bei Anlagen mit ursprünglich weniger robuster Auslegung wurden zur Sicherstellung vitaler Funktionen teilweise unabhängige Notstandssysteme nachgerüstet. Bei der hier angelegten Bewertung der Robustheit führt dies punktuell zum Ausweisen hoher Robustheitsgrade.

Die RSK hat aus den Ergebnissen der anlagenspezifischen Überprüfung erste Empfehlungen für weitere Analysen und Maßnahmen abgeleitet.

2 Veranlassung und Beratungsauftrag

Der Deutsche Bundestag hat die Bundesregierung im Zusammenhang mit den Ereignissen in der japanischen Anlage Fukushima-I am 17.03.2011 aufgefordert,

...

eine umfassende Überprüfung der Sicherheitsbestimmungen für die deutschen Kernkraftwerke durchzuführen. Dazu soll eine unabhängige Expertenkommission beauftragt werden, eine neue Risikoanalyse aller deutschen Kernkraftwerke und kerntechnischen Anlagen unter Einbeziehung der vorliegenden Erkenntnisse über die Ereignisse in Japan – insbesondere auch mit Blick auf die Sicherheit der Kühlsysteme und der externen Infrastruktur – sowie anderer außergewöhnlicher Schadensszenarien vorzunehmen¹;

...

Das Bundesumweltministerium hat am 17.03.2011 die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) in ihrer 433. Sitzung aufgefordert, einen Anforderungskatalog für eine Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke zu erstellen und die Ergebnisse der auf dieser Basis durchgeführten Überprüfungen zu bewerten. Dabei sollen die Erkenntnisse aus dem Unfallablauf in Japan insbesondere im Hinblick darauf berücksichtigt werden, ob die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert sind und wie robust die deutschen Kernkraftwerke gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind. Gemäß Antrag des BMU sollte der Bericht der RSK zum 15.05.2011 vorgelegt werden.

Die RSK hat im Rahmen der hiermit vorgelegten anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung deutscher Kernkraftwerke eine Robustheitsbewertung für ausgewählte wesentliche Aspekte vorgenommen. Die RSK hat noch keine Überprüfung vorgenommen, in wieweit die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert sind.

¹ 96. Sitzung des Deutschen Bundestages vom 17.03.2011; Entschließungsantrag der Fraktionen der CDU/CSU und FDP zu der Abgabe einer Regierungserklärung durch die Bundeskanzlerin zur Aktuelle Lage in Japan, Drucksache 17/5048

3 **Beratungsablauf**

Die RSK wurde im Rahmen einer Sondersitzung (433. Sitzung am 17.03.2011) von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) über den aktuellen Sachstand in der Anlage Fukushima-I informiert und entwickelte ein erstes Beratungskonzept. In der 434. Sitzung am 30.03.2011 wurde von der RSK ein Anforderungskatalog zur sicherheitstechnischen Überprüfung deutscher Anlagen verabschiedet [1], auf dessen Basis die weiteren Untersuchungen der GRS durchgeführt wurden. In der 435. RSK-Sitzung am 21.04.2011 beriet die RSK die Kriterien zur Bewertung der Ergebnisse und legte diese in der 436. RSK-Sitzung am 28.04.2011 fest. In der 437. RSK-Sitzung am 11. bis 14.05.2011 beriet die RSK die vorliegende Stellungnahme und verabschiedete diese am 16.05.2011.

4 **Beratungsgang**

4.1 **Vorläufige Erkenntnisse aus dem Ereignisablauf in Japan und abgeleiteter Überprüfungsbedarf für deutsche Anlagen¹**

Die Reaktor-Sicherheitskommission hat in ihrer 433. Sitzung die folgenden vorläufigen Erkenntnisse aus dem Unfall in Japan sowohl für in Betrieb als auch in Revision befindliche Anlagen gewonnen:

- *Bei der Auslegung wurden Folgen aus naturbedingten Ereignissen offensichtlich unterschätzt.*
- *Trotz des außergewöhnlich starken Erdbebens wurden die Anlagen automatisch abgeschaltet; die Notstromversorgung und das sicherheitstechnisch notwendige Kühlwasser (Nebenkühlwasser) waren zunächst verfügbar.*
- *Durch die Einwirkung des Tsunami ca. eine Stunde nach dem Beben fielen sowohl die Notstromversorgung mit Ausnahme der Batterien als auch das Nebenkühlwasser aus.*
- *Mehrere Wasserstoffexplosionen haben sowohl Barrierenfunktionen und eventuell auch weitere Sicherheitseinrichtungen zerstört und zur Verschlimmerung des Unfallablaufs beigetragen.*
- *Ein langfristiger Komplettausfall der Stromversorgung und des Nebenkühlwassers lagen der Anlagenauslegung und der Planung von anlageninternen Notfallmaßnahmen offensichtlich nicht zu Grunde.*
- *Hinsichtlich der Organisation und Wirksamkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen wurde die Zerstörung der Infrastruktur nicht hinreichend berücksichtigt.*

¹ Der kursive Text stammt aus dem Vorspann zum „Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“ [1]

Bis heute sind weiterhin nicht alle Aspekte des Unfallablaufs, der Auslegungsvorgaben (Anwendung des japanischen Regelwerks), der Vorgehensweise zur Nachführung der Anlagen an neue Erkenntnisstände sowie Umfang und Inhalt von Notfallprozeduren in Fukushima I geklärt. Es zeichnen sich jedoch zunehmend insbesondere folgende Punkte ab, die hinsichtlich einer Bewertung der Robustheit eines gestaffelten Sicherheitskonzepts bedeutsam sind:

1. Die Eintrittshäufigkeit für ein Erdbeben mit den Folgen eines Tsunami mit höheren Lasten als die jeweiligen Bemessungsereignisse für Fukushima I liegt nach vorliegenden Erkenntnissen zwischen $10^{-2}/a$ und $10^{-3}/a$. Insbesondere unter Berücksichtigung, dass demnach etwa alle 30 Jahre Japan von einem Tsunami mit Wellenhöhen größer 10 m bis hin zu deutlich über 30 m betroffen ist, ist bei der Auslegung gegenüber Tsunamis keine hinreichende Vorsorge getroffen worden.
2. Die auslegungsüberschreitenden Tsunami-Lasten führten auch deshalb zu gravierenden Folgen in Fukushima I, weil wichtige Sicherheitssysteme wie die Notstromerzeugung und die Nebenkühlwasserversorgung nicht überflutungssicher aufgebaut waren. In Fukushima I sind die 2 pro Block vorhandenen Notstromgeneratoren im Untergeschoss des Maschinenhauses untergebracht, so dass bei Überflutung des Anlagengeländes und des Maschinenhauses ein Ausfall der Notstromgeneratoren zwangsläufig erfolgte.

Wie bedeutsam dieser Aspekt ist, wird im Vergleich mit anderen KKW-Standorten an der Nordostjapanischen Küste deutlich (Tokai, Fukushima II, Onagawa), wo jeweils mindestens ein Notstromdieselmotor gegen Überflutung so geschützt war, dass er wirksam blieb und damit vitale Funktionen zur Vermeidung von Kernschäden erhalten blieben.

3. Die Druckentlastung der Reaktorkühlsysteme, um eine Einspeisung mit Feuerlöschpumpen zu ermöglichen, erfolgte mit Blick auf das Vermeiden von Kernschäden deutlich zu spät. Ob dies an unzureichenden organisatorischen Strukturen, Notfallprozeduren oder an unzureichender Personalkapazität aufgrund der Tsunami-Folgen oder auch anderen Einflüssen lag, kann nach dem gegenwärtigen Informationsstand nicht beurteilt werden. Die zu späte Druckentlastung und Bespeisung mit Feuerlöschpumpen war für Fukushima I, Block 1 bis 3, dann wesentlich für Kernschäden mit der Folge von Wasserstoffbildung und Verlust einer Aktivitätsbarriere in mehreren Blöcken.
4. Offensichtlich waren Einrichtungen und Maßnahmen, um Wasserstoffexplosionen in den Gebäuden zu vermeiden (Venting, Rekombinatoren, Dichtheit der Systeme, Barrieren), nicht wirksam oder nicht vorhanden, so dass es zu mehreren Explosionen kam, die weitere Aktivitätsbarrieren beschädigten und die Instandsetzung sowie die Wiederinbetriebnahme von ausgefallenen Sicherheitssystemen für absehbare Zeit unmöglich machten.
5. Die Unverfügbarkeit von Strom- und Kühlwasserversorgung führte darüber hinaus zum Ausfall der Kühlung von abgebrannten Brennelementen in den Brennelementlagerbecken mit

der Folge weiterer Aktivitätsfreisetzungen aus Brennelementen, die sich teilweise schon sehr lange außerhalb des Reaktordruckbehälters befanden.

Diese inzwischen konkretisierten Erkenntnisse bestätigen den in der 433. Sitzung der RSK am 17.03. 2011 festgelegten Ansatz zur umfassenden Klärung, ob die bisherigen Auslegungsgrenzen richtig definiert und wie robust die deutschen Kernkraftwerke gegenüber postulierten und auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind. Die Erkenntnisse geben auch Anlass, dass sich diese Betrachtungen nicht nur auf Anlagenzustände beschränken bei denen sich der Reaktor zum Zeitpunkt eines Ereigniseintritts in Betrieb befindet, sondern auch Szenarien betrachtet werden, die bei Anlagenstillstand eintreten und solche, die die Kühlung von abgebrannten Brennelementen in den Lagerbecken beeinträchtigen können.

Derzeit leitet die Reaktor-Sicherheitskommission daraus folgenden Überprüfungsbedarf für die deutschen Kernkraftwerke ab:

- Überprüfung, inwieweit die übergeordneten Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“ und „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren)“ sowohl im Reaktordruckbehälter als auch im Brennelementlagerbecken bei über die bisher angesetzten Auslegungsanforderungen hinausgehenden Einwirkungen eingehalten werden. Hierzu sind die Robustheit (vorhandene Auslegungsreserven, Diversität, Redundanz, baulicher Schutz, räumliche Trennung) der sicherheitsrelevanten Einrichtungen, Komponenten, Gebäude und die Wirksamkeit des gestaffelten Sicherheitskonzepts zu beurteilen. Soweit sich aus dieser Überprüfung Erkenntnisse ergeben, Auslegungsanforderungen zu verändern, wird die RSK entsprechende Empfehlungen formulieren. Eine generische Überprüfung von Auslegungsanforderungen kann in einer späteren Phase erfolgen.
- Überprüfung, inwieweit die Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele bei über die bisherigen postulierten Szenarien hinausgehenden Annahmen erhalten bleiben. Dabei sind Postulate hinsichtlich der Nichtverfügbarkeit von Sicherheits- und Notstandssystemen, wie z. B. längerfristiger Ausfall der Stromversorgung inkl. Notstromversorgung oder Nichtverfügbarkeit der Nebenkühlwasserversorgung, zu berücksichtigen.
- Überprüfung des erforderlichen Umfangs von anlageninternen Notfallmaßnahmen und deren Wirksamkeit. Dabei sind Umfang und Qualität der Vorplanung für unterstellte Ereignisfolgen wie Unverfügbarkeit der Kühlkette für die Kühlung der Brennelemente sowohl im Reaktordruckbehälter als auch im Brennelementlagerbecken, Unverfügbarkeit der Stromversorgung, eingetretene massive Brennelementschäden bis hin zur Kernschmelze, zu beurteilen. Ferner sind weitgehende Zerstörungen der Infrastruktur und eine Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Ortsdosisleistungen sowie die Verfügbarkeit von Personal mit zu bewerten.

Ein Schwerpunkt der Überprüfung hinsichtlich der Robustheit aller Einrichtungen und Maßnahmen liegt darin, eine eintretende abrupte Verschlechterung im Ereignisablauf (cliff edges) zu erkennen und ggf.

Maßnahmen zu deren Vermeidung abzuleiten (Beispiel: Erschöpfung der Batteriekapazität bei „station blackout“).

In den Betrachtungsumfang hat die RSK folgende Themen aufgenommen:

- Naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben, Hochwasser, wetterbedingte Folgen sowie mögliche Überlagerungen.
- Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige Postulate, wie z. B. redundanzübergreifende Fehler (gemeinsam verursachte Ausfälle, systematische Fehler), „station blackout“ größer zwei Stunden, lang andauernder Ausfall der Nebenkühlwasserversorgung.
- Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen, wie z. B. Unverfügbarkeit der Stromversorgung, Wasserstoffbildung und Explosionsgefahr, eingeschränkte Personalverfügbarkeit, Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Strahlenpegel, erschwerte technische Unterstützung von außen.
- Darüber hinaus werden wegen übergreifender Aspekte zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie z. B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, gezielter Angriff auf sicherheitsrelevante Einrichtungen in den Betrachtungsumfang einbezogen.

4.2 Vorgehensweise bei der Überprüfung

Die Reaktor-Sicherheitskommission hat einen dezidierten Anforderungskatalog mit Fragestellungen für die o.g. Themenbereiche definiert [2]. Die Gesellschaft für Reaktorsicherheit wurde von den atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden der Länder beauftragt, die Antworten der Betreiber zu dem Fragenkatalog auszuwerten. Die Ergebnisse der GRS wurden der RSK übergeben, die diese anhand ihrer selbst aufgestellten Bewertungskriterien zur Robustheit bzw. zum Schutzzustand der einzelnen Anlagen bewertet hat.

Die Analyse und Bewertung bezieht sich ausschließlich auf die Bewertung der Robustheit der Anlagen bei über die bisherige Auslegung der Anlagen hinausgehenden Einwirkungen oder Postulaten bzw. auf die Bewertung von Schutzzuständen bei zivilisationsbedingten Ereignissen.

5 Bewertungskriterien der Reaktor-Sicherheitskommission zur Robustheit der Anlagen gegenüber höheren Einwirkungen als bisher berücksichtigt.

Die RSK hat am 30.03. 2011 einen „Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“ aufgestellt [2]. Zur Einordnung der Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung hat die RSK für die darin genannten

Überprüfungsthemen gestufte Kriterien zur Robustheit definiert, die für die Bewertung herangezogen werden (im folgenden Bewertungskriterien genannt). Diese Bewertungskriterien orientieren sich u.a. an gegebenen Regelwerksanforderungen als Basis und der Robustheit des Sicherheitskonzeptes im auslegungsüberschreitenden Bereich.

Eine solche Überprüfung der Anlagen hinsichtlich ihres Verhaltens bei gegenüber der Auslegung höheren Einwirkungen und bei postulierten Unverfügbarkeiten von Sicherheitssystemen im Sinne eines Stresstest wird erstmalig vorgenommen. Der Anlagenauslegung liegt das bestehende Regelwerk mit dem Sicherheitsebenenkonzept „defence in depth“ zugrunde. Dieses ist im Wesentlichen deterministisch aufgebaut. Probabilistische Bewertungen ergänzen dieses Konzept. In diesem Ansatz wurden insbesondere systematische Fehler oder Mehrfachausfälle berücksichtigt, nicht aber höhere Einwirkungen wie in diesem Stresstest. Daher bedarf es bezüglich der Bewertungskriterien einer Neudefinition durch die RSK. Diese Bewertungskriterien dienen allein einer Differenzierung hinsichtlich der vorhandenen Reserven und stellen keine Regelwerksanforderungen dar. Im Rahmen dieser ersten Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission konnten diese Bewertungskriterien bei der zur Verfügung stehenden Zeit hinsichtlich der quantitativen Ansätze nicht auf Basis wissenschaftlicher Grenzbetrachtungen generiert sondern im Wesentlichen nur postuliert werden. Ebenso konnten die verschiedenen Ansätze in den Bewertungskriterien nicht systematisch hinsichtlich ihrer Konsistenz untereinander sowie im Hinblick auf ihre Bedeutung für das bestehende gestaffelte Sicherheitskonzept der Anlagen überprüft werden. Die Sachverhalte müssen demzufolge immer themenspezifisch bewertet werden. Die RSK hält deshalb summarische oder kompensatorische Bewertungen für methodisch nicht korrekt.

Zudem wurden die Bewertungskriterien erstmalig und in einem iterativen Prozess in einem sehr engen Zeitrahmen erstellt und lagen somit zum Beginn der Überprüfung noch nicht vor. Aufgrund dieser Bedingungen sind die zu Beginn generierten Fragelisten nicht in allen Fällen auf die Bewertungskriterien abgestimmt. Aus diesem Grunde liegen zum Bewertungszeitpunkt nicht zu allen Bewertungskriterien Antworten der Betreiber vor oder die Antworten sind nicht hinreichend auf die Bewertungskriterien ausgerichtet.

Der RSK wurden viele Informationen in heterogener Form zur Verfügung gestellt. Auf Basis dieser Informationsaufbereitung konnte zum jetzigen Zeitpunkt eine durchgehend belastbare Zuordnung zu den Robustheitsleveln oder Schutzgraden nicht erfolgen. In den hier vorliegenden Ergebnissen der Robustheitsüberprüfung ist deshalb häufig ein weiterer Untersuchungs- oder Bewertungsbedarf ausgewiesen worden. Die RSK geht davon aus, dass durch Nachlieferungen von Nachweisen die Bewertung hinsichtlich der Robustheit angepasst werden kann. Bei der im Folgenden dargestellten Zuordnung handelt es sich um eine Einschätzung der RSK auf Basis der vorliegenden Informationen.

Wenn generische Bewertungen möglich waren, wurden diese bei der themenbezogenen Bewertung vor die anlagenbezogene Bewertung vorgezogen. Wenn bei mehreren Anlagen die gleichen Voraussetzungen vorliegen, wurden diese Anlagen zu Gruppen zusammengefasst.

Bei den Bewertungskriterien wurde eine Staffelung vorgenommen. Je höher die Reserven gegen Einwirkungen auf die Anlage hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele ausgewiesen werden können, umso

höher ist der Robustheitsgrad. Dabei wird im Rahmen der Robustheitsüberprüfung unterschieden zwischen **Robustheitslevel** für naturbedingte Einwirkungen, Postulate, Vorsorgemaßnahmen und Notfallmaßnahmen und **Robustheitsschutzgraden** für die gemäß dem RSK Anforderungskatalog ergänzend zu betrachtenden zivilisatorisch bedingten Einwirkungen.

Das Konzept der Auslegung deutscher Kernkraftwerke basiert prioritär auf dem Grundsatz der Vermeidung von Ereignissen oder sicherheitsrelevanten Auswirkungen bei Ereignissen. Dies bedeutet, dass hinsichtlich Redundanz, Diversität sowie Barrieren die Ausführungen mit fortschreitenden Reaktorgenerationen tendenziell höheren Anforderungen genügen. Aus diesem Grunde sind die Ausführungen in den Anlagen hinsichtlich der Robustheit unterhalb der hier beschriebenen Bewertungskriterien auch unterschiedlich. Hierauf wird bei der Bewertung in der Regel nicht eingegangen.

Als Basis der Robustheitsüberprüfung setzt die RSK voraus, dass die Anlagen dem aktuellen genehmigten Zustand entsprechen und die in den regelmäßig gemäß AtG durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen oder aufgrund anderer Aufsichtsvorgänge als sicherheitstechnisch wichtig identifizierten Verbesserungsmaßnahmen vollständig umgesetzt sowie ggf. identifizierte Nachweisdefizite behoben sind. Zu diesen Voraussetzungen zählt auch, dass präventive und mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen entsprechend den Empfehlungen der RSK und dem Stand der Technik in Deutschland umgesetzt und entsprechende Prozeduren im Notfallhandbuch bereit stehen und regelmäßig geübt werden. Eine Überprüfung ob diese Voraussetzungen vorliegen, wurde im Rahmen dieser Robustheitsprüfung seitens der RSK nicht vorgenommen. Die Bestätigung der Erfüllung dieser Voraussetzungen gehört zu den regelmäßigen Aufgaben der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden.

Bei den Bewertungskriterien werden in der Regel themenspezifisch jeweils drei Level bzw. drei Schutzzustände definiert.

Den einzelnen **Level** werden themenspezifisch jeweils die wichtigsten Basiskriterien kurz vorangestellt. Dabei werden neben den Sicherheitsanforderungen aus dem deutschen Regelwerk auch internationale Kriterien, soweit dies eine bessere Differenzierung unterstützt, ebenfalls berücksichtigt. Bei den Levels 1 bis 3 werden Kriterien an den Robustheitsgrad bei Einwirkungen definiert, die die Basislevel überschreiten. Ziel ist dabei, die Sicherstellung der erforderlichen Funktionen zur Vermeidung von „cliff edge“ Bedingungen (z. B. mit Folge massiver Brennelementschäden, Freisetzungen mit erforderlichen Evakuierungen) abzufragen.

Bei der differenzierten Darstellung der Robustheitsgrade werden neben deterministischen Kriterien wie Erhöhung der Einwirkung, Diversitäts- oder Redundanzanforderungen auch probabilistische Kriterien, wie die Eintrittshäufigkeit von Ereignissen, soweit diese belastbare Kriterien bilden, herangezogen. Bei dem höchsten Level 3 wird eine Verletzung der Schutzziele praktisch ausgeschlossen.

Bei den Schutzgraden werden die Kriterien, da auch terroristische Angriffe mit berücksichtigt wurden, ohne probabilistische Ansätze definiert. Der Begriff „Schutzgrad“ wurde von der RSK bereits 2001 für die Betrachtung der Sicherheit gegen den Absturz von Großflugzeugen eingeführt. Die von den anderen Ereignissen/Postulaten abweichende Definition ist auch deshalb zielführend, da international und europaweit zivilisationsbedingte Einwirkungen insbesondere unter Berücksichtigung terroristischer Einwirkungen

getrennt bewertet werden. Die Bewertungskriterien für die zivilisationsbedingten Einwirkungen berücksichtigen den Schutzzustand der Gebäude und der vitalen Sicherheitsfunktionen sowie speziell der rechnergestützten Leittechnik gegenüber zufälligen als auch gezielten Einwirkungen von außen.

Die Level bzw. Schutzgrade werden in den folgenden Kapiteln themenspezifisch definiert.

6 Themenbezogene Ergebnisse der Überprüfung, spezifische Bewertungskriterien sowie Bewertung der Ergebnisse auf Basis der Bewertungskriterien

6.1 Vorbemerkung

Unter Berücksichtigung der vorliegenden Informationen und des betrachteten Themenumfanges kann für die deutschen Kernkraftwerke anlagenunabhängig bei einem direkten Vergleich mit den Ursachen und Folgen der Unfälle in Fukushima I festgestellt werden:

Initiierende Ereignisse, die zu derartigen Tsunami führen können, sind nach dem jetzigen Kenntnisstand für Deutschland praktisch ausgeschlossen. In Fukushima I lag eine zu geringe Auslegung der Anlagen gegen einen Tsunami mit einer auf Basis vorliegender Literatur zu betrachtenden Ereignishäufigkeit von ca. $10^{-3}/a$ vor. Im Bereich der naturbedingten Einwirkungen von Außen sind für deutsche Kernkraftwerke für Eintrittshäufigkeiten von ca. $10^{-3}/a$ die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen Einwirkungen, insbesondere die zu „cliff edge“ Effekten führen können, durchgehend in der Auslegung berücksichtigt.

Die Stromversorgung der deutschen Kernkraftwerke ist durchgehend robuster als in Fukushima I. Alle deutschen Anlagen haben mindestens eine zusätzlich gesicherte Einspeisung und mehr Notstromaggregate, wobei mindestens zwei davon gegen äußere Einwirkungen geschützt sind.

6.2 Naturbedingte Einwirkungen von außen

6.2.1 Erdbeben

Bewertungskriterien Erdbeben

Basislevel

Die Sicherheit der Anlage ist für ein Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$ nachgewiesen.

Level 1

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben, Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$, derart ausgewiesen, dass auch bei

einer um eine Intensitätsstufe erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 2

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben, Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$, derart ausgewiesen, dass auch bei einer um zwei Intensitätsstufen erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 3

Erdbeben mit einer Intensität größer Level 2 sind am Standort der Anlage praktisch auszuschließen.

Alternativ:

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben, Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$, derart ausgewiesen, dass bei einer um zwei Intensitätsstufen erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dies wird durch vorhandene Sicherheitssysteme gewährleistet.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Die Antworten der Betreiber umfassen Aussagen zu den Reserven in der Erdbebenauslegung. Die RSK ist der Auffassung, dass im Hinblick auf die Erdbebenauslegung z. T. erhebliche Reserven bestehen und die von den Betreibern diesbezüglich vorgebrachten Argumente grundsätzlich plausibel sind. Hintergrund dieser Einschätzung sind u. a. die in der Berechnungskette enthaltenen Konservativitäten und die Kenntnisse zu den bislang für einzelne Anlagen durchgeführten seismischen PSA. Die RSK sieht das Potential für Reserven in Höhe einer Intensitätsstufe.

Es konnte aus den Unterlagen nicht explizit erkannt werden, ob alle Zustände des Nichtleistungsbetriebs betrachtet wurden (z. B. gefluteter Flutraum bei BE-Wechsel). Die RSK hält es für erforderlich, dass zu diesem Thema die Diskussion aufgenommen wird. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Es gibt neuere Kurven für die Ermittlung von Überschreitungswahrscheinlichkeiten für Beschleunigungen an konkreten Standorten, die aus einer im Internet verfügbaren Serviceleistung des Erdbebenzentrums Potsdam resultieren. Diese Kurven legen nahe, dass an verschiedenen Standorten eine probabilistische Betrachtung möglicherweise zu höheren Bemessungserdbeben führen würde. Gleichzeitig wird in der aktuellen Diskussion darauf hingewiesen, dass diese Kurven verschiedene Limitierungen haben, die eine Anwendung

auf konkrete Kernkraftwerksstandorte in Frage stellen. Die RSK hält es für erforderlich, dass zu diesem Thema die Diskussion aufgenommen wird. Sie wird sich in absehbarer Zeit mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

B Anlagenbezogene Bewertung

KKG

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Bemessungsintensität: VI (MSK)¹, Überschreitenswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $0,83 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer: 2 s

Untergrundklasse : Fels (R)

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden folgende Aussagen getroffen:

Laut Betreiber sind Auslegungsreserven von mindestens einer Intensitätsstufe vorhanden.

Laut Betreiber sind zudem Notfallmaßnahmen bis zu einer Intensität von VII durchführbar.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KKI-1

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Errichtung: Intensität: VI (MSK), Überschreitenswahrscheinlichkeit $3,2 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $0,75 \text{ m/s}^2$

Nachbewertung 1992: Intensität VI-VI $\frac{1}{2}$ (6,3), Überschreitenswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $0,71 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer: 5 s

Untergrundklasse : Zwischenstufe zwischen Lockersedimenten und Sedimenten mittlerer Festigkeit (A-M)

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden folgende Aussagen getroffen:

Laut Betreiber sind Auslegungsreserven von mindestens einer Intensitätsstufe vorhanden.

¹ Sofern nicht gesondert ausgewiesen, sind alle im Folgenden genannten Intensitäten der MSK-Skala zuzuordnen.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KKI-2

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Intensität: VI $\frac{1}{4}$ (MSK), Überschreitenswahrscheinlichkeit $1,1 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $0,75 \text{ m/s}^2$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $0,71 \text{ m/s}^2$ (84%-Fraktile)

Starkbebendauer: 3.5 s

Untergrundklasse : Zwischenstufe zwischen Lockersedimenten und Sedimenten mittlerer Festigkeit (A-M)

Nachbewertung 2007: Ausweisung von Sicherheitsmargen Intensität VII $\frac{1}{2}$ $7,5 \times 10^{-9}/a$

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden folgende Aussagen getroffen:

Laut Betreiber sind Auslegungsreserven von mindestens einer Intensitätsstufe vorhanden.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KRB B/C

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: VII (MSK), Überschreitenswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $1,0 \text{ m/s}^2$ (resultierend)

maximale vertikale Bodenbeschleunigung: $0,50 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer: 10 s

Untergrundklasse: Zwischenstufe zwischen Lockersedimenten und Sedimenten mittlerer Festigkeit (A-M)

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden folgende Aussagen getroffen:

Laut Betreiber sind Auslegungsreserven von mindestens einer Intensitätsstufe vorhanden.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KKP 1

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: VII $\frac{3}{4}$

Bemessungsintensität: VII $\frac{1}{2}$

bei Genehmigung / Errichtung: 1,50 m/s²,

für Nachbewertungen, Änderungsvorhaben und Nachrüstungen ab 1988: 2,10 m/s².

Auf der Basis des Antwortspektrums mit den erhöhten maximalen Bodenbeschleunigungen wurden die Etagenantwortspektren neu ermittelt und die Abweichungen bewertet. Für die PSÜ 1995 wurde in Abstimmung mit dem Gutachter und der Aufsichtsbehörde eine Bewertung der Erdbbensicherheit unter der Annahme des auf 2,10 m/s² im Starrkörperbereich erhöhten Bodenantwortspektrums durchgeführt. Dabei wurde gezeigt, dass die in der originären Auslegung der Anlage vorgesehenen Auslegungsreserven ausreichend sind, um auch diese erhöhten Belastungen sicher abtragen zu können.

Starkbebendauer: 9s

Gründungsverhältnisse: oberflächennahe Bodenschichten; geologische Untergrundsituation: mächtige, mehrere hundert Meter starke Sedimentschichten

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

- Bei einer Erhöhung um eine Intensitätsstufe (Intensität VIII $\frac{1}{2}$, Überschreitenswahrscheinlichkeit kleiner $1 \times 10^{-6}/a$) ist praktisch auszuschließen, dass es an den Sicherheitseinrichtungen für die nach Erdbeben vitalen Funktionen zu Schäden kommt.
- Bei einer Erhöhung um zwei Intensitätsstufen (Intensität IX $\frac{1}{2}$, Überschreitenswahrscheinlichkeit mehr als zwei Größenordnungen geringer als beim Bemessungserdbeben ($<1 \times 10^{-7}/a$)) sind Schäden an den Sicherheitseinrichtungen für die nach Erdbeben vitalen Funktionen ebenfalls noch nicht zu erwarten, aber im Einzelnen ohne genauere Prüfung auch nicht auszuschließen. Ggf. auftretende einzelne Ausfälle können noch durch Notfallmaßnahmen kompensiert werden.

Die RSK bewertet auf Basis der vorliegenden Unterlagen, dass der generische Ansatz hier nicht greift, da durch die Erhöhung der Bodenbeschleunigungen im Auslegungsbereich ein Teil der ursprünglich vorhandenen Reserven aufgezehrt wurde. Die Aussage gilt nicht für nachgerüstete oder neuerrichtete Anlagenteile (insbesondere USUS). Die mögliche Erfüllung des Levels 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Die Aussagen zu Level 2 können nach Ansicht der RSK derzeit nicht bewertet werden.

Zu Level 3 liegen keine Aussagen vor.

KKP 2

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: VII $\frac{3}{4}$

Bemessungsintensität: VII $\frac{1}{2}$

Für die Bemessungsintensität (Intensität VII $\frac{1}{2}$) wurden Überschreitenswahrscheinlichkeiten in den verschiedenen Gutachten zwischen 10^{-4} /a und $4,7 \times 10^{-6}$ /a ermittelt. Der wesentliche Einflussparameter ist die Größe des verwendeten Quellzonenmodells. Die Überschreitenswahrscheinlichkeit für die Bemessungsintensität liegt in der Größenordnung 1×10^{-5} /a.

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: 2,10 m/s²

resultierendes Freifeldantwortspektrum (Standardspektrum nach USAEC; 84%-Fraktile)

Starkbebendauer: 9 s

Gründungsverhältnisse: oberflächennahe Bodenschichten; geologische Untergrundsituation: mächtige, mehrere hundert Meter starke Sedimentschichten.

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden folgende Aussagen getroffen:

- Bei einer Erhöhung um eine Intensitätsstufe (Intensität VIII $\frac{1}{2}$, Überschreitenswahrscheinlichkeit kleiner 1×10^{-6} /a) ist praktisch auszuschließen, dass es an den Sicherheitseinrichtungen für die nach Erdbeben vitalen Funktionen zu Schäden kommt. (laut Betreiber)
- Bei einer Erhöhung um zwei Intensitätsstufen (Intensität IX $\frac{1}{2}$, Überschreitenswahrscheinlichkeit mehr als zwei Größenordnungen geringer als beim Bemessungserdbeben ($<1 \times 10^{-7}$ /a)) sind Schäden an den Sicherheitseinrichtungen für die nach Erdbeben erforderlichen vitalen Funktionen ebenfalls noch nicht zu erwarten, aber im Einzelnen ohne genauere Prüfung auch nicht auszuschließen. Ggf. auftretende einzelne Ausfälle können noch durch Notfallmaßnahmen kompensiert werden (Betreiberaussage)
- Erkenntnisse aus Erdbeben-PSA des Betreibers: Die Erdbeben-PSA für den Leistungsbetrieb für KKP 2 untersucht das Verhalten der Anlage bei und nach Erdbeben-Einwirkung. Dabei werden auch über das Bemessungserdbeben hinausgehende Intensitäten bzw. Beschleunigungen untersucht. Die PSA zeigt auf, dass für mindestens eine Intensitätsstufe über dem Bemessungserdbeben Reserven für Vitalfunktionen und die Verfügbarkeit von Einrichtungen vorhanden sind.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Die Aussagen zu Level 2 können nach Ansicht der RSK derzeit nicht bewertet werden.

Zu Level 3 liegen keine Aussagen vor.

GKN I

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: VII; $< 1 \times 10^{-5}/a$

Bemessungsintensität: VIII ; Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $1,70 \text{ m/s}^2$

resultierendes Freifeldantwortspektrum

Starkbebendauer: 8 s

Gründungsverhältnisse: Fels oder felsähnliches Gestein (Muschelkalk)

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

- Die Bemessungsintensität von VIII, die der Auslegung zugrunde liegt, beinhaltet nach heutigen Bewertungsmaßstäben eine Reserve. Begründet ist das dadurch, dass nach aktuellem Vorgehen gemäß KTA für die geforderte jährliche Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-5}/a$ nur eine Bemessungsintensität von VII ermittelt wird. Das heißt die Anlage wurde ursprünglich für eine um eine Stufe höhere Intensität bemessen (Intensität VIII), als es nach heutigen Bewertungsmaßstäben nach aktuellem Stand von W+T erforderlich wäre (Intensität VII).
- Bei einer Erhöhung um eine Intensitätsstufe (Intensität VIII, Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-6}/a$) ist das Belastungsniveau erreicht, für das die Anlage ursprünglich ausgelegt wurde. Ein Erdbeben dieser Stärke wird also auslegungsgemäß beherrscht und es kommt somit nicht zu Einschränkungen bei der relevanten Infrastruktur, den sicherheitstechnischen Systemen und den Vitalfunktionen.
- Bei einer Erhöhung um zwei Intensitätsstufen (Intensität IX, Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-7}/a$) wird die ursprüngliche Bemessung um eine Stufe überschritten. Aufgrund der ausführlich dargelegten Auslegungsreserven ist davon auszugehen, dass es an den Sicherheitseinrichtungen für die nach Erdbeben erforderlichen vitalen Funktionen nicht zu Schäden kommt.
- Erkenntnisse aus Erdbeben-PSA: Die Erdbeben-PSA für den Leistungsbetrieb für GKN I untersucht das Verhalten der Anlage bei und nach Erdbeben-Einwirkung. Dabei werden auch über das Bemessungserdbeben (BEB) hinausgehende Intensitäten bzw. Beschleunigungen

untersucht. Die PSA zeigt, dass für mindestens eine Intensitätsstufe über dem Bemessungserdbeben Reserven für Vitalfunktionen und die Verfügbarkeit von Einrichtungen vorhanden sind.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien des Level 1 sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 2 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu Level 3 liegen keine Aussagen vor.

GKN 2

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: VII; Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-5}/a$

Bemessungsintensität: VIII; Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: $1,70 \text{ m/s}^2$

resultierendes Freifeldantwortspektrum (Standardspektrum nach USAEC; 84%-Fraktile)

Starkbebendauer: 8 s

Gründungsverhältnisse: Fels oder felsähnliches Gestein (Muschelkalk)

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

- Die Bemessungsintensität von VIII, die der Auslegung zugrunde liegt, beinhaltet nach heutigen Bewertungsmaßstäben eine Reserve. Begründet ist das dadurch, dass nach aktuellem Vorgehen gemäß KTA für die geforderte jährliche Überschreitenswahrscheinlichkeit von $1 \times 10^{-5}/a$ nur eine Bemessungsintensität von VII ermittelt wird. Das heißt, die Anlage wurde ursprünglich für eine um eine Stufe höhere Intensität bemessen (Intensität VIII), als es nach heutigen Bewertungsmaßstäben erforderlich wäre VIII.
- Erhöht man davon ausgehend die Intensität um eine Stufe auf Intensität VIII, ist damit das Belastungsniveau erreicht, für das die Anlage ursprünglich ausgelegt wurde. Ein Erdbeben dieser Stärke wird also auslegungsgemäß beherrscht und es kommt somit nicht zu Einschränkungen bei der relevanten Infrastruktur, den sicherheitstechnischen Systemen und Vitalfunktionen.
- Bei der Erhöhung um zwei Intensitätsstufen gegenüber dem was nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik anzusetzen wäre, wird die ursprüngliche Bemessung um eine Stufe

überschritten. Aufgrund der Auslegungsreserven ist davon auszugehen, dass es an den Sicherheitseinrichtungen für die nach Erdbeben vitalen Funktionen nicht zu Schäden kommt.

- Erkenntnisse aus Erdbeben-PSA: Die Erdbeben-PSA für den Leistungsbetrieb für GKN II untersucht das Verhalten der Anlage bei und nach Erdbeben-Einwirkung. Dabei werden auch über das Bemessungserdbeben hinausgehende Intensitäten bzw. Beschleunigungen untersucht. Die PSA zeigt, dass für mindestens eine Intensitätsstufe über dem Bemessungserdbeben Reserven für Vitalfunktionen und die Verfügbarkeit von Einrichtungen vorhanden sind.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien des Level 1 sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 2 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu Level 3 liegen keine Aussagen vor.

KWB A

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Intensität lt. Gutachten Hosser 1989: VII $\frac{3}{4}$, Überschreitenswahrscheinlichkeit $2 \times 10^{-5}/a$

Intensität lt. Gutachten Berckhemer 1971: VII – VIII

Bodenantwortspektr. Gutachten Öko-Institut 1999 Intensität I und Überschreitenswahrscheinlichkeit p_a unverändert

laut BGR I = VII $\frac{3}{4}$ mit Überschreitenswahrscheinlichkeit $\approx 1 \times 10^{-5}/a$

Bodenbeschleunigung lt. 3. TEG: $a = 1,5 \text{ m/s}^2$

Bodenbeschleunigung lt. Gutachten Hosser 1989 : $a = 1,5 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer: 4 s

Bodenbeschleunigung Öko-Institut 1999: $a_h=2 \text{ m/s}^2$, $a_v= 1.1 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer Öko-Institut 1999: 6 s (90%-Energie)

Standicherheit aller EKI-,EKIIA-Gebäude auf Basis Öko-Gutachten nachgewiesen und behördlich bestätigt

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

- Z. Zt. Untersuchung der Sicherheitsreserve durch probabilistische Sicherheitsanalyse
- Ausgehend von der Intensität des Bemessungserdbebens von VII $\frac{3}{4}$ Auftreten erdbebenbedingter Gefährdungszustände bis Intensität VIII $\frac{1}{2}$ probabilistisch mit Sicherheitsreserfefaktorenverfahren bewertet.

- Reserve: Annahme Betreiber „etwa“ eine Intensitätsstufe höher.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KWB B

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Intensität lt. Gutachten Berckhemer 1971: VII – VIII

Intensität lt. Gutachten Hosser 1989: I VII $\frac{3}{4}$, Überschreitenswahrscheinlichkeit $2 \times 10^{-5}/a$

Bodenantwortspektren Gutachten Öko-Institut 1999 Intensität und Überschreitenswahrscheinlichkeit p_u unverändert

laut BGR: VII $\frac{3}{4}$ mit Überschreitenswahrscheinlichkeit $\approx 1 \times 10^{-5}/a$

Bodenbeschleunigung lt. 3. TEG: $a=1,5 \text{ m/s}^2$

Bodenbeschleunigung lt. Gutachten Hosser 1989 : $a=1,5 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer: 4 s (/4/ aus Frage 3.1.2-1)

Bodenbeschleunigung Öko-Institut 1999: $a_h=2 \text{ m/s}^2$, $a_v= 1.1 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer Öko-Institut 1999: 6 s (90%-Energie)

Standicherheit aller EKI-,EKIIA-Gebäude auf Basis Öko-Gutachten nachgewiesen und behördlich bestätigt

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

- Reserve: Annahme Betreiber „etwa“ eine Intensitätsstufe höher als BEB

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KKE

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität nach heutigem Stand: VI bis VII, Überschreitungswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$

Intensität: VII (MSK), Überschreitenswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$

max. horiz. Bodenbeschleunigung $1,2 \text{ m/s}^2$,
84%. Bodenantwortspektrum (Ahorner 1981, modif. USAEC-Spektrum)
Starkbebendauer 2,6 s
Dynamischen Anregung der Bauwerke in Fundamenthöhe.
Etagenantwortspektren werden zur Abdeckung von Unsicherheiten verbreitert und geglättet.

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

Das Bodenantwortspektrum basiert auf einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $1 \times 10^{-5}/a$ mit einer 84%-Fraktile. International genügt hier eine 50%-Fraktile.

Die Gebäude, die gegen Bemessungserdbeben ausgelegt sind, zu denen die Warte, die Notsteuerstelle, die Gebäude der Nachkühlkette, das Notstromdieselgebäude, das Notspeisegebäude und die zugehörigen Kraftstoffvorratsbehälter und Transformatorenstationen zur Stromversorgung gehören, können als unbeschädigt und mit intakter Systemtechnik gelten, bis die auslegungsgemäß maximale Erdbebenintensität VII (Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-5}/a$) überschritten wird.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KWG

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:
Standortintensität: VI ($6,0 \pm 0,5$)
Im Aufsichtsverfahren wurde eine Standortintensität von VI $\frac{1}{2}$ festgelegt.
Max. Bodenbeschleunigung Bemessungserdbeben: $0,95 \text{ m/s}^2$
Starkbebendauer: 3 s

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

In den Anlagen mit der Bemessungsintensität $> VI$ zeigen die durchgeführten Untersuchungen im Rahmen einer Erdbeben-PSA entsprechend dem PSA-Leitfaden, dass Reserven von mindestens einer Intensitätsstufe vorliegen. D. h. unter Berücksichtigung der standortspezifisch ermittelten Intensitäts-Eintrittsraten und einer Bemessungsintensität mit einer jährlichen Überschreitenswahrscheinlichkeit in der Größenordnung von $1 \times 10^{-5}/a$ ist zu erwarten, dass bei einem Erdbeben mit einer jährlichen Überschreitenswahrscheinlichkeit von höchstens $1 \times 10^{-6}/a$ keine Beeinträchtigung der Vitalfunktionen vorliegt.

Die Folgen auslegungsüberschreitender Erdbeben für die Kühlsysteme wurden in den für deutsche Kernkraftwerke gemäß dem BMU-PSA-Leitfaden durchgeführten Erdbeben-PSA ermittelt. Als Ergebnis der

Analysen wurde u. a. festgestellt, dass alle für die Kernkühlung erforderlichen bau-, maschinen-, elektro- und leitetechnischen Anlagenteile so ausgelegt sind, dass sie mit hoher Wahrscheinlichkeit auch einem Erdbeben standhalten würden, das gegenüber dem Bemessungserdbeben um eine Intensitätsstufe stärker ist. Die erwartete Eintrittshäufigkeit eines solchen Erdbebens wäre gegenüber der des Bemessungserdbebens um mindestens eine Größenordnung geringer und damit kleiner als $1 \times 10^{-6}/a$. Selbst bei noch stärkeren Erdbeben besteht noch eine erhebliche Wahrscheinlichkeit für den Erhalt der Kernkühlung.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KKU

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: 5,5 (EMS) bei Überschreitenswahrscheinlichkeit $3,8 \times 10^{-6}/a$

Bemessungsintensität: VI, Überschreitenswahrscheinlichkeit $5,7 \times 10^{-7}/a$

Maximale horizontale Beschleunigung: $0,50 \text{ m/s}^2$ (resultierende)

Starkbebendauer: 4 s

Boden: Klei, Sande

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

Alle Neubewertungen zeigen eine gleiche bis geringere seismische Standortgefährdung auf als bei Errichtung des Kernkraftwerks Unterweser festgelegt. Dies zeigt auch die Bewertung des Sachverständigen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Unmittelbar nachweisbar wären somit mindestens 50 % höhere Erdbebenlasten. Vorsichtig geschätzt könnte von einem Faktor 2 ausgegangen werden, betrachtet man die einzelnen für den Erhalt der Vitalfunktionen erforderlichen Anlagenteile und baulichen Anlagen genauer.

Für den Faktor 2 ergibt sich daraus eine Intensität von VII. Bis zu dieser Intensität mit der Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-7}/a$ (nach Gutachten von Meidow und Rosenhauer) kommt es zu keiner Beeinträchtigung von Vitalfunktionen.

Weiterhin lassen sich durch die bautechnische Praxis zusätzlich Konservativitäten ausweisen, die bis zu einer Intensitätsstufe reichen.

Die Überschreitenswahrscheinlichkeit von Intensitäten \geq VII ist mit Überschreitenswahrscheinlichkeit $\ll 1 \times 10^{-7}/a$ äußerst gering.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KBR

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: V bis VI, Überschreitenswahrscheinlichkeit $7,3 \times 10^{-6}/a$

Bemessungsintensität: VI,

Maximale horizontale Beschleunigung: $0,50 \text{ m/s}^2$ (resultierende)

Starkbebendauer: 4 s

50%Fraktil-Spektrum

Boden: Klei, Torf, Sand

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

Es wurde gutachterlich bestätigt, dass bei den von einer Leistungserhöhung betroffenen Anlagenteilen ausreichende Reserven vorhanden sind, um auch ein Erdbeben der Intensität VII (mit der maximalen Horizontalbeschleunigung von $1,1 \text{ m/s}^2$) zu beherrschen. Es konnte gezeigt werden, dass die seismische Auslegung der Anlage weiterhin gewährleistet ist.

Die Erfüllung der Bewertungskriterien des Level 1 ist gutachterlich bestätigt.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine Aussagen vor.

KKB

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: V bis VI, Überschreitenswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$ bei 50%-Fraktile

Auslegung: VI (MCI, K+H, seismotec), VII (zeitweise für Nachrüstungen), VI mit Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \times 10^{-5}/a$

max. horizontale Beschleunigung: $0,50 \text{ m/s}^2$

Starkbebendauer: 4 s

Boden: Torf, Klei, Kiese, Sande, Ton

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

In Bezug auf vorhandene Auslegungsreserven sind drei wesentliche Aspekte zu nennen. Als erstes gilt für das KKB, dass die Belastungen aus dem Lastfall Explosionsdruckwelle (EDW) höhere Belastungen bewirken als das Bemessungserdbeben.

In Summe folgt aus den erheblichen Reserven, dass bei einem Erdbeben, welches das Auslegungserdbeben um eine Intensitätsstufe überschreitet, Schäden an Sicherheitseinrichtungen und damit eine Beeinträchtigung der Vitalfunktionen praktisch ausgeschlossen sind. Selbst für ein um 2 Intensitätsstufen stärkeres Beben können noch Reserven erwartet werden.

Ein über die Auslegung hinausgehendes Erdbeben ist sinnvoll allenfalls eine Intensitätsstufe höher als das Auslegungserdbeben anzunehmen, da die Überschreitenswahrscheinlichkeit für ein Beben der Intensität VII bereits im norddeutschen Raum auf $< 1 \times 10^{-7}/a$ abgefallen ist. Höhere Erdbeben als I=VII sind nach dem Maßstab der praktischen Vernunft am Standort des KKB somit deterministisch auszuschließen.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine belastbaren Aussagen vor.

KKK

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor:

Standortintensität: V bis VI, Überschreitungswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$ bei 50%-Fraktile
Auslegung: Intensität VI für das Bemessungserdbeben Überschreitungswahrscheinlichkeit $1 \times 10^{-5}/a$
Max. Bodenbeschleunigung: $0,5 \text{ m/s}^2$
horizontal resultierende Starkbebendauer: 2 s

Bezüglich der Auslegungsreserven wurden vom Betreiber folgende Aussagen getroffen:

In Bezug auf vorhandene Auslegungsreserven sind drei wesentliche Aspekte zu nennen. Als erstes gilt für das KKK, dass die Lastfälle Flugzeugabsturz (insbesondere) und Explosionsdruckwelle deutlich höhere Belastungen bewirken als das Bemessungserdbeben. Dies zeigt sich durch den Vergleich der Etagenantwortspektren sowohl für das Reaktorgebäude als auch für das Teildieselgebäude. Die vorhandenen Reserven sind abhängig von der Frequenz, der Anregungsrichtung und der Höhenkote im Gebäude. Über weite Bereiche liegen die FLAB- bzw. EDW-Spektren, teils um Faktoren bis zu einer Größenordnung, über den Erdbeben-Spektren.

Eine zusätzliche Reserve ergibt sich daraus, dass beim Erdbeben jeweils nur eine horizontale Richtung mit der vertikalen Richtung zu überlagern ist, beim FLAB bzw. der EDW jedoch alle drei Raumrichtungen zu überlagern sind.

Für das Pumpenhaus ZM5 sind die Lasten aus EDW und Erdbeben in vergleichbarer Größenordnung, jedoch liefert die Auslegung der Komponenten im ZM5 gegen den auch zu unterstellenden Lastfall Unterwasserdetonation Reserven.

Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Zu den Level 2 und 3 liegen keine belastbaren Aussagen vor.

6.2.2 Hochwasser

Bewertungskriterien Hochwasser

Basislevel

Die Sicherheit der Anlage ist für ein Bemessungshochwasser (10.000 jährliches Hochwasser) nachgewiesen.

Level 1

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Bemessungshochwasser (10.000 jährliches Hochwasser) derart ausgewiesen, dass für Flussstandorte bei einem um den Faktor 1,5 höheren Abfluss und für Tide-Standorte bei einem um einen Meter höherem Hochwasser gegenüber dem Bemessungshochwasser sowie bei unterstelltem Versagen von Staustufen soweit deren Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache begründbar sind, Deichen o. ä. und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 2

Zusätzlich zu Level 1 werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Bemessungshochwasser (10.000 jährliches Hochwasser) derart ausgewiesen, dass für Flussstandorte bei einem um den Faktor 2,0 höheren Abfluss und für Tide-Standorte bei einem um zwei Meter höherem Hochwasser gegenüber dem Bemessungshochwasser und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 3

Aufgrund der Topographie und der Anlagenauslegung unter Berücksichtigung der Bewertungskriterien des Level 2 ist ein Ausfall von vitalen Funktionen praktisch ausgeschlossen. Temporäre Maßnahmen werden dabei nicht berücksichtigt.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Die Bewertung der RSK hat für alle Anlagen ergeben, dass signifikante Auslegungsreserven gegenüber dem nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik geforderten 10.000 jährlichem Hochwasser bestehen. Dies wird im Folgenden anhand der vorangehend definierten Kriterien dargestellt. Die Höhe der Reserven ist anlagenspezifisch unterschiedlich. Eine abschließende Beurteilung darüber, welche Bedeutung diese Unterschiede haben, ist in diesem Schritt der Sicherheitsüberprüfung nicht möglich, da die Kriterien standortspezifische Gegebenheiten für einen Anstieg des Abflusses bzw. die Erhöhung des Wasserstandes insbesondere auch unter der Würdigung der Überschreitungswahrscheinlichkeiten nicht berücksichtigen. Auch eine probabilistische Betrachtung ist bei den hier relevanten sehr geringen Eintrittshäufigkeiten mit großen Unsicherheiten versehen.

Bei mehreren Anlagen ist die Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei den hier betrachteten Wasserständen eingeschränkt. Bei einigen Anlagen ist das Gelände bereits beim Bemessungshochwasser überflutet. Die RSK empfiehlt in solchen Fällen, dass im Aufsichtsverfahren die Gewährleistung der Sicherheit der Anlage bei einem länger andauernden Hochwasser zu überprüfen sind.

Aufgrund fehlender Angaben konnte die RSK den Schutz von Kanälen und die Aufschwimmsicherheit von Gebäuden unter diesen erhöhten Einwirkungen nicht betrachten.

B Anlagenbezogene Bewertung

Biblis A und Biblis B

Für das 10.000jährige Hochwasser ergibt sich ein Wasserstand von 91,4 mNN und eine Abflussmenge von 6.376 m³/s. Der Anlagenauslegung liegt ein seinerzeit als 1.000jährliches Hochwasser angesehenes Bemessungshochwasser von 92,5 mNN mit einer Abflussmenge von 10.500 m³/s zugrunde. Das Anlagengelände liegt auf 91,0 mNN und damit 3,5 m höher als weite Teile des Hinterlandes, alle erforderlichen Komponenten für den Erhalt der Vitalfunktionen, einschließlich der Notstromversorgung, sind auf oder über 92,50 m ü. NN (Bemessungshochwasser) installiert. Somit ist deren Betrieb bis zu diesem Wasserpegel sichergestellt. Im Genehmigungsverfahren zum Standortzwischenlager wurde festgestellt: „Bei den infolge von Deichüberströmung auftretenden Überflutungen des Hinterlandes können keine Wasserstände auftreten, die eine Höhe von 91,50 mNN überschreiten.“ Die Zugänglichkeit des Geländes ist über einen Damm bis zu einem Wasserstand bis zu 91,50 mNN gegeben, bei darüber hinausgehenden Wasserständen muss ein Zugang zu den Gebäuden per Wasserfahrzeug oder Helikopter erfolgen.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt. Da Wasserstände über 91,50 mNN gemäß dem Genehmigungsverfahren zum Zwischenlager als nicht möglich angesehen werden, werden die Bewertungskriterien der Level 1, 2 und 3 aus Sicht der RSK erfüllt.

Brokdorf

Für das 10.000jährige Hochwasser wurde ein Wasserstand von 8,15 mNN inklusive 1 m Wellenauflauf ermittelt. Die Deichhöhe vor dem Kraftwerksgelände beträgt 8,40 mNN. Der Deich vor dem Kraftwerk ist wehrhafter als in den angrenzenden Bereichen. Das Kraftwerksgelände liegt auf 1,50 mNN, der Schutzzustand sicherheitstechnisch relevanter Gebäude bei 4,30 mNN. Bei einem angenommenen Deichbruch in Kraftwerksnähe mit einer Länge von 1000 m ergäbe sich ein Wasserstand von 2,85 mNN unter den Bedingungen des Bemessungshochwassers. Die Auslegungsreserve beträgt damit 1,45 m bzgl. des Wasserstandes auf dem Anlagengelände.

Es wurden keine Aussagen zur Erhaltung der vitalen Funktionen bei um einen Meter höherem Hochwasser im Vergleich zum Bemessungshochwasser und zur Auswirkung eines Deichbruchs vor dem Kraftwerksgelände vorgelegt. Die mögliche Erfüllung des Levels 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mit den Aussagen in den vorliegenden Unterlagen werden die Bewertungskriterien der Level 2 und 3 nicht erfüllt.

Brunsbüttel

Für das 10.000jährige Hochwasser wurde ein Wasserstand von 7,5 mNN inklusive 0,8 m Wellenauflauf ermittelt. Die Deichhöhe vor dem Kraftwerksgelände beträgt 8,45 mNN. Der Deich vor dem Kraftwerk ist wehrhafter als in den angrenzenden Bereichen. Das Kraftwerksgelände liegt auf 3,0 mNN, die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude sind bis zu einem Wasserstand von 6,0 mNN auf dem Gelände ausgelegt, wobei temporäre Maßnahmen im Hinblick auf eine Zugänglichkeit von Gebäuden verwendet werden. Bei einem angenommenen Deichbruch direkt vor dem Kraftwerk ergäbe sich ein Wasserstand von 4,88±0,2 mNN auf dem Gelände unter den Bedingungen des Bemessungshochwassers. Die Auslegungsreserve beträgt damit ca. 1 m bzgl. des Wasserstandes auf dem Anlagengelände.

Die RSK sieht die Erfüllung der Bewertungskriterien des Levels 1 als möglich an. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Die mögliche Erfüllung der Level 2 und 3 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Emsland

Für das Bemessungshochwasser wurde auf historischer Basis ein Wasserstand der Ems von 24,55 mNN ermittelt. Das Anlagengelände liegt auf 31,00 mNN. Aufgrund der topographischen Lage ist KKE deshalb als hochwasserfrei anzusehen. Die Nebenkühlwasserversorgung erfolgt über zwei örtlich voneinander getrennte Einlaufbauwerke an der Ems, die bis zum Bemessungshochwasser funktionsfähig bleiben. Bei ihrem Ausfall ist die gesicherte Wärmeabfuhr über die Zellenkühltürme gewährleistet. Ersatzmaßnahmen zur Bespeisung der Zellenkühler mit Zusatzwasser müssten dann eingeleitet werden.

Aus Sicht der RSK werden die Bewertungskriterien der Level 1, 2 und 3 erfüllt. Die Maßnahmen zur Bespeisung der Zellenkühler werden aufgrund des hochliegenden Anlagengeländes nicht durch das Hochwasser beeinträchtigt. Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Grafenrheinfeld

Für das 10.000jährige Hochwasser ergibt sich ein Wasserstand von 205,82 mNN mit einer Abflussmenge von 2783 m³/s. Das Anlagengelände wurde auf 206,5 mNN aufgeschüttet. Die Zugänge zu den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden sind auf 206,60 mNN, die zum Notspeisegebäude auf 1,7 m über dem Kraftwerksgelände angeordnet. Eine Zugänglichkeit ist beim Bemessungshochwasser über den Maindeich mit Höhe der Deichkrone auf 206,22 mNN gegeben. Bei einem Pegelanstieg über die Deichkrone erschließen sich große Ausbreitungsflächen.

Eine Korrelation zu Abflussmengen bei auslegungüberschreitendem Hochwasser wurde nicht angegeben. Die Bestätigung der Erfüllung der Level 1, 2 und 3 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Grohnde

Als 10.000jährliches Hochwasser wurde ein Bemessungswasserstand von 73,0 mNN mit einem Abfluss von 3550 m³/s ermittelt. Das Kraftwerksgelände liegt auf 72,2 mNN. Die Anlage wurde für einen Wasserstand von 73,6 mNN ausgelegt. Für einen Wasserstand von 73,5 mNN wird von der Betreiberin ein Abfluss von 4500 m³/s angegeben (100.000jährliches Hochwasser). Das Reaktorgebäude und das Notspeisegebäude mit den vitalen Funktionen sind nach Angabe des Betreibers gegen einen Wasserstand von 74,4 mNN geschützt, für noch höhere Wasserstände werden temporäre Maßnahmen genannt.

Die Bestätigung der Erfüllung der Level 1 und 2 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und Bestätigungen ab. Die Bewertungskriterien des Levels 3 werden aus Sicht der RSK aufgrund der Notwendigkeit für temporäre Maßnahmen nicht erfüllt.

Gundremmingen B und C

Für das 10.000jährige Hochwasser beträgt der Wasserstand 433,33 mNN bei einer Abflussmenge von 2100 m³/s. Das Kraftwerksgelände liegt auf einer Höhe von 433,00 mNN. Für alle sicherheitstechnisch relevanten Bauwerke ist durch permanenten Hochwasserschutz bis zum auslegungsüberschreitenden Wasserstand von 434,5 mNN ein mögliches Eindringen von Wasser auszuschließen (d.h. 1,17 m Reserve). Ein Hochwasserstand auf Geländeniveau ist mit großflächigen Überflutungen in der weiteren Umgebung des Standortes und im Hinterland der Donau verbunden. Daher kann eine noch höhere Abflussmenge nur zu einem begrenzten Anstieg des Wasserstandes am Standort führen.

Die Bestätigung der Erfüllung der Level 1, 2 und 3 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab, insbesondere zur Erhöhung des Wasserstandes in Abhängigkeit von einer Steigerung der Abflussmenge.

Isar 1

Als 10.000jährliches Hochwasser wurde ein Bemessungswasserstand von 374,32 mNN mit einer Abflussmenge von 4200 m³/s ermittelt. Das Kraftwerksgelände wurde auf 375,40 mNN aufgeschüttet. Beim Bemessungswasserstand wird es sich in einer Insellage befinden. Die Zugänge zu sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden liegen auf 375,50 mNN (permanenter Hochwasserschutz). Eine Abflusserhöhung um 400 m³/s führt zu einem Wasserstandsanstieg von 0,12 m. Die Betreiberin gibt an, dass erst bei einer Überschreitung einer Isarwasserführung von 8400 m³/s mit einer Beeinträchtigung von Vitalfunktionen gerechnet werden muss.

Aus Sicht der RSK werden die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt. Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt. Die Bestätigung der Erfüllung der Levels 2 und 3 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Isar 2

Als 10.000jährliches Hochwasser wurde ein Bemessungswasserstand von 374,93 mNN mit einer Abflussmenge von 4200 m³/s ermittelt. Das Kraftwerksgelände wurde auf 375,4 mNN aufgeschüttet. Beim Bemessungswasserstand wird es sich in einer Insellage befinden. Die Zugänge zu sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden liegen auf 377,0 mNN (permanenter Hochwasserschutz). Eine Abflusserhöhung um 400 m³/s führt zu einem Wasserstandsanstieg von 0,12 m. Die Zugänglichkeit des Notspeisegebäudes ist bis 378,5mNN gegeben. Nach einer Graphik der Betreiberin ergibt eine doppelte Wasserführung einen Wasserstand von ca. 375,6 mNN.

Aus Sicht der RSK werden die Bewertungskriterien der Level 1 und 2 erfüllt. Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt. Die Bestätigung der Erfüllung des Level 3 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Krümmel

Das Kernkraftwerk Krümmel befindet sich an einem Tidestandort gemäß KTA 2207. Für das 10.000jährige Hochwasser als Bemessungshochwasser beträgt der Wasserstand 9,63 mNN. Der gesicherte Anlagenbereich und die Umschließung des Kraftwerksgeländes sind bis +9,70mNN geschützt (Gebäudeschutz). Dabei kommen auch temporäre Maßnahmen (Dammtafeln) zum Einsatz. Der Deich auf der gegenüberliegenden Deichseite hat eine Höhe von 9,56 mNN. Damit sind eine Überflutung des Geländes und die Gefährdung vitaler Funktionen aus topographischen Gründen auszuschließen.

Die RSK sieht die Bewertungskriterien des Levels 1 und 2 aufgrund der Topographie als gegeben an. Ein Wasseranstieg um einen oder zwei Meter ist wegen der Deichhöhe auf dem gegenüberliegenden Ufer nicht möglich. Level 3 wird wegen der Notwendigkeit temporärer Maßnahmen nicht erfüllt.

Neckarwestheim I

Als 10.000jährliches Hochwasser wurde ein Bemessungswasserstand von 172,66 mNN mit einem Abfluss von 3000 m³/s ermittelt. Das Anlagengelände liegt auf 172,5 mNN. Die Schutzhöhe der Gebäude beträgt mit temporären Maßnahmen 173,5 mNN. Dieser Wasserstand entspricht einem Abfluss von 3770 m³/s. Nach anderen Angaben entspricht die vorhandene Reserve einer Abflussmenge von 3400 m³/s. Beim Überschreiten des Wasserstandes von 173,5 mNN wird nach Aussage des Betreibers kein unmittelbarer Ausfall vitaler Funktionen angenommen.

Die Bestätigung der Erfüllung des Levels 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und Bestätigungen ab. Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien der Level 2 und 3 nicht erfüllt werden.

Neckarwestheim II

Als 10.000jährliches Hochwasser wurde ein Bemessungswasserstand von 172,66 mNN mit einem Abfluss von 3000 m³/s ermittelt. Das Anlagengelände liegt auf 172,5 mNN. Die Schutzhöhe der Gebäude beträgt 173,5 mNN. Dieser Wasserstand entspricht einem Abfluss von 3770 m³/s. Nach anderen Angaben entspricht die vorhandene Reserve einer Abflussmenge von 3400 m³/s.

Die Bestätigung der Erfüllung des Levels 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und Bestätigungen ab. Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien der Level 2 und 3 nicht erfüllt werden.

Philippsburg 1

Für das 10.000jährige Hochwasser ergibt sich ein Wasserstand von 99,9 mNN mit einer Abflussmenge von 7000 m³/s. Der neue Betrachtungswert für das Extremhochwasser beträgt 101,1 mNN. Das Anlagengelände befindet sich auf 100,3 mNN, die Gebäudeeingänge liegen auf 100,45 mNN. Die Zugänglichkeit des

Geländes ist ab einem Wasserstand von 100,3 mNN erschwert. Mit temporären Maßnahmen kann der Hochwasserschutz auf 102,5 mNN erhöht werden. Es sind keine Aussagen zur Abhängigkeit des Wasserstandsanstieges vom Abfluss vorhanden. Aus Sicht des Gutachters ist aufgrund der vorhandenen Retentionsflächen und der mit dem höheren Abfluss einhergehenden Überflutung der rechts- und linksrheinischen Deiche die damit verbundene Erhöhung des Wasserstands am Standort Philippsburg nur schwer abschätzbar, selbst wenn ein um den Faktor 1,5 bzw. 2 höherer Abfluss im Rhein postuliert würde.

Die Bestätigung der Erfüllung der Level 1 und 2 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab, insbesondere zur Erhöhung des Wasserstandes in Abhängigkeit von einer Steigerung der Abflussmenge und der Absicherung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude für Wasserstände oberhalb des Bemessungswasserstandes. Die Bewertungskriterien des Levels 3 werden aus Sicht der RSK aufgrund der Notwendigkeit von temporären Maßnahmen nicht erfüllt.

Philippsburg 2

Für das 10.000jährige Hochwasser ergibt sich ein Wasserstand von 99,9 mNN mit einer Abflussmenge von 7000 m³/s. Der neue Betrachtungswert für das Extremhochwasser beträgt 101,1 mNN. Das Anlagengelände befindet sich auf 100,3 mNN, Die Schutzhöhe der Gebäude beträgt 102,05 mNN (permanenter Hochwasserschutz). Die Zugänglichkeit des Geländes ist ab einem Wasserstand von 100,3 mNN erschwert. Es sind keine Aussagen zur Abhängigkeit des Wasserstandsanstieges vom Abfluss vorhanden. Aus Sicht des Gutachters ist aufgrund der vorhandenen Retentionsflächen und der mit dem höheren Abfluss einhergehenden Überflutung der rechts- und linksrheinischen Deiche die damit verbundene Erhöhung des Wasserstands am Standort Philippsburg nur schwer abschätzbar, selbst wenn ein um den Faktor 1,5 bzw. 2 höherer Abfluss im Rhein postuliert würde.

Die Bestätigung der Erfüllung der Level 1, 2 und 3 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Die Erfüllung der Bewertungskriterien des Levels 1 ist aufgrund der vorhandenen Reserven bzgl. der Schutzhöhe des Gebäudes aus Sicht der RSK als möglich anzusehen.

Unterweser

Für das 10.000jährige Hochwasser wurde ein Wasserstand von 7,06 mNN zuzüglich 0,75 m Wellenaufwurf ermittelt. Die Deichhöhe im Kraftwerksbereich beträgt 7,34 mNN bis 8,04 mNN. Der resultierende Wellenüberlauf beim 10.000jährigen Hochwasser beeinträchtigt die Deichsicherheit nicht. Der Deich vor dem Kraftwerk ist wehrhafter als in den angrenzenden Bereichen und auf dem gegenüberliegenden Weserufer. Das Kraftwerksgelände liegt auf 1,8 mNN, der Schutzzustand sicherheitstechnisch relevanter Gebäude bei 4,0 mNN. Bei einem angenommenen Deichbruch in Kraftwerksbereich mit einer Länge von 200 m ergäbe sich ein Wasserstand von 3,95 mNN auf dem Kraftwerksgelände unter den Bedingungen des Bemessungshochwassers, bei einem Deichbruch im Umfeld ein Wasserstand von 3,15 mNN auf dem Gelände.

Im vorliegenden Zustand der Anlage werden die Bewertungskriterien der Level 1, 2 und 3 nicht erfüllt.

6.2.3 Sonstige naturbedingte Einwirkungen (einschließlich Klimaeinflüsse)

Da **sonstige naturbedingte Ereignisse** hinsichtlich ihrer Einwirkungen auf die sicherheitstechnisch wichtigen Baustrukturen und die vitalen Funktionen durch andere betrachtete Einwirkungen von außen und durch die Berücksichtigung der erweiterten Postulate weitgehend abgedeckt sind, muss nach Auffassung der Reaktor-Sicherheitskommission die Analyse und Bewertung nicht in dieser Sicherheitsüberprüfung erfolgen und ist damit nicht Gegenstand dieser Stellungnahme.

6.3 Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate

Im Anforderungskatalog wurde ausgeführt: „Bei der Erstellung des Anforderungskatalogs ist im Sinne des BMI-Kriteriums 1.1 darauf geachtet, dass Maßnahmen und Einrichtungen

- Zum Vermeiden von Ereignissen und Ausfällen („erster und vorrangiger Grundsatz“) und
- Zum Beherrschen von Störfällen („zweiter Grundsatz“).

vorhanden sein müssen.“

Die Unfallbeherrschung und die Begrenzung der Unfallfolgen im japanischen Kernkraftwerk Fukushima I ist wesentlich durch den Verlust des externen Stromnetzes sowie aller Notstromdiesel (station blackout – SBO) und später der Gleichspannungsversorgung über die Batterien sowie durch den lang andauernden Verlust des Nebenkühlwassers erschwert worden.

Die RSK hat deshalb bei der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung (Stress Test) die Robustheit der deutschen Anlagen gegen den Eintritt eines SBO, bzw. bei einem lang andauernden (> 2 Stunden) SBO sowie bei unterstelltem Verlust des Nebenkühlwassers abgeprüft. Sie hat darüber hinaus untersucht, wie robust die Anlagen bei einem lang andauernden (> 72 Stunden) Notstromfall sind.

Um dies deutlich zu machen, sind bei den Bewertungskriterien die Postulate auf GVA relevante Einrichtungen zu begrenzen. Beim GVA sind sowohl gleiche Einwirkungen, gleiche Ausführung aber auch gleiche Gebäude zu berücksichtigen. Die GVA können durch technische Ausfälle aber auch durch Einwirkungen von außen als auch durch gezielte Zerstörungen induziert sein.

6.3.1 „station blackout“ (SBO)

Basislevel

Zur Vermeidung von SBO sind vorhanden

- a. Netzanbindung,
- b. Reservenetzanbindung,
- c. Versorgung über den eigenen Generator,
- d. eine Notstromerzeugungsanlage, die die Anforderungen der KTA 3701 und 3702 erfüllt,
- e. eine weitere unabhängige, kurzfristig verfügbare Drehstromversorgung (z.B. gesicherter Netzanschluss) oder eine Blockstützung.

Zusätzlich wird ein SBO von kleiner gleich zwei Stunden beherrscht.

Postulat

Ausfall der Einrichtungen a. bis e. > zwei Stunden

Level 1

Eine Stromversorgung der sicherheitstechnisch notwendigen Einrichtungen (keine Notfalleinrichtungen) für den Erhalt der vitalen Funktionen kann über eine zusätzliche diversitäre und redundant (mindestens n+1) aufgebaute Notstromanlage sichergestellt werden

Alternativ:

Bei postuliertem Ausfall der Einrichtungen des Basislevels können bis zu einer Zeit von mindestens 10 Stunden über entsprechende vorhandene Batteriekapazitäten sowie mit verfahrenstechnischen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr, die auf das entsprechende Stromversorgungsangebot abgestimmt sind (z. B. dampfgetriebene Einspeisepumpen, Feuerlöschpumpen), die erforderlichen Sicherheitsfunktionen für die Einhaltung der Schutzziele sichergestellt werden. Es sind Notfallmaßnahmen vorhanden, mit deren Hilfe in dieser Zeit eine ausreichende Stromversorgung aufgebaut werden kann.

Level 2

Es gibt zusätzlich zum Basislevel noch eine weitere diversitäre Notstromverbraucher-Versorgung, die die Anforderungen an Sicherheitssysteme mit mindestens n+1 erfüllt und auch gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt ist, z.B. D2-Netz, Notstandssystem

Level 3

Es gibt zusätzlich zu Level 2 Batteriekapazitäten für mindestens 10 Stunden sowie verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr, die auf das entsprechende Stromversorgungsangebot abgestimmt sind (z. B. dampfgetriebene Einspeisepumpen, Feuerlöschpumpen), mit denen die erforderlichen Sicherheitsfunktionen für die Einhaltung der Schutzziele sichergestellt werden. Es sind Notfallmaßnahmen vorhanden, mit deren Hilfe in dieser Zeit eine ausreichende Stromversorgung aufgebaut werden kann.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Generische Aspekte

Die RSK hat bei der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung (Stress Test) die Robustheit der deutschen Anlagen gegen den Eintritt eines SBO und bei einem lang andauernden (> 2 Stunden) SBO untersucht. Sie hat sich dabei zunächst auf den Leistungsbetrieb als Ausgangszustand konzentriert und den Ausfall der Stromversorgungseinrichtungen des so genannten Basislevels postuliert.

Zum Nichtleistungsbetrieb und zur Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken lagen nur vereinzelt Aussagen vor. Gemäß dem Anforderungskatalog der Reaktor-Sicherheitskommission bedürfen diese auch einer spezifischen Überprüfung, die aufgrund der Unterlagentiefe und des zeitlichen Rahmens in dieser Stellungnahme nicht geleistet werden konnte.

B Anlagenbezogene Bewertung

Anlagenspezifische Ergebnisse

GKN-1

Level 1

Es ist ein zusätzlich aufschaltbarer, räumlich getrennter Reservenotstromdiesel (5. Diesel) vorhanden, der diversitär in seiner Kühlung (luftgekühlt) ist, sowie eine 110 kV-Querverbindung zum Nachbarblock, eine 20 kV-Netzanbindung und eine 110 kV-Verbindung zu einer schwarzstartfähigen Gasturbine. Damit ist keine zusätzliche n+1 Notstromanlage vorhanden.

Die angegebenen Entladezeiten liegen bei einigen Batterien über 10 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2

Die unter Level 1 benannten Notstromeinrichtungen sind nicht gegen seltene EVA (FLAB etc.) ausgelegt.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

GKN-2

Level 1

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die angegebenen Entladezeiten liegen bei einigen Batterien über 10 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KBR

Level 1

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Der Betreiber geht von Entladezeiten der Batterien weit über 3 Stunden aus. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKE**Level 1**

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Der Betreiber geht von Entladezeiten der Batterien über 5 Stunden aus. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKG**Level 1**

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Der Betreiber geht bei einigen Batterien von Entladezeiten über 9 Stunden aus. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKI-2

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Der Betreiber geht bei einigen Batterien von Entladezeiten über 10 Stunden aus. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKP-2

Level 1

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Der Betreiber geht bei einigen Batterien von Entladezeiten über 10 Stunden aus. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKU

Level 1

Es sind 2 Notstandsdiesel (2 x 100%) vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Es sind 2 Notstandsdiesel (2 x 100%) vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken). Diese beiden Notstandsdiesel sind nicht baulich gegen FLAB geschützt. Die Notstromversorgung insgesamt ist durch räumliche Trennung der D1-Diesel von den Notstandsdieseln geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Alle angegebenen Entladezeiten der Batterien liegen unter 10 Stunden. Beantragt ist eine Maximierung der Batterienutzungsdauer der 24-V-Batterien für die Notstandsschaltanlagen auf bis zu 15 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KWB-A**Level 1**

Eine zusätzliche, redundante, diversitäre Stromversorgung über 4 x 10-kV-Querverbindungen zu KWB-B ist vorhanden. Die Wirksamkeit setzt voraus, dass der stützende Block nicht alle eigenen Notstromdiesel benötigt.

Bei einigen Batterien gibt der Betreiber Entladezeiten über 10 Stunden an, die Batterien des RZ-Systems verfügen über eine Entladezeit von 30 Stunden. Das Notstandssystem „RZ“ (mit eigener Batterieversorgung) dient der DE-Bespeisung für 30 Stunden. Ferner ist eine Speisewasser- und Borwasserstützung von KWB-B möglich. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2

Es sind 5 x 380 V – Querkupplungen der Notstandsschaltanlagen zu Block B vorhanden. Diese sind gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt, reichen aber nicht zur Erhaltung der vitalen Funktionen aus.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KWB-B**Level 1**

Eine zusätzliche, redundante, diversitäre Stromversorgung über 4 x 10-kV-Querverbindungen zu KWB-A ist vorhanden. Die Wirksamkeit setzt voraus, dass der stützende Block nicht alle eigenen Notstromdiesel benötigt.

Bei einigen Batterien gibt der Betreiber Entladezeiten über 10 Stunden an, die Batterien des RZ-Systems verfügen über eine Entladezeit von 30 Stunden. Das Notstandssystem „RZ“ (mit eigener Batterieversorgung) dient der DE-Bespeisung für 30 Stunden. Ferner ist eine Speisewasser- und Borwasserstützung von KWB-A möglich. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2

Es sind 5 x 380 V – Querkupplungen der Notstandsschaltanlagen zu Block A vorhanden. Diese sind gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt, reichen aber nicht zur Erhaltung der vitalen Funktionen aus.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KWG

Level 1

Es ist eine zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung (aus Notspeisebecken).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die zusätzliche diversitäre Notstromanlage mit 4 D2-Notspeisedieseln ist gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Der Betreiber geht bei einigen Batterien von Entladezeiten über 3 Stunden aus. Verfahrenstechnische Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Nachwärmeabfuhr sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind nach Betreiberangaben vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKB

Basis für die RSK-Bewertung ist der Genehmigungsantrag nach § 7 AtG zur „Optimierung des Sicherheitssystems“ und der in den Unterlagen beschriebene neue Sollzustand der Anlage KKB, ohne dessen Umsetzung die Anlage nach Aussage der atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde nicht wieder anfahren darf.

Level 1

Es sind 2 Diesel des unabhängigen Notstandssystems (UNS) (2 x 100 %) vorhanden, die diversitär nach Typ und Hersteller aufgebaut sind.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Es sind 2 Notstandsdiesel (2 x 100%) vorhanden, diversitär nach Typ und Kühlung. Diese beiden Notstandsdiesel sind nicht baulich gegen FLAB geschützt. Die Notstromversorgung insgesamt ist durch räumliche Trennung der D1-Diesel von den Notstandsdieseln geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die angegebenen Entladezeiten der Batterien liegen unter 10 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen, wie Druckentlastung RDB vor Ausfall der Batterieversorgung, Venting (ist nach Betreiberangabe erst nach >10 Stunden erforderlich) und Einspeisung über mobile Pumpe (auch bei Ausfall der Batterieversorgung), sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KKI-1

Level 1

Es ist keine zusätzliche, diversitäre und redundant (n+1) aufgebaute Notstromanlage vorhanden.

Die Batterien der Teilsteuereinheit „Test“ haben eine Entladezeit von mindestens 10 Stunden. Die weiteren Batterien haben Entladezeiten von < 10 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen, wie Druckentlastung RDB vor Ausfall der Batterieversorgung, Venting (ist nach Betreiberangabe frühestens nach 8-10 Stunden erforderlich) und Einspeisung über mobile Pumpe (auch bei Ausfall der Batterieversorgung), sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2

Es ist keine zusätzliche, diversitäre und redundant (n+1) aufgebaute Notstromanlage vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKK

Level 1

Es sind insgesamt 6 Notstromdiesel vorhanden, davon sind zwei gebunkert und zu den übrigen 4 Notstromdieseln räumlich getrennt angeordnet, aber nicht diversitär ausgeführt. Ferner ist eine Stromversorgung über zwei erdverlegte 10-kV-Trassen vom Pumpspeicherwerk vorhanden. Angaben zur zeitlichen Verfügbarkeit des Pumpspeicherwerks liegen nicht vor.

Die angegebenen Entladezeiten der Batterien liegen unter 10 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen, wie Druckentlastung RDB vor Ausfall der Batterieversorgung, Venting und Einspeisung über mobile Pumpe (auch bei Ausfall der Batterieversorgung), sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2

Die beiden Notstromdiesel sind nicht diversitär und das Pumpspeicherwerk entspricht nicht den Anforderungen an ein Sicherheitssystem.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKP-1

Level 1

Es sind 2 Diesel des Unabhängigen Störfall- und Schutzsystems (USUS) (2 x 100 %) vorhanden, die diversitär hinsichtlich Ansteuerung und Kühlung räumlich getrennt und funktional voneinander unabhängig sind.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Die beiden Diesel des Unabhängigen Störfall- und Schutzsystems (USUS) (2 x 100 %) sind gegen seltene EVA (FLAB etc.) geschützt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die angegebenen Entladezeiten der Batterien liegen unter 10 Stunden. Verfahrenstechnische Maßnahmen, wie Druckentlastung RDB vor Ausfall der Batterieversorgung, Venting und Einspeisung über mobile Pumpe (auch bei Ausfall der Batterieversorgung), sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind vorhanden.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

KRB-II B/C

Level 1

Es sind Querverbindungen der Notstromschienen zum Nachbarblock vorhanden, wobei zwei von den fünf Dieseln pro Block als Verfügbarkeitsdiesel zur Verfügung stehen. Weiterhin ist pro Block ein zusätzlicher diversitärer Strang des Zusätzlichen Unabhängigen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems (ZUNA) mit eigener Dieselnostromversorgung vorhanden.

Die RSK sieht die Bewertungskriterien des Levels durch das diversitäre ZUNA-System in Kombination mit den vielfältigen Querverbindungsmöglichkeiten der Dieselnostromschienen zwischen den Blöcken als erfüllt an.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zwei von drei Redundanzen je Nachbarblock sind gegen seltene EVA ausgelegt. Gleiches gilt für das einfach vorhandene ZUNA-System.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die angegebenen Entladezeiten liegen für einzelne Batterien über 10 Stunden. Pro Block ist 1 Strang (keine Redundanz) des Zusätzlichen Unabhängigen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems (ZUNA) mit eigener Diesel-Notstromversorgung (gegen seltene EVA geschützt) vorhanden.

Verfahrenstechnische Maßnahmen, wie Druckentlastung RDB vor Ausfall der Batterieversorgung, Venting und Einspeisung über mobile Pumpe (auch bei Ausfall der Batterieversorgung), sowie Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung sind verfügbar.

Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

6.3.2 Langandauernder Notstromfall

Basislevel

Der aktuelle Stand der Regelwerksanforderungen ist erfüllt. Ausfall und Unverfügbarkeit für < 72h von:

- a. Netzanbindung,
- b. Reservenetzanbindung,
- c. Versorgung über den eigenen Generator,
- d. eine weitere unabhängige, kurzfristig verfügbare Drehstromversorgung (z.B. gesicherter Netzanschluss) oder eine Blockstützung.

werden beherrscht.

Postulat

Ausfall und Unverfügbarkeit von a. bis d. für > 72 Stunden sowie Berücksichtigung von EVA-Folgen.

Level 1

Lieferungen von Hilfs- und Betriebsstoffen zum Betrieb der Notstromanlage zum Anlagengelände sind - auch bei natürlich bedingten EVA-Schäden (Basislevel) in der Standortumgebung - innerhalb von 24 Stunden gesichert.

Level 2

Es sind Hilfs- und Betriebsstoffe zum Betrieb der Notstromanlage für mindestens eine Woche zum Betrieb der noch erforderlichen Notstromgeneratoren auf dem Anlagengelände oder in der Nähe der Anlage gegen natürlich bedingte EVA (Basislevel) geschützt gelagert und der Transport ist gesichert.

Level 3

Zusätzlich zu Level 2 ist eine Mobile Notstromerzeugungsanlage mit hinreichender Kapazität zur Erhaltung der vitalen Funktionen in der Kraftwerksumgebung (räumlicher Abstand) vorhanden und unter

Berücksichtigung der erforderlichen Karenzzeiten (72 Stunden) einsetzbar. Diese muss bei EVA durch räumliche Trennung oder Schutz verfügbar sein.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Generische Bewertung

Die RSK hat bei der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung die Robustheit der deutschen Anlagen auch bei einem lang andauernden (> 72 Stunden) Notstromfall abgeprüft.

Hierzu ist anzumerken, dass die Frage nach der Lieferung der Hilfs- und Betriebsstoffe innerhalb 24 Stunden nicht an die Betreiber gestellt wurde. Gleiches gilt für den Schutz der Hilfs- und Betriebsstoffe gegen naturbedingte EVA sowie für deren gesicherten Transport. Auch wurde nicht abgefragt, ob in der Umgebung der Anlagen mobile Notstromerzeugungsanlagen vorhanden und innerhalb von 72 Stunden einsetzbar sind. Die Beantwortung dieser Fragen ist entscheidend für die Einstufung in die jeweiligen Level.

Da die Unterschiede der Nachweistiefe zwischen den einzelnen Anlagen gering sind, wurde für die Bewertung eine generische Darstellung gewählt. Für alle Anlagen und alle Robustheitslevel hängt die mögliche Erfüllung von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 1

Nach Angaben der Betreiber liegen vertragliche Festlegungen oder mündliche Absprachen zu Lieferungen von Hilfs- und Betriebsstoffen vor. Zu Zeiten für die Anlieferung von Hilfs- und Betriebsstoffen wie auch zur Berücksichtigung von naturbedingten EVA-Schäden gibt es zumeist keine Ausführungen.

Level 2

Die Betreiber weisen zum Teil erhebliche Öl- und Kraftstoffvorräte auf dem Anlagengelände aus. Bei einigen Anlagen ist damit der Betrieb für mehrere Wochen möglich. Aussagen zum Schutz dieser Stoffe gegen naturbedingte EVA und zum gesicherten Transport liegen nicht vor.

Level 3

Bis auf wenige Ausnahmen haben alle Anlagen Zugriff auf mobile Notstromaggregate im Umfeld der Anlage. In diesen Fällen liegen die Zeiten bis zur Verfügbarkeit der mobilen Notstromaggregate deutlich unter 72 Stunden.

6.3.3 Ausfall Nebenkühlwasser

Basislevel

Es sind n+2 Nebenkühlwasserstränge vorhanden, wobei auch bei EVA eine ausreichende Nachwärmeabfuhr sichergestellt ist.

Postulat

Bei vorhandenem GVA-Potenzial wird der Ausfall der redundanten Nebenkühlwasserversorgung unterstellt.

Level 1

Beherrschung mithilfe von Notfallmaßnahmen.

Level 2

Es sind zusätzlich diversitäre (andere Wärmesenke, aktive Komponenten) und redundante (n+1) Nebenkühlwasserstränge vorhanden.

Level 3

Zusätzlich zu Level 2 sind die diversitären Nebenkühlwasserstränge komplett unabhängig von der normalen Kühlwasserversorgung aufgebaut.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung

Generische Aspekte

Für den postulierten **Ausfall des Nebenkühlwassers** liegen für die Bewertung der Robustheit der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken nicht durchgehend Aussagen vor. Gemäß dem Anforderungskatalog der Reaktor-Sicherheitskommission bedürfen diese einer spezifischen Überprüfung, die aber aufgrund der Unterlagentiefe und des zeitlichen Rahmens in dieser Stellungnahme nicht geleistet werden konnte.

Zudem wurde ein Teilaspekt bei den Ausfallannahmen, nämlich der vollständige Ausfall des Kühlwasserrücklaufes in Bereichen mit GVA-Potential (z.B. Einführung der Kühlwasserrücklaufleitungen in ein Gebäude) durch die vorgelegten Antworten der Betreiber in der Regel nicht abgehandelt. Die RSK empfiehlt, dass bei vorhandenen GVA-Potentialen entsprechende Notfallmaßnahmen in den betroffenen Anlagen für alle Betriebsphasen vorgesehen werden. Bei der Bewertung der Erfüllung der Bewertungskriterien des Level 1 wurde dieser Aspekt aufgrund der fehlenden Datenbasis nicht berücksichtigt.

B Anlagenbezogene Bewertung

Anlagenspezifische Ergebnisse

GKN-1

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem (inkl. einem Aufschaltstrang). Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

Bei geöffnetem RKL kann die Nachwärmeabfuhr über Brunnenwasser erfolgen. Die diversitäre Versorgung mit Brunnenwasser kann nach Aussage des Betreibers die Nachzerfallswärme abführen. Die Versorgungsleitung zwischen Brunnen und Ringraum ist nicht redundant.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien für den Zustand geöffneter RKL nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

GKN-2

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem (inkl. einem Aufschaltstrang). Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

Es gibt ein 4 x 50 % Nebenkühlwassersystem mit zugehörigen Zellenkühlern, das sein Ergänzungswasser zum Ersatz der Zellenkühlerverdunstungsverluste aus dem Neckar oder dem Brunnen beziehen kann.

Zusätzlich ist eine 2x100% Notnebenkühlwasserversorgung mit eigenständiger Ansaugung aus dem Neckar vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Eine komplette Unabhängigkeit von der normalen Kühlwasserversorgung ist aufgrund gemeinsamer Kühler nicht gegeben.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

KBR

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

2 x 100 % Notnebenkühlwasserpumpen, die Kühlwasserentnahme aus der Elbe kann bei Ausfall der gesicherten Neben- und Notnebenkühlwasserpumpen über Reservewasserpumpen erfolgen. Eine diversitäre Wärmesenke existiert nicht.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKE

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

Es gibt ein 4 x 50 % Nebenkühlwassersystem mit zugehörigen Zellenkühlern, das sein Ergänzungswasser zum Ersatz der Zellenkühlerverdunstungsverluste auch über Feuerlöschpumpen aus der Kühlturmtasse, dem Trinkwasseranschluss oder dem Objektschutzgraben beziehen kann. Bei Ausfall des Vorfluters kann zudem auf das Kühlwasserreservoir Speicherbecken Geeste zurückgegriffen werden. Zusätzlich ist eine 2x100% Notnebenkühlwasserversorgung mit eigenständiger Ansaugung aus der Ems vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Eine komplette Unabhängigkeit von der normalen Kühlwasserversorgung ist aufgrund gemeinsamer Kühler nicht gegeben.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

KKG

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

2 x 100 % Notnebenkühlwasserpumpen mit Kühlwasserentnahme aus dem Main. Eine diversitäre Wärmesenke existiert nicht.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKI-2

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

2 x 100 % Notnebenkühlwasserpumpen mit Kühlwasserentnahme aus der Isar. Eine diversitäre Wärmesenke existiert nicht.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKP-2

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zur Bespeisung der DE existiert ein viersträngiges Notspeisesystem. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

2 x 100 % Notnebenkühlwasserpumpen mit Kühlwasserentnahme aus dem Rhein oder dem Brunnen.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Eine komplette Unabhängigkeit von der normalen Kühlwasserversorgung ist aufgrund gemeinsamer Kühler nicht gegeben.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

KKU

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Zweisträngiges Notstandsspeisesystem RX. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

Es ist ein nicht redundantes (1 x 100 %) Notstands-Nebenkühlwassersystem vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KWB-A

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Eine dampfbetriebene Notspeisewasserpumpe kann mit Deionat gekühlt werden und die Dampferzeuger bespeisen. Zusätzlich ist eine unabhängige Sekundäreinspeisung über RZ möglich.

Ein Nachkühler kann mit Feuerlöschwasser unabhängig vom Rhein aus einem Brunnen gekühlt werden. Redundante Versorgungsstränge liegen nicht vor.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KWB-B

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Es ist eine unabhängige Sekundäreinspeisung über RZ möglich.

Ein Nachkühler kann mit Feuerlöschwasser unabhängig vom Rhein aus einem Brunnen gekühlt werden. Redundante Versorgungsstränge liegen nicht vor.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KWG

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden bzw. in Umsetzung.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Bespeisung der Dampferzeuger über das Notspeisesystem. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Abblasen über Dach.

2 x 100 % Notnebenkühlwasserpumpen, je eine Pumpe in getrennten Nebenkühlwasserpumpenbauwerken aus der Weser. Redundant zum Nebenkühlwasser und Notnebenkühlwasser ist das Reservewassersystem. Informationen über fest installierte und redundante Nebenkühlwasserstränge sowie über eine diversitäre Wärmesenke liegen nicht vor.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKB

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Das Unabhängige Notstandssystem (UNS), 2 x 100 % in den aktiven Komponenten mit eigener Notstromversorgung, ist diversitär im Aufbau und hinsichtlich der Wärmesenke (zwangselüfteter Nasszellenkühler).

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Das UNS ist komplett unabhängig von der normalen Kühlwasserversorgung (Elbe) aufgebaut. Das UNS verfügt über einen zwangselüfteten Nasszellenkühler.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

KKI-1

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Hilfskühlwasserstränge fördern in das Sammelbecken des Kühlwassereinlaufbauwerkes. Zur Wärmeabfuhr sind nach wie vor die Nebenkühlwasserpumpen erforderlich. Eine diversitäre Wärmesenke ist nicht vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKK

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Eine diversitäre Wärmesenke ist nicht vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

KKP-1

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Es ist das Unabhängige Störfall- und Schutz-System (USUS) vorhanden, 2 x 100 % mit eigener Notstromversorgung, diversitärer Ansteuerung, das als Wärmesenke sowohl den Rhein über ein eigenes Pumpenbauwerk als auch einen Brunnen heranziehen kann.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Das USUS ist komplett unabhängig von der normalen Kühlwasserversorgung.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

KRB-II B/C

Level 1

Es sind Notfallmaßnahmen bei einem postulierten Ausfall der redundanten Kühlwasserversorgung vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 2

Es ist das einsträngige, diversitäre zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) vorhanden.

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Level 3

Da Level 2 mit den vorliegenden Nachweisen nicht als erfüllt angesehen wird, ist Level 3 ebenfalls nicht erfüllt.

6.4 Robustheit von Vorsorgemaßnahmen

Unter Vorsorgemaßnahmen werden die Maßnahmen verstanden, die für Störfallbetrachtungen als nicht ausgefallen bewertet werden. Kann deren Versagen bei der Robustheitsbewertung praktisch nicht ausgeschlossen werden, so birgt deren Versagen ein Potential für „cliff edge“ Effekte.

Nachfolgend werden die aus Sicht der RSK für die vorliegende Robustheitsüberprüfung relevanten VM-Maßnahmen benannt. Diese sind anlagenspezifisch zu überprüfen und ggf. noch zu erweitern.

- VM-Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Überflutungen insbesondere in den Reaktorgebäuden / dem Ringraum sowie in anderen sicherheitstechnisch relevanten anderen Gebäuden mit Überflutungspotential (z.B. Notspeisegebäuden) infolge von Lecks oder menschlichen Fehlhandlungen. Besonderes Augenmerk ist dabei auf cliff edge Effekte bei Freisetzungen aus Behältern / Systemen mit hohem Überflutungspotential wie z.B. Brennelementlagerbecken, gefluteter Reaktorraum, Kondensationskammer zu richten.
- VM-Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Brände insbesondere auch in Gebäuden mit hohen Brandlasten und Zündquellen wie sicherheitstechnisch relevante Schaltanlagen, Leittechnikrichtungen (auch als Folge des primären Ereignisses).
- VM-Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen infolge des Versagens von hochenergetischen Leitungen und Behältern im Ringraum von DWR-Anlagen wie
 - Doppelrohre,
 - aktive Isolierungsmaßnahmen bei Lecks in hochenergetischen Rohrleitungen z.B. Nachkühlleitungen,
 - Maßnahmen zum Frischdampfleitungsbruch außerhalb des Sicherheitsbehälters bei Anlagen ohne Kompaktarmaturenblock.
- VM-Maßnahmen gegen Absturz, Anprall oder Kippen schwerer Lasten z.B. auf das Brennelementlagerbecken oder den offenen RDB zur Vermeidung von größeren Brennelementschäden oder des Ausfalls der Brennelementkühlung infolge größerer Kühlmittelverluste aus dem Brennelementlagerbecken bzw. dem Reaktorraum.
- VM-Maßnahmen zur Vermeidung interner und externer Explosionen mit redundanzübergreifenden Folgen insbesondere auch von H₂-Gemischen.

Die für die Bewertung der VM-Maßnahmen zu betrachtenden Lastannahmen betreffen übergreifende Einwirkungen von innen (EVI) einschließlich Fehlhandlungen des Personals wie Fehlbedienungen, unzureichende / fehlerhafte Freischaltmaßnahmen.

Die Beurteilung der einzelnen VM erfolgt anhand des nachfolgenden Level-Schemas.

Basislevel

Die VM-Maßnahmen basieren nicht oder nur in geringem Maße auf administrativen Maßnahmen sondern auf passiven Elementen wie baulichen Einrichtungen, passiven Komponenten oder zuverlässigen aktiven Einrichtungen. Es liegen keine Betriebserfahrungen vor die dem VM Ansatz widersprechen.

Level 1

Der Ausfall bzw. die Nichtwirksamkeit der VM, zu deren Wirksamkeit administrative Vorgaben oder aktive Einrichtungen erforderlich sind, wird unterstellt. Das Versagen dieser VM gefährdet die Vitalfunktionen. Die Vitalfunktionen können mit Hilfe von Notfallmaßnahmen, die in der jeweiligen Situation wirksam sind, aufrechterhalten werden.

Level 2

Der Ausfall bzw. die Nichtwirksamkeit der VM, zu deren Wirksamkeit administrative Vorgaben oder aktive Einrichtungen erforderlich sind, wird unterstellt. Das Versagen dieser VM gefährdet die Vitalfunktionen. Die Vitalfunktionen können jedoch durch nicht betroffene Sicherheitssysteme, Notstandssysteme oder andere diversitäre Maßnahmen (keine Notfallmaßnahmen) aufrechterhalten werden.

Level 3

Der Ausfall bzw. die Nichtwirksamkeit der VM kann praktisch ausgeschlossen werden oder die Folgen des Ausfalls führen zu keinem Verlust von Vitalfunktionen.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Wie festgestellt, muss auf Grund des sehr spezifischen Charakters von Vorsorgemaßnahmen (VM) eine der jeweiligen VM spezifische Bewertung vorgenommen werden. In vielen Fällen war eine Bewertung einzelner VM Maßnahmen anhand der o. g. RSK Bewertungskriterien auf Basis der verfügbaren Informationen und angesichts der Kürze der zur Verfügung stehenden Zeit nicht möglich. Die nachfolgenden Feststellungen können daher nur als erster und vorläufiger Schritt einer Gesamtbewertung angesehen werden.

Die Darstellung erfolgt getrennt für DWR und SWR Anlagen.

DWR – Anlagen

Die nachfolgend aufgelisteten VM-Maßnahmen für DWR-Anlagen wurden behandelt:

-
- Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Überflutung im Reaktorgebäude,
 - Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Überflutung in sicherheitsrelevanten Gebäuden,
 - Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen infolge des Versagens von hochenergetischen Leitungen und Behältern im Ringraum /Armaturenkammer,
 - Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen infolge des Versagens der Großkomponenten Turbine und Hauptkühlmittelpumpenschwungrad,
 - Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen infolge von Lastabstürzen.

Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Überflutung

Überflutungsereignisse können zum Ausfall von sicherheitstechnischen Einrichtungen führen, insbesondere wenn elektrische Einrichtungen, wie z.B. die Antriebe von Pumpen oder Notstromerzeugungsanlagen, Schaltanlagen, überflutet werden. Um zu vermeiden, dass ein Überflutungsereignis mehr als eine redundante Sicherheitseinrichtung beeinträchtigt, wird in der Regel eine physische Barriere (räumliche Trennung mit baulichem Schutz) zwischen den Redundanzen errichtet. Dieses Grundprinzip ist in vielen sicherheitsrelevanten Gebäuden umgesetzt, jedoch nicht in allen Bereichen des Reaktorgebäudes der DWR-Anlagen. Es werden deshalb die Maßnahmen gegen Überflutungen im Bereich des Reaktorgebäudes und in anderen sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden separat bewertet.

Überflutungsereignisse infolge des Eindringens von Wasser in sicherheitstechnisch relevante Gebäude bei Überflutungen des Anlagengeländes wurden hier nicht betrachtet.

Reaktorgebäude

Bei allen hier zu betrachtenden DWR Anlagen ist das Prinzip des baulichen Schutzes gegen Überflutung im Reaktorgebäude nicht durchgängig angewandt worden, sondern es bestehen Raumbereiche in denen redundante sicherheitstechnische Einrichtungen nicht durch physische Überflutungsbarrieren getrennt sind.

Bei Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters wird – unabhängig von der Art des auslösenden Ereignisses - der untere Bereich geflutet. In diesem befinden sich keine aktiven sicherheitstechnischen Einrichtungen und das Volumen dieses Bereichs ist so dimensioniert, dass es nicht zum Ausfall von sicherheitstechnischen Einrichtungen, d.h. zum Verlust vitaler Funktionen, kommen kann.

Im Bereich außerhalb des Sicherheitsbehälters – dem „Ringraum“ - befindet sich eine Vielzahl sicherheitstechnischer Einrichtungen, die für die Kühlung des Reaktorkerns sowohl in Zuständen des

„Bestimmungsgemäßen Betriebs“ als auch bei Störfällen erforderlich sind. Diese Einrichtungen finden sich vorzugsweise auf einer der unteren Ebenen des Ringraums. Um deren Funktion gegen eine vordefinierte Überflutungshöhe abzusichern sind Komponenten (z. B. Pumpen) auf Sockeln installiert.

Der Ringraum ist nicht durch physische Barrieren – von einigen lokalen Abkammerungen abgesehen - zwischen den Redundanzen unterteilt. Das Störfallbeherrschungskonzept sieht vor, dass Lecks erkannt und abgesperrt werden und sich das Leckwasser in die Nachbarredundanzen ausbreitet und durch die großflächige Verteilung des Leckwassers allenfalls Fluthöhen erreicht werden, die nicht zum Ausfall der sicherheitstechnischen Einrichtungen führen. Damit dieses Konzept wirksam werden kann, ist sicherzustellen, dass keine Wassermengen eingetragen werden können, die zu höheren Fluthöhen führen als der Auslegung zu Grunde gelegt wurden. Bei Überschreitung solcher Fluthöhen besteht ein „cliff edge“ Effekt dahingehend, dass es zum Ausfall von Sicherheitseinrichtungen, insbesondere von solchen, die für die primärseitige Kühlmittelergänzung und Borierung relevant sind, kommen kann. Dies führt zum Verlust vitaler Funktionen für die Kühlung des Reaktorkerns und des Brennelementlagerbeckens.

In den Antworten der Betreiber wurden im Wesentlichen die bestehenden Maßnahmen zur Begrenzung von Leckeintragsmengen beschrieben. Dazu zählen vor allem die Qualität der im Ringraum befindlichen wasserführenden Systeme, das Doppelrohr der Sumpfansaugeleitung mit Lecküberwachung sowie die Wirksamkeit der aktiven Maßnahmen zur Absperrung von Systemen die bei Lecks das Potential aufweisen größere Wassermengen in den Ringraum einzuspeisen. Aus den Beschreibungen ist zu entnehmen, dass die getroffenen Maßnahmen im Wesentlichen - bis auf eine spezielle nachfolgend beschriebene Ausnahme - für alle betrachteten DWR Anlagen hinsichtlich Auslegung und Wirksamkeit vergleichbar sind. Neben passiven Elementen, wie Doppelrohre in den Sumpfansaugeleitungen, basieren die VM-Maßnahmen jedoch durchgängig auch auf der Wirksamkeit von aktiven Sicherheitseinrichtungen, teilweise sind für die Isolierung von identifizierten Lecks auch Handmaßnahmen vorgesehen. Die erwähnte Besonderheit betrifft eine passive Maßnahme zur Vermeidung einer Ringraumüberflutung infolge von Lecks im Nebenkühlwassersystem. In neueren DWR-Anlagen (ab KKG) ist der Bereich nebenkühlwasserführender Rohrleitungen und Komponenten durch eine physische Barriere so abgekammert, dass eine Überflutungsgefahr für den Ringraum und die Anforderung aktiver Sicherheitseinrichtungen gegen Überflutung infolge großer Lecks im Nebenkühlwassersystem nur dann besteht, wenn die in der Barriere befindlichen Türen nicht verschlossen sind.

Zusammenfassend ist bezüglich des Versagens der bestehenden VM Maßnahmen zur Vermeidung von Ringraumüberflutungen festzustellen, dass im Sinne dieser Robustheitsprüfung bei allen DWR Anlagen die Überschreitung von Fluthöhen, die zum Versagen vitaler Funktionen führen, nicht als „praktisch ausgeschlossen“ angesehen werden kann, da der Schutz in nicht unerheblichem Maße auf aktiven Maßnahmen sowie auf administrativen Vorgaben und nicht allein auf passiven Barrieren beruht.

Maßnahmen bei Versagen der VM Maßnahme

Dem Ansatz der Robustheitsprüfung folgend wird die Nichtwirksamkeit einer VM, zu deren Wirksamkeit administrative Vorgaben oder aktive Einrichtungen erforderlich sind, dann weitergehend betrachtet, wenn

deren Versagen zum Ausfall von vitalen Funktionen führt. Gemäß den obigen Ausführungen ist deshalb der Verlust der Maßnahmen zur Vermeidung einer Ringraumüberflutung zu betrachten.

Bei Überschreitung der „cliff edge“ Überflutungshöhe kann in allen DWR-Anlagen vom Ausfall der primärseitigen Einspeisesysteme sowie aller primärseitigen Nachwärmeabfuhrmöglichkeiten im Kern, von Borierungsmöglichkeiten des Primärkreises und vom Ausfall der Wärmeabfuhr im Brennelementlagerbecken ausgegangen werden, da sich alle Pumpen die in den Primärkreislauf einspeisen können, im unteren Bereich des Ringraums befinden und bei Fluthöhe > cliff edge level ausfallen würden. Entsprechend den Aussagen der Betreiber verfügen nur zwei Anlagen (KWB A/B) über eine Einspeisemöglichkeit (Notstandskonzept) mit Pumpen, die sich außerhalb des betroffenen Ringraums befinden. Es wurde nicht geprüft, inwiefern für diese Notstandsmaßnahmen Eingriffe in den überfluteten Bereichen im Ringraum erforderlich sind.

Von den Betreibern wurden summarisch Notfallmaßnahmen aufgelistet, von denen einige wenige unter spezifischen Randbedingungen kreditierbar sind. Wirksam eingesetzt werden kann die Notfallmaßnahme „sekundärseitiges Bespeisen und Druckentlasten“, jedoch nur bei Zuständen mit geschlossenem Primärkreis. Ferner bestehen Notfallmaßnahmen zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens.

Für Nichtleistungsbetriebszustände mit offenem Primärkreislauf ist nicht ausgewiesen, durch welche Notfallmaßnahmen eine wirksame längerfristige Kernkühlung, dabei insbesondere eine Ergänzung von boriertem Primärkühlmittel durch derzeit existierende Notfallmaßnahmen erfolgen könnte.

Aussagen zu verfügbaren weiteren höherwertigen Maßnahmen zur Kompensation ausgefallener Systemfunktionen nach Versagen der VM-Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch „Ringraumüberflutung“ finden sich mit Ausnahme der zuvor genannten Notstandseinrichtungen an einem Standort nicht.

Summarische Bewertung der Robustheit von Maßnahmen im Reaktorgebäude von DWR-Anlagen

Überflutungen im Sicherheitsbehälter führen nicht zum Verlust von vitalen Funktionen wegen ausreichender volumenmäßiger Dimensionierung des Reaktorgebäudesumpfes. Dadurch ist für dieses Szenario für alle Anlagen Level 3 erfüllt.

Überflutungen im Reaktorgebäude-Ringraum von DWR können zum Verlust vitaler Funktionen führen, wenn der cliff edge Höhenstand überschritten wird. Notfall- oder höherwertige Maßnahmen, die in allen Betriebszuständen den Verlust vitaler Funktionen kompensieren können, wurden bis auf den Standort Biblis nicht ausgewiesen. Es wurde nicht geprüft, inwiefern für diese bei Biblis vorhandenen Notstandsmaßnahmen Eingriffe in den überfluteten Bereichen des Ringraums erforderlich sind.

Die RSK wird wegen der Bedeutung der generischen Aspekte zu „Ringraumüberflutung in DWR-Anlagen“ eine vertiefende Betrachtung in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

Nicht explizit behandelte Vorsorgemaßnahmen in DWR-Anlagen

Die Fragen zu den anderen eingangs gelisteten Vorsorgemaßnahmen sind seitens der Betreiber mit sehr unterschiedlichem Tiefgang beantwortet worden.

Auf dieser Basis konnte eine belastbare Einstufung dieser Vorsorgemaßnahmen entweder nur in eingeschränktem Umfang oder im vorgegebenen Zeitrahmen nicht geleistet werden. Festzustellen ist auf Basis einer ersten Übersicht, dass bei einem im Sinne der Robustheitsbewertung postulierten Versagen der jeweiligen Vorsorgemaßnahmen keine offensichtlich bestehenden cliff-edge-Effekte identifiziert werden konnten.

Allerdings bedürfen nach Ansicht der RSK die Vorsorgemaßnahmen zur Vermeidung von Lastabstürzen im Bereich des Primärkreislaufs und der Brennelementlagerbecken, die auch auf administrativen Maßnahmen basieren, weiterer vertiefter Betrachtungen hinsichtlich ihrer Auswirkungen. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

SWR- Anlagen

Angesichts der in unterschiedlichen Detaillierungsgraden vorliegenden Betreiberantworten und der Kürze der verfügbaren Zeit erfolgt für die SWR Anlagen nur eine Diskussion von VM- Maßnahmen zur

- Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Überflutung im Reaktorgebäude,
- Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Lecks an Anschlussleitungen der Kondensationskammer,
- Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen infolge eines Versagens des Durchdringungsabschlusses der FD-Leitungen bei FD-Lecks im Reaktorgebäude.

Eine systematische Einbeziehung aller Anlagenbetriebsphasen sowie eine mögliche Beeinträchtigung der Lagerbeckenkühlung ist nicht erfolgt.

Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Überflutung im Reaktorgebäude

Die größten Wassereinträge in das Reaktorgebäude ergeben sich bei Lecks an Anschlussleitungen der KoKa oder bei Lecks an Leitungen des Nebenkühlwassersystems (potenziell unbegrenzt bei laufenden Pumpen). Bei Lecks an Anschlussleitungen der KoKa sind neben den unmittelbaren Überflutungsfolgen auch der

mögliche Ausfall der KoKa als Wärmesenke und Wasserreservoir für die RDB-Bespeisung zu betrachten. Hinsichtlich der hier durchgeführten Betrachtungen zur Anlagenrobustheit ist der zweite Aspekt führend. Daher wird das Thema Lecks an Anschlussleitungen der KoKa nicht im Abschnitt „Überflutung im Reaktorgebäude“ sondern im nächsten Abschnitt behandelt.

Alle Anlagen sehen für bestimmte Fälle oder Zustände (z. B. bei Lecks am Nebenkühlwassersystem) Handmaßnahmen zur Leckabspernung vor (bei KKP-1 liegen keine ausreichenden Informationen hierzu vor). Hinsichtlich verfügbarer Karenzzeiten sind unterschiedliche Anlagenzustände zu betrachten. Überflutungen von sicherheitsrelevanten Gebäuden insbesondere im Bereich der Nebenkühlwasserversorgung traten bei verschiedenen Anlagen im Nichtleistungsbetrieb auf. Angesichts großer potentieller Öffnungsquerschnitte (offene Rohrleitungen, Mannlöcher etc.) im Nichtleistungsbetrieb können Überflutungsniveaus, die zum Ausfall vitaler Funktionen führen (cliff edge Effekt), unter Umständen schon nach sehr kurzer Zeit erreicht werden.

KKB und KRB II

Level 2

Sollten bei Misslingen von Handmaßnahmen zur Leckabspernung die Block-Nachkühlketten ausfallen, stehen in KKB das UNS und in KRB-II das ZUNA für die Nachwärmeabfuhr zur Verfügung.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden, da das Versagen der VM Maßnahmen nicht praktisch ausgeschlossen werden kann (Überflutung der Block-Nachkühlketten kann nicht ausgeschlossen werden).

KKI-1

Level 2

Falls durch die im Reaktorgebäude installierten Klappen zur Wasserausleitung aus dem Reaktorgebäude eine Überflutung sicherheitsrelevanter Komponenten nicht verhindert werden kann, stehen in KKI-1 in zwei Redundanzen Pumpen zur Verfügung, die auch bei Überflutung funktionsfähig bleiben und eine Nachwärmeabfuhr gewährleisten. Die RSK stuft dies als gleichwertig mit dem Vorhandensein eines von Überflutung nicht betroffenen Notstandssystems ein.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden, da das Versagen der VM-Maßnahmen nicht praktisch ausgeschlossen werden kann.

KKK**Level 1**

Zur Leckabspernung (insbesondere Nebenkühlwasser) sind Handmaßnahmen erforderlich. Bei den im Rahmen von SÜ Bewertungen unterstellten Leckgrößen bestehen hierbei Karenzzeiten größer 9 h. Informationen zum Überflutungspotential im Nichtleistungsbetrieb liegen nicht vor. Bei Misslingen von Handmaßnahmen zur Leckabspernung sind Vitalfunktionen gefährdet. Ausreichende Informationen zu verfügbaren Notfallmaßnahmen liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung des Levels 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2 und 3

Auf Basis der vorliegenden Unterlagen ist keine Aussage möglich, dass die Bewertungskriterien erfüllt werden.

KKP-1**Level 2**

Bei Ausfall der Block-Nachkühlketten infolge Überflutung steht in KKP-1 das USUS zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung.

Level 3

Es liegen keine Aussagen/Unterlagen vor.

Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen durch Lecks an Anschlussleitungen der Kondensationskammer

Lecks an Anschlussleitungen der KoKa können zu folgenden sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen führen:

1. Ausfall der KoKa als Wärmesenke und Wasserreservoir für die RDB Bespeisung;

-
2. Überflutung des Reaktorgebäudes (dieser Aspekt wird durch den vorausgehenden Abschnitt abgedeckt).

KKB, KKI-1 und KKP-1

Bei diesen Anlagen ist die rechtzeitige Einleitung des Abfahrkühlbetriebs per Handmaßnahmen erforderlich. Gelingt dies nicht, sind Vitalfunktionen gefährdet. Gesicherte Bewertungen zu in diesem Fall ggf. verfügbaren und wirksamen Notfallmaßnahmen konnten in der Kürze der Zeit nicht abgeleitet werden. Eine LevelEinstufung ist auf Basis der vorliegenden Informationen nicht möglich.

Level 1

Die mögliche Erfüllung des Levels 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Level 2 und 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

KKK

Level 2

Gelingt die rechtzeitige Einleitung des Abfahrkühlbetriebs per Handmaßnahmen nicht, steht das Gebäuderückfördersystem zur Verfügung. Wenn dieses zusätzlich ausfällt, sind Vitalfunktionen gefährdet.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Level 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

KRB II

Level 3

Ein für den Nachkühlbetrieb ausreichender Füllstand in der KoKa ist durch bauliche (passive) Vorkehrungen sichergestellt. Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Maßnahmen zur Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen infolge eines Versagens des Durchdringungsabschlusses der FD-Leitungen bei FD-Lecks im Reaktorgebäude

Das Störfallbeherrschungskonzept des SWR beruht bei einer Reihe von Ereignissen (KMV innerhalb oder außerhalb SHB, Transienten mit erheblichem Füllstandsabfall, Fehlöffnen von FD-Armaturen) auf dem erfolgreichen Durchdringungsabschluss der FD-Leitungen. Im Hinblick auf ein mögliches Versagen des DDA der FD-Leitungen durch GVA wird in den Antworten der Betreiber summarisch der Standpunkt vertreten, dass dies nicht zu unterstellen sei. Der Grund wird im Vorhandensein von zwei hintereinander angeordnete Absperrarmaturen (Einzelfehlerbeherrschung, Reparaturfall nicht zu unterstellen), in deren hoher Ausführungsqualität und in der Auslegung gegen die auftretenden Lasten gesehen.

Wird im Rahmen der RSK-Robustheitsprüfung ein Versagen des DDA-FD unterstellt, da er auf aktiven Einrichtungen basiert, besteht bei Rohrleitungslecks im Reaktorgebäude eine Verbindung zwischen dem RDB und der Atmosphäre des Reaktorgebäudes. Hierdurch kommt es zum Eintrag von Dampf und ggf. auch Wasser in das Reaktorgebäude. Dies führt zu einem Druck-, Feuchte- und Temperaturanstieg. Für die Raumbereiche in der Nähe der Leck- bzw. Bruchstelle sind erhöhte Temperaturen und hohe Feuchtwerte zu erwarten. Die Raumbereiche, die Sicherheitseinrichtungen beherbergen, liegen tiefer und sind daher nicht vorrangig von der Dampfbeaufschlagung betroffen. Welche Umgebungsbedingungen sich dort einstellen, müsste im Rahmen raumbezogener Detailanalysen untersucht werden.

Wesentliche Einflüsse auf die verfügbaren Möglichkeiten zur Ereignisbehandlung können sich aus folgenden Anlagenunterschieden ergeben:

- Vorhandensein von Nachwärmeabfuhrsystemen, die außerhalb des Reaktorgebäudes angeordnet sind – KKB (UNS), KKP-1 (USUS) und KRB II (ZUNA)
- Vorhandensein eines tief liegenden Anschlusses der Abfahrkühlleitung an den RDB – KKI-1, KKK, KRB-II
- Existenz eines Gebäuderückfördersystems – KKK

Die einzelnen Anlagen haben, mit Ausnahme von KKI-1, in den vorgelegten Unterlagen zur Robustheitsüberprüfung keine Angaben zum Vorhandensein etwaiger Nachweise und (Notfall-)Prozeduren zur Beherrschung von Lecks bzw. Brüchen an FD-Leitungen mit Versagen des Durchdringungsabschlusses gemacht. Soweit der RSK bekannt ist, werden jedenfalls nicht bei allen Anlagen Ereignisabläufe mit Versagen des DDA-FD in den Betriebsunterlagen (BHB oder NHB) behandelt.

Vor diesem Hintergrund ist eine Bestätigung der Erfüllung einzelner Levels derzeit nicht möglich.

6.5 Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen

Zusätzlich zur vorhandenen Auslegung der Anlagen für die drei ersten Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts in deutschen Kernkraftwerken wurden mit Notfallmaßnahmen Möglichkeiten geschaffen, um selbst bei auslegungüberschreitenden Annahmen und Szenarien gravierende Auswirkungen

auf die Umgebung zu vermeiden, so dass mit diesen Maßnahmen die Robustheit des gestaffelten Sicherheitskonzepts weiter erhöht wurde.

Ziel der jetzigen Sicherheitsüberprüfung war zu klären,

- inwieweit die vorhandenen Notfallmaßnahmen auch unter weitergehenden Annahmen zu erschwerenden Randbedingungen durch Einwirkungen von außen oder zu Ausfallpostulaten wirksam sind,
- inwieweit zusätzliche Notfallmaßnahmen zur weiteren Minimierung des Restrisikos sinnvoll sein könnten.

Bewertungskriterien

Allgemeines

Soweit anlageninterne Notfallmaßnahmen im Zusammenhang mit naturbedingten und zivilisatorischen Einwirkungen von außen, bei der Beherrschung postulierter Zustände, bspw. mit langandauerndem Verlust des Nebenkühlwassers oder langandauerndem „station blackout“, und bei der Kompensation des unterstellten Ausfalls von Vorsorgemaßnahmen relevant sein können, ist ihre Funktionsfähigkeit unter den entsprechenden Randbedingungen relevant.

Die im Folgenden aufgeführten Kriterien dienen der Bewertung, ob die in den Anlagen vorhandenen oder beantragten Notfallmaßnahmen (präventiv und mitigativ) zur Einhaltung der Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“, „Kontrolle der Reaktivität“ und „Einschluss radioaktiver Stoffe“ bzw. Begrenzung der Auswirkungen von Schutzzielverletzungen“ auch unter den unten genannten Randbedingungen durchführbar und wirksam sind.

Daraus folgend geht es somit um die Robustheitsbewertung von Notfallmaßnahmen

- zur Kühlung der Brennelemente und Unterkritikalität im Reaktordruckbehälter
- zur Kühlung der Brennelemente in den Nasslagerbecken
- zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters und Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung.

Für jeden dieser Aspekte sind die Verfügbarkeit und Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen im Hinblick auf die unterschiedlichen Anlagenzustände

- vor Eintritt von gravierenden BE-Schäden (präventiver Bereich),

-
- nach Eintritt von gravierenden BE-Schäden mit Erzeugung relevanter H₂-Mengen und erhöhter Ortsdosisleistung (mitigativer Bereich),
 - nach Versagen des RDB bzw. bei gravierenden Folgeereignissen im BE-Lagerbecken (mitigativer Bereich)

zu bewerten.

Ergänzend ist zwischen den Ausgangszuständen Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb zu unterscheiden.

Die auf die Einhaltung der o.g. Schutzziele gerichteten anlageninternen Notfallmaßnahmen sollen drei Robustheitsniveaus (Level 1- Level 3) zugeordnet werden. Dabei setzt die RSK auf folgendem Basislevel auf.

Basislevel

Präventive und mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen sind entsprechend dem Stand der Technik in Deutschland sowie den Empfehlungen der RSK umgesetzt, ihre Anwendung ist im Notfallhandbuch dokumentiert und ihre Durchführung wird regelmäßig geübt.

Hinweis: In diesen Notfallmaßnahmen sind bereits Szenarien u. a. mit folgenden Randbedingungen für die Durchführung enthalten:

- Station blackout bis 2 h
- Unverfügbarkeit des nuklearen Nebenkühlwassers
- Erhöhte Dosisleistung entsprechend Szenario

Im Folgenden sind zusätzlich für die Betrachtung anzusetzen:

- lang andauernde Unverfügbarkeit der vorhandenen Systeme zur Drehstromversorgung,
- lang andauernde Unverfügbarkeit der vorhandenen Systeme zur Nebenkühlwasserversorgung,
- weitgehende Zerstörung der Infrastruktur inkl. der Kommunikationseinrichtungen in der Standortumgebung (erschwerete technische und personelle Unterstützung von außen),
- Nichtzugänglichkeit und Beeinträchtigung von Arbeitsmöglichkeiten aufgrund Trümmerbildung, Dampf, Rauchgasen, weiter erhöhter Dosisleistung etc., soweit dies je nach Szenario zu erwarten ist.

Spezifische Kriterien mit Level

Kernkühlung und Unterkritikalität

Level 1

Zusätzlich zum Basislevel:

Die Kernkühlung wird unter den genannten Randbedingungen über primärseitige und sekundärseitige Notfallmaßnahmen (DWR) bzw. durch die Notfallmaßnahme „Einspeisung in den Reaktordruckbehälter“ und Druckentlastung in die Kondensationskammer (SWR) hergestellt.

Die Unterkritikalität wird über Notfallmaßnahmen durch Einspeisung von ausreichend boriiertem Wasser abgesichert.

Level 2

Zusätzlich zu Level 1:

Die Einrichtungen für die Notfallmaßnahmen, wie Rohrleitungen, Stutzen, Kupplungen, Ventile sowie die notwendigen elektrischen Anschlüsse sind fest installiert. Es besteht dabei keine Notwendigkeit potenziell gefährdete Räume zu begehen.

Die für die Durchführung von Notfallmaßnahmen erforderlichen Verbindungen können einfach hergestellt werden. Die Notfallmaßnahmen können in der Hälfte der Karenzzeit realisiert werden.

Level 3

Zusätzlich zu Level 2:

Es sind räumlich getrennte und redundante Einrichtungen für die Notfallmaßnahmen fest installiert.

Beim SWR besteht die Möglichkeit, die Kondensationskammer unabhängig vom Venting zu kühlen.

Kühlung der Brennelemente im Nasslagerbecken

Level 1

Zusätzlich zum Basislevel:

Die Kühlung der Brennelemente im Nasslagerbecken wird unter den genannten Randbedingungen mit Notfallmaßnahmen hergestellt.

Level 2

Zusätzlich zu Level 1:

Die Einrichtungen für die Notfallmaßnahmen, wie Rohrleitungen, Stutzen, Kupplungen, Ventile sowie die notwendigen elektrischen Anschlüsse sind fest installiert. Es besteht dabei keine Notwendigkeit potenziell gefährdete Räume zu begehen.

Die für die Durchführung von Notfallmaßnahmen erforderlichen Verbindungen können einfach hergestellt werden. Die Notfallmaßnahmen können in der Hälfte der Karenzzeit realisiert werden.

Level 3

Zusätzlich zu Level 2:

Es sind räumlich getrennte und redundante Einrichtungen für die Notfallmaßnahmen fest installiert.

Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters (SHB) und Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

Level 1

Zusätzlich zum Basislevel:

Die Maßnahmen zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sind unter den genannten Randbedingungen durchführbar.

Level 2

Zusätzlich zu Level 1:

Die Abscheidegrade für elementares Iod überschreiten die RSK-Vorgabe um mindestens den Faktor 10 (entspricht dann >99 %).

Es kann gezeigt werden, dass die Druckentlastung des SHB keine sicherheitsrelevanten/situationsverschärfenden Schäden durch H₂-Reaktionen während des oder nach dem Druckentlastungsvorgang zur Folge hat.

Die gefilterte Druckentlastung ist mehrfach wiederholbar. Dazu gehört, dass die gefilterte Druckentlastung ohne Handmaßnahmen vor Ort in Betrieb gesetzt werden kann.

Level 3

Zusätzlich zu Level 2:

Die Notfallmaßnahmen, die dem Erhalt der Integrität des SHB dienen, sind redundant vorhanden.

Bewertung

Allgemeines

Die RSK stellt auf Basis einer ersten Übersicht fest, dass die aufgrund der Fragenliste gelieferten Antworten gegenwärtig nicht ausreichen, um entsprechend den definierten Kriterien eine durchgehende Zuordnung der anlagenspezifischen Notfallmaßnahmen (NFM) zu den verschiedenen Leveln durchzuführen. Die RSK hat deshalb mit Bezug auf die Ereignisse in Fukushima nach Auswertung der vorliegenden Antworten und sonstiger Informationen generische Schwerpunkte für weitere Betrachtungen abgeleitet.

Generische Schwerpunkte

1. Das Notfallschutzkonzept sollte dahingehend weiterentwickelt werden, dass die Wirksamkeit der NFM auch bei Einwirkungen von außen gegeben ist. Dabei sind folgende Aspekte nach/bei EVA zu berücksichtigen:
 - Einschränkungen der Zugänglichkeit des Kraftwerksgeländes und von Kraftwerksgebäuden,
 - Funktionsfähigkeit der NFM,
 - Verfügbarkeit der Ausweichstelle.

2. Die Verfügbarkeit von Drehstrom ist notwendige Voraussetzung für die überwiegende Anzahl der NFM, mit denen vitale Funktionen abgesichert bzw. wiederhergestellt werden können. Vor diesem Hintergrund sollte das Notfallschutzkonzept so weiter entwickelt werden, dass bei einem unterstellten SBO eine Drehstromversorgung im Rahmen einer anlagenspezifisch ermittelten Karenzzeit wiederhergestellt werden kann. Hierzu zählen aus Sicht der RSK:
 - EVA-geschützte Anordnung von standardisierten Einspeisepunkten an der Außenseite der Gebäude zur Versorgung der Notstromschienen und ggf. Notspeisenotstromschienen (im Gebäude durchschaltbar),
 - EVA-geschütztes Vorhalten mobiler Notstromgeneratoren mit einer Leistung für eine Nachkühlredundanz bzw. zum Aufladen von Batterien.

3. Überprüfung des Notfallschutzkonzepts im Hinblick auf Einspeisemöglichkeiten zur Kühlung von BE und zur Sicherstellung der Unterkritikalität. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen:
 - EVA-geschütztes Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments (Schläuche, Anschlussstücke, Kupplungen etc.) sowie Bor mit Vorgabe von Karenzzeiten für die Bereitstellung einschließlich Antransport.
 - Gewährleistung einer auch nach EVA verfügbaren vom Vorfluter unabhängigen Wasserentnahmestelle (erforderlichenfalls räumliche Trennung).

-
- Wassereinspeisemöglichkeiten in DE, RDB und SHB/RSB (hierbei auch Berücksichtigung höherer Gegendrucke), ohne dass ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential (Dosisleistung, Trümmerlast) erforderlich ist und um örtliche Zerstörungen kompensieren zu können (z.B. durch festverlegte und räumlich getrennte Einspeisewege).
 - Optimierung der SWR-Notfallmaßnahme dampfgetriebene Hochdruck-Einspeisung bei SBO zur Vermeidung des Hochdruckpfads bei einer Kernschmelze (Erhalt einer ausreichenden Druckabbaufähigkeit bei erhöhter KoKa-Temperatur).
4. Die im auslegungsüberschreitenden Bereich noch vorhandenen Reserven sind auf Basis entsprechender Analysen zu identifizieren und können mit auf dieser Grundlage entwickelter Prozeduren erforderlichenfalls genutzt werden. Dies sollte im Zusammenhang mit der vorgesehenen und gegenwärtig laufenden Einführung der sog. Severe Accident Management Guidelines (SAMG) berücksichtigt werden.
5. Stärkere Berücksichtigung der Nasslagerung von BE im Rahmen des Notfallschutzkonzepts unter Beachtung folgender Aspekte:
- Wassereinspeisemöglichkeiten in das BE-Nasslager, ohne dass ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential (Dosisleistung, Trümmerlast) erforderlich ist und um örtliche Zerstörungen kompensieren zu können (z.B. durch festverlegte und räumlich getrennte Einspeisewege).
 - Zur Absicherung der Verdampfungskühlung: Nachführung der Nachweise für BE-Lagerbecken, Flutraum, Absetzbecken, Flutkompensator auf Siedetemperatur.
 - Maßnahmen zur Begrenzung von Freisetzungen aus dem BE-Lagerbecken in SWR bei unterstellten gravierenden BE-Schäden, ggf. mit H₂-Bildung.

6.6 Zivilisatorisch bedingte Ereignisse

6.6.1 Flugzeugabsturz

Mechanischer Schutzgrad 1

Erhalt der vitalen Funktionen beim Absturz eines Militärflugzeugs vom Typ Starfighter.

Thermischer Schutzgrad 1

Erhalt der vitalen Funktionen bei unterstellten Freisetzungen und Brand von Treibstoffen beim Absturz eines Militärflugzeugs mindestens vom Typ Starfighter.

Mechanischer Schutzgrad 2

Erhalt der vitalen Funktionen bei der Last-Zeit-Funktion gemäß RSK-Leitlinien sowie einer Last-Zeit-Funktion eines mittleren Verkehrsflugzeuges.

Thermischer Schutzgrad 2

Erhalt der vitalen Funktionen bei unterstellten Freisetzungen und Brand von Treibstoffen beim Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges.

Mechanischer Schutzgrad 3

Auslegung mit der Last-Zeit-Funktion gemäß RSK-Leitlinien sowie Erhalt der vitalen Funktionen bei einer Last-Zeit-Funktion eines großen Verkehrsflugzeuges.

Thermischer Schutzgrad 3

Erhalt der vitalen Funktionen bei unterstellten Freisetzungen und Brand von Treibstoffen beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Die Bewertungskriterien für einen angenommenen Flugzeugabsturz unterscheiden sich in den o. g. drei Schutzgraden. Nachfolgend wird für jeden der genannten Schutzgrade eine anlagenspezifische Bewertung vorgenommen.

Mechanische Folgewirkungen infolge eines Flugzeugabsturzes, die zu einem begrenzten Kühlmittelverlust führen, z.B. Lecks an kleinen Rohrleitungen, wurden bisher nicht postuliert und konnten im Rahmen dieser Überprüfung noch nicht bewertet werden. Die RSK wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

B Anlagenbezogene Bewertung

Biblis A

Mechanischer Schutzgrad 1

Bei der Errichtung der Anlage lagen keine Anforderungen an spezifische Schutzmaßnahmen vor. Der Betreiber verweist auf vielfältige nachfolgende Untersuchungen insbesondere im Rahmen der SÜ und eigener Initiativen, die zeigen, dass durch die massive Bauweise des Reaktorgebäudes und Vergleiche der induzierten Erschütterungen mit der Erdbebenauslegung von Komponenten eine erhebliche Widerstandswirkung auch für einen postulierten Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude besteht.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden im Rahmen der SÜ für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Hinsichtlich der Lastannahmen nach RSK-LL liegen keine Nachweise/Unterlagen vor.

Die Anforderungen der RSK-LL können nicht erfüllt werden.

Für ein mittleres Verkehrsflugzeug verweist der Betreiber auf eigene Untersuchungen, die zeigen, dass durch die massive Bauweise des Reaktorgebäudes und Vergleiche der induzierten Erschütterungen mit der Erdbebenauslegung von Komponenten eine erhebliche Widerstandswirkung auch für den Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges auf das Reaktorgebäude besteht.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Spezifische Aussagen und Nachweise zum Treibstoffbrand beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges liegen nicht vor.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Thermischer Schutzgrad 3

Da der mechanische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen wird, wird auch der thermische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen.

Biblis B***Mechanischer Schutzgrad 1***

Es sind bauliche Schutzmaßnahmen für das Reaktorgebäude und die Armaturenkammer sowie für relevante Rohr- und Kabelkanäle mit Lastannahmen für Starfighter vorhanden. Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Da keine belastbaren Nachweise zur Berücksichtigung von induzierten Erschütterungen vorliegen, bedarf die Bestätigung des Schutzgrades einer entsprechenden Überprüfung.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden entsprechend den Mengen eines Militärflugzeuges (keine Mengenangabe) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Hinsichtlich der Lastannahmen nach RSK-LL liegen keine Nachweise/Unterlagen vor.

Für ein mittleres Verkehrsflugzeug verweist der Betreiber auf eigene Untersuchungen, die zeigen, dass durch die massive Bauweise des Reaktorgebäudes und Vergleiche der induzierten Erschütterungen mit der Erdbebenauslegung von Komponenten eine erhebliche Widerstandswirkung auch für den Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges auf das Reaktorgebäude besteht.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für ein Militärflugzeug (keine Mengenangaben) berücksichtigt. Spezifische Aussagen und Nachweise zum Treibstoffbrand beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges liegen nicht vor.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Thermischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Brokdorf

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für ein Flugzeug mit 5,7 Mg Treibstoff berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für ein Flugzeug mit 5,7 Mg Treibstoff berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades bzgl. eines mittleren Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Brunsbüttel

Mechanischer Schutzgrad 1

Keine Auslegung der Gebäude. Es wurden diverse Nachuntersuchungen geführt, die nach Auffassung des Betreibers zeigen, dass die notwendigen Nachweise zur Erfüllung des Schutzgrades möglich sind.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 1

Es wurden diverse Nachuntersuchungen geführt, die nach Auffassung des Betreibers zeigen, dass die notwendigen Nachweise zur Erfüllung des Schutzgrades möglich sind.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 2

Hinsichtlich der Lastannahmen nach RSK-LL liegen keine Nachweise/Unterlagen vor.

Nach Meinung der RSK kann die Abtragbarkeit der Lastannahmen nach RSK-LL nicht erfüllt werden.

Für ein mittleres Verkehrsflugzeug verweist der Betreiber auf eigene Untersuchungen, nach denen eine Widerstandswirkung auch für den Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges auf Teile des Reaktorgebäudes besteht.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Bzgl. von Treibstoffbränden verweist der Betreiber auf die bautechnische Auslegung des UNS-Gebäudes.

Spezifische Aussagen und Nachweise zum Treibstoffbrand beim Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges liegen nicht vor.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Thermischer Schutzgrad 3

Da der mechanische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen wird, wird auch der thermische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen.

Emsland***Mechanischer Schutzgrad 1***

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeuges liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Grafenrheinfeld

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Grohnde

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeuges. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeuges hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Gundremmingen B; Gundremmingen C

Bemerkung: Für die baugleichen Blöcke B und C wird vom Betreiber keine Unterscheidung vorgenommen. Die nachfolgende Bewertung gilt für beide Blöcke.

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 für ein DWR-Reaktorgebäude vom Typ Konvoi ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Eine Übertragbarkeit auf die Gebäudestruktur von KRB B/C wurde nur qualitativ behandelt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 für ein DWR-Reaktorgebäude vom Typ Konvoi ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Eine Übertragbarkeit auf die Gebäudestruktur von KRB B/C wurde nur qualitativ vorgenommen.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Isar 1

Mechanischer Schutzgrad 1

Auslegung gegen Starfighter

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Auslegung gegen Starfighter

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Hierzu gibt es keine Auslegung. Nach Aussage des Betreibers gibt es Untersuchungen, mit denen die Einhaltung der Bewertungskriterien gezeigt werden kann.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Nach Aussage des Betreibers ist ein Verlust der vitalen Funktionen durch Plausibilitätsbetrachtung für den Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeugs ausgeschlossen. Es gibt Angaben des Betreibers zur Brandbekämpfung, wobei die Treibstoffmenge eines großen Verkehrsflugzeugs (160 Mg) zugrunde gelegt wurde.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Thermischer Schutzgrad 3

Szenarien zur Brandbekämpfung für die Treibstoffmenge eines vollgetankten großen Verkehrsflugzeugs (160 Mg) werden aufgezeigt.

Da der mechanische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen wird, wird auch der thermische Schutzgrad nicht als erfüllt angesehen.

Isar 2

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Krümmel

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 für ein DWR-Reaktorgebäude vom Typ Konvoi ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Eine Übertragbarkeit auf die Gebäudestruktur von KKK wurde nur qualitativ behandelt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 für ein DWR-Reaktorgebäude vom Typ Konvoi ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Eine Übertragbarkeit auf die Gebäudestruktur von KKK wurde nur qualitativ behandelt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Neckarwestheim I

Mechanischer Schutzgrad 1

Es sind bauliche Schutzmaßnahmen für das Reaktorgebäude, die Armaturenkammer, das Notspeisegebäude, die Gebäudescheiben 2 und 3 des Notstromdieselgebäudes sowie relevante Rohr- und Kabelkanäle mit Lastannahmen für Starfighter vorhanden. Für alle geschützten Bauwerke wurden die induzierten Erschütterungen der im Anforderungsfall benötigten Komponenten auf Basis der Erdbebenauslegung der Anlage berücksichtigt.

Die Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien liegen aus dem Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren vor.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien liegen aus dem Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren vor.

Mechanischer Schutzgrad 2

Keine Aussagen im Hinblick auf Lastannahmen nach RSK-LL.

Für Verkehrsflugzeuge wurden detaillierte standortspezifische Betrachtungen zur Möglichkeit eines Treffers angestellt. Dabei wurden sowohl die topologischen Gegebenheiten berücksichtigt als auch die flugtechnischen Möglichkeiten. Nach Aussage des Betreibers ist es im Ergebnis höchst unwahrscheinlich, dass die Anlage überhaupt getroffen werden kann. Weiterhin liegen nach Angaben des Betreibers generische Untersuchungen zum Verhalten von Gebäuden beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges vor. Demnach lassen diese Studien erwarten, dass, obwohl ursprünglich nicht für den gezielten Angriff ausgelegt, der Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeugs mit ca. 65 t und einer Anfluggeschwindigkeit von 100 m/s (größer als typische Landeanflug-Geschwindigkeit) zu beherrschen sein wird.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Spezifische Aussagen und Nachweise zum Treibstoffbrand beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges liegen nicht vor.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Generische Nachuntersuchungen für mittlere/große Verkehrsflugzeuge liegen mit dem GRS-Gutachten von 2002 vor, die den Schutzgrad nicht bestätigen .

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen auf, dass die Bewertungskriterien nicht erfüllt werden.

Thermischer Schutzgrad 3

Da der mechanische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen wird, wird auch der thermische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen.

Neckarwestheim II**Mechanischer Schutzgrad 1**

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Philippsburg 1

Mechanischer Schutzgrad 1

Bei der Auslegung der Anlage wurde kein Flugzeugabsturz vorgesehen. Bei der nachträglichen Errichtung des unabhängigen Störfall- und Schutz-System (USUS) und dem SAS-Gebäude wurden die Lastannahmen nach RSK-LL zugrunde gelegt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades für die Gesamtanlage hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 1

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 2

Hinsichtlich der Lastannahmen nach RSK-LL liegen für das Reaktorgebäude keine Nachweise/Unterlagen vor.

Nach Meinung der RSK kann die Abtragbarkeit der Lastannahmen nach RSK-LL für das Reaktorgebäude nicht erfüllt werden.

Für das Verkehrsflugzeug verweist der Betreiber auf generische Untersuchungen, nach denen eine Widerstandswirkung auch für den Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges auf Teile des Reaktorgebäudes besteht.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Zu Treibstoffbränden verweist der Betreiber auf die bautechnische Auslegung des USUS-Gebäudes.

Spezifische Aussagen und Nachweise zum Treibstoffbrand beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges liegen nicht vor.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Thermischer Schutzgrad 3

Da der mechanische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen wird, wird auch der thermische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen.

Philippsburg 2

Mechanischer Schutzgrad 1

Abgedeckt durch die Auslegung entsprechend RSK-LL

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Auslegung gemäß RSK-LL.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien hinsichtlich Auslegung gemäß RSK-LL sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Keine Auslegung gegen ein mittleres Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt. Es gibt keine Hinweise darauf, dass die vitalen Funktionen nicht erhalten bleiben.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hinsichtlich des Verkehrsflugzeugs hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 2

Treibstoffbrände wurden für eine Treibstoffmenge von 10 Mg (Militärflugzeug) berücksichtigt.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher anlagenspezifischer Nachweise und deren Bestätigung ab.

Mechanischer Schutzgrad 3

Keine Auslegung gegen ein großes Verkehrsflugzeug. Ergebnis generischer Nachuntersuchungen der GRS aus 2002 ist, dass die Struktur des Reaktorgebäudes bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges erhalten bleibt.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Thermischer Schutzgrad 3

Aussagen des Betreibers über die Beherrschung eines Treibstoffbrands auf dem Kraftwerksgelände nach Absturz eines Verkehrsflugzeugs liegen nicht vor.

Die mögliche Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Unterweser***Mechanischer Schutzgrad 1***

Auslegung gegen Absturz eines Starfighters.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Thermischer Schutzgrad 1

Auslegung gegen Absturz eines Starfighters.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt.

Mechanischer Schutzgrad 2

Eine Teilauslegung (gesichertes Gebäude ZZ) gegen Lastannahmen RSK-LL liegt vor; Es wurden Nachbewertungen im Aufsichtsverfahren über die teilweise Abtragbarkeit der Lastzeitfunktion nach RSK-LL für das Reaktorgebäude geführt.

Weiterhin liegen nach Angaben des Betreibers Untersuchungen zum Verhalten des Reaktorgebäudes beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges vor. Demnach werden die Lasten aus dem Absturz eines mittleren Verkehrsflugzeugs mit einer Anfluggeschwindigkeit von 100 m/s (größer als typische Landeanflug-Geschwindigkeit) abgetragen.

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Thermischer Schutzgrad 2

Die Erfüllung dieses Schutzgrades hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab. Auf Basis der vorliegenden Aussagen sind Einschätzungen der Reaktor-Sicherheitskommission hinsichtlich der Erfolgswahrscheinlichkeit des Erhalts der vitalen Funktionen nicht möglich.

Mechanischer Schutzgrad 3

Die vorliegenden Nachweise/Unterlagen zeigen, dass das Kriterium nicht erfüllt wird.

Thermischer Schutzgrad 3

Da der mechanische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen wird, wird auch der thermische Schutzgrad 3 nicht als erfüllt angesehen.

6.6.2 Gasfreisetzung

Dieses Thema wird in der Bewertung geteilt, da hier unterschiedliche Sachverhalte vorliegen, die nicht zusammen abgehandelt werden können.

- Die Explosionsdruckwelle ist direkt an den Gebäuden anzunehmen.
- Die Freisetzung brennbarer Gase kann auch andere Auswirkungen (z.B. auf das Nebenkühlwasser, Stromversorgungseinrichtungen) haben.
- Toxische Gase haben ein anderes Profil der Erkennbarkeit und der Auswirkungen.

6.6.2.1 Explosionsdruckwelle

Schutzgrad 1

Unter dem Aspekt der Robustheit ist sichergestellt, dass der Erhalt der Vitalfunktionen, auch unter Einbeziehung möglicher Folgeschäden und möglicher einwirkungsbedingter Personalausfälle, bei Einwirkungen entsprechend den Anforderungen der BMI-Richtlinie zu Explosionsdruckwellen gegeben ist.

Schutzgrad 2

Bei Eintreten einer gegenüber Schutzgrad 1 um 20 % (Druckverlaufskurve) höheren Explosionsdruckwelle ist der Erhalt der Vitalfunktionen, auch unter Einbeziehung möglicher Folgeschäden und möglichen einwirkungsbedingten Personalausfällen, sichergestellt. Zerstörungen der Infrastruktur sind dabei berücksichtigt, auch unter Einbeziehung möglicher Folgeschäden. Notfallmaßnahmen können berücksichtigt werden, wenn diese gegen derartige Einwirkungen ausgelegt sind oder von außerhalb der Anlage rechtzeitig bereitgestellt werden können.

Schutzgrad 3

In der näheren Umgebung und am Standort sind – sowohl stationär als auch temporär - Quellen für explosible Gase, die ein Freisetzungspotenzial aufweisen, das eine Gefährdung von Vitalfunktionen zur Folge hat, praktisch ausgeschlossen.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Explosionsfähige Gasgemische wie verflüssigte Kohlenwasserstoffe (vielleicht in Zukunft vermehrt auch Wasserstoff), auf die heute bei der Industrie nicht mehr verzichtet werden kann, werden in großen Mengen produziert und transportiert. Werden diese Stoffe freigesetzt können sich je nach Mischungsverhältnis mit der Luft explosive Gemische bilden. Bei der Explosion einer unverdämmten Gaswolke aus Kohlenwasserstoffen (z.B. Methan, Propan) sind die chemischen Reaktionsgeschwindigkeiten klein und es kommt zur Ausbildung von Deflagration, d.h. der Explosionsdruck ist durch die Ausbreitung des Gases bestimmt. Anders verhält es sich bei verflüssigtem Wasserstoff, hier können die chemischen Reaktionsgeschwindigkeiten groß sein, was dann zur Detonation führt. Die Drücke bei dieser Explosion sind um den Faktor 10 bis 20 höher als bei reiner Deflagration. Da die Kohlenwasserstoffe derzeit noch die am häufigsten vorkommenden möglichen Explosionsquellen darstellen, gehen die Betrachtungen zur Ausbildung von deflagrativen Explosionen bei den deutschen KKW insbesondere von diesen Stoffen aus. Darüber hinaus sind Detonationen am Unfallort durch Sicherheitsabstände zu beherrschen.

Hinsichtlich des Schutzgrades 1 kann mit Ausnahme der nachfolgend angesprochenen Anlagen für alle deutschen KKW die Einhaltung dieses Schutzgrades bzgl. der Lastannahme (Druckverlauf nach BMI-Richtlinie mit einem maximalem Überdruck von 0,45 bar) bestätigt werden. Bzgl. der Einhaltung von Sicherheitsabständen gibt es teilweise ebenfalls bestätigende Angaben. Teilweise ist aber aus den vorliegenden Informationen keine eindeutige Aussage zur Einhaltung der Sicherheitsabstände zu entnehmen. Im Rahmen dieser RSK-SÜ war eine entsprechende Überprüfung nicht durchführbar. Die RSK empfiehlt deshalb, solche Überprüfungen im Rahmen des Aufsichtsverfahrens zu ergänzen.

Biblis A

Die Gebäude, die zur Einhaltung der Vitalfunktionen erforderlich sind, sind für eine Explosionsdruckwelle mit einem maximalen Überdruck von 0,10 bar nachgewiesen. Nach Aussage des Betreibers zeigen aktuelle Untersuchungen, dass die globale Standsicherheit für das Reaktorgebäude, das Reaktorhilfsanlagegebäude und das RZ-Gebäude auch für die Lastannahmen nach der BMI-Richtlinie grundsätzlich gegeben ist.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Philippsburg 1

Das USUS-Gebäude und das SAS-Gebäude wurden entsprechend der BMI-Richtlinie gegen eine Explosionsdruckwelle ausgelegt. Bzgl. des Reaktorgebäudes wird auf eine entsprechende Auslegung der Einrichtungen im Reaktorgebäude abgehoben.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Isar I

Die Gebäude, die zur Einhaltung der Vitalfunktionen erforderlich sind, sind für eine Explosionsdruckwelle mit einem maximalen Überdruck von 0,20 bar nachgewiesen (standortspezifische Anforderung aus dem Aufsichts- und Genehmigungsverfahren).

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades 1 hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Neckarwestheim I

Die Gebäude, die zur Einhaltung der Vitalfunktionen erforderlich sind, sind für eine Explosionsdruckwelle mit einem maximalen Überdruck von 0,20 bar nachgewiesen (standortspezifische Anforderung aus dem Aufsichts- und Genehmigungsverfahren). Nach Angaben des Betreibers haben Nachrechnungen für das Reaktorgebäude gezeigt, dass die Baustruktur auch eine höhere Druckwellenbelastung mit einem max. Überdruck von 0,45 bar standhält.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt 1 von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Hinsichtlich des Schutzgrades 2 liegen für alle Anlagen praktisch keine belastbaren Informationen vor. Teilweise wird von den Betreibern darauf hingewiesen, dass für Bauwerke mit einem Schutz gegen Flugzeugabsturz erhebliche Reserven zur Abtragung von größeren Explosionsdruckwellen anzunehmen wären. Bei einzelnen Anlagen wird auf größer als erforderliche Sicherheitsabstände und die daraus abzuleitenden Reserven oder auf Standortbedingungen mit geringerem Gefahrenpotential hingewiesen.

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades 2 hängt bei allen Anlagen von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

Hinsichtlich des Schutzgrades 3 erfolgt von keiner Anlage eine belastbare Aussage zum praktischen Ausschluss von Quellen für explosive Gase mit Gefährdungspotential,

Die mögliche Erfüllung des Schutzgrades hängt bei allen Anlagen von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

6.6.2.2 Brennbare Gase

Schutzgrad 1

Brennbare Gase werden detektiert und es sind Abschlüsse zum Schutz der vitalen Funktionen installiert.

Schutzgrad 2

Zusätzlich zum Schutzgrad 1:

Es sind automatisch wirkende Abschlüsse zum Schutz der vitalen Funktionen installiert.

Schutzgrad 3

Zusätzlich zum Schutzgrad 2:

Es sind automatisch wirkende Abschlüsse zum Schutz der vitalen Funktionen in höherwertiger Ausführung (z.B. redundant, diversitär) installiert.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Brennbare Gase können je nach Vermischung mit Sauerstoff auch explosive Gemische bilden. Aus diesem Grund wird im Folgenden nicht zwischen brennbaren Gasen und explosiven Gasen unterschieden. Gemäß BMI-Sicherheitskriterien ist das Eindringen explosiver Stoffe in die Anlage zu verhindern. Hierbei sind die standortspezifischen Randbedingungen zu berücksichtigen. In Umsetzung dieser Vorgaben ist für alle Anlagen der Schutzgrad 1 erfüllt. Vor dem Hintergrund der standortspezifischen Besonderheiten ist die anlagenspezifische Ausgestaltung dieser Schutzmaßnahmen jedoch unterschiedlich. Hinsichtlich eines Lüftungsabschlusses bei Anstehen einer Gaswarnung ist bei den Anlagen KBR, KKB, KKE, KWG, KKK und KKV eine automatische Lüftungsabschaltung realisiert (Schutzgrad 2 erfüllt). Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt. Bei den Anlagen KWB-B und KKG werden die unterschiedlichen Lüftungsanlagen im Anforderungsfall teilweise automatisch (z.B. Wartenzuluft) und ansonsten durch Handmaßnahmen abgeschlossen. Bei den übrigen Anlagen (KWB-A, KKI-1/2, KKP 1/2, KRB-B/C sowie GKN-1/2) erfolgt ein Lüftungsabschluss generell durch Handmaßnahmen. Die entsprechenden Prozeduren für manuelle Maßnahmen sind im Betriebshandbuch verankert. Der Schutzgrad 3 wird bei allen Anlagen nicht erfüllt. Nach Aussage des Betreibers ist in KKB zusätzlich zu dem automatisch vorgesehenen Lüftungsabschluss, das zur Einhaltung der vitalen Funktionen vorhandene UNS-Gebäude im permanenten Umluftbetrieb.

6.6.2.3 Toxische Gase

Schutzgrad 1

Die in der Umgebung und am Standort möglicherweise vorhandenen toxischen Gase wurden ermittelt und es sind anlagenbezogene Schutzmaßnahmen vorgesehen. Für die ermittelten toxischen Gase sind Abschlüsse der Wartenzuluft installiert.

Schutzgrad 2

Zusätzlich zu Schutzgrad 1:

Es sind automatisch wirkende Abschlüsse der Wartenzuluft installiert.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Die standortspezifische Berücksichtigung toxischer Gase ist Bestandteil des Auslegungskonzeptes deutscher Kernkraftwerke. In Umsetzung dieser Vorgaben ist für alle Anlagen der Schutzgrad 1 erfüllt. Eine automatische Erkennung solcher Gase im Sinne des Schutzgrades 2 wurde in der Regel nicht installiert, lediglich im Kernkraftwerk Unterweser ist eine automatische Detektion und ein daraus resultierender automatischer Lüftungsabschluss vorgesehen. In den anderen Anlagen ist der Ausgangspunkt für Gegenmaßnahmen die Meldung durch die Polizei, Feuerwehr oder sonstige externe Stellen bzw. eigene Erkenntnisse zu örtlichen Freisetzungen toxischer Gase. Eine eigenständige Erkennung auf der Anlage ist in der Regel nicht installiert. Demzufolge sind unterschiedliche Szenarien, abhängig von der Umgebungsinfrastruktur, bei den einzelnen Kernkraftwerken gängige Praxis, deren Prozeduren, z.B. im Betriebshandbuch festgehalten sind. Toxische Gase wirken sich nicht auf die Funktion der Sicherheitssysteme aus. Für einen Ausfall des Bedienpersonals wird von allen Anlagenbetreibern unter Bezugnahme auf das Auslegungsmerkmal der 10-Stunden-Autarkie ein selbständiger Übergang in einen sicheren Anlagenzustand prognostiziert. Dies entspricht auch der Einschätzung der RSK.

Die RSK hält es für erforderlich, dass zu diesem Thema die Diskussion aufgenommen wird. Sie wird dies in ihr Arbeitsprogramm aufnehmen und sich mit den daraus resultierenden Fragen befassen.

6.6.3 Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf den Nachbarblock

Schutzgrad 1

Ein Verlust von Vitalfunktionen des nicht betroffenen Nachbarblocks wird durch fest installierte Systeme und der zu deren Bedienung erforderlichen Überwachungs- und Bedienungsfunktionen vermieden. Diese Systeme genügen zumindest den Anforderungen an Notstandssysteme und es sind Maßnahmen getroffen, dass das erforderliche Bedienungspersonal die notwendigen Tätigkeiten mindestens über einen Zeitraum von

1 Woche im Schichtbetrieb durchführen kann, ohne dass die Strahlenschutzgrenzwerte bei diesem Bedienungspersonal verletzt werden

Schutzgrad 2

Ein Verlust von Vitalfunktionen des nicht betroffenen Nachbarblocks wird durch fest installierte Systeme und der zu deren Bedienung erforderlichen Überwachungs- und Bedienungsfunktionen vermieden. Diese Systeme genügen zumindest den Anforderungen an Notstandssysteme und es sind Maßnahmen getroffen, dass das erforderliche Bedienungspersonal die notwendigen Tätigkeiten langfristig durchführen kann.

Bewertung der Ergebnisse der Überprüfung

A Bewertung generischer Ergebnisse

Zu den Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf den Nachbarblock wurden keine gezielten Fragen seitens der RSK formuliert. Insofern liegen zu diesem Themenbereich keine auswertbaren Informationen vor. Vor dem Hintergrund der Erfahrungen aus Fukushima empfiehlt die RSK eine Analyse dieser Fragestellung für die betroffenen Doppelblockanlagen im Aufsichtsverfahren vorzunehmen. Bei dieser Analyse sind ausgehend von den anzusetzenden Schadenszuständen des Nachbarblockes (u.a. Brände, Aktivitätsfreisetzungen, Kernschadenzustände, Kernschmelze) die Auswirkungen auf die Einhaltung der Vitalfunktionen des nicht betroffenen Blockes zu behandeln.

6.6.4 Terroristische Einwirkungen

6.6.4.1 Verletzung von vitalen Funktionen in Abhängigkeit vom Aufwand für die Zerstörung

Die Schutzmaßnahmen der Anlagen gegen äußere Einwirkungen (Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) stellen unter Berücksichtigung der heute getroffenen Sicherungsmaßnahmen gleichzeitig auch einen weitgehenden Schutzzustand gegen terroristische Angriffe von Außentätern dar. Zudem wird ein weites Spektrum von möglichen Zerstörungen wesentlicher Systemfunktionen durch terroristische Angriffe durch die Betrachtung der Auswirkungen bei Postulaten zum Ausfall der Stromversorgung und der Kühlwasserversorgung abgedeckt.

Eine Robustheitsbetrachtung der Anlagen hinsichtlich notwendiger Überwindung von gestaffelten Schutzmaßnahmen kann in der ersten Bewertung der RSK in diesem Zeitrahmen nicht geleistet werden. Die Darstellung und Bewertung ist aufgrund der hohen Vertraulichkeit der Sicherungsmaßnahmen nur einem eingeschränkten Kreis verfügbar.

6.6.4.2 Angriffe von außen auf rechnerbasierte Steuerungen und Systeme

In deutschen Kernkraftwerken sind im Reaktorschutzsystem bisher keine softwarebasierten Systeme eingesetzt.

In Begrenzungs- und betrieblichen Systemen werden teilweise softwarebasierte Systeme genutzt. Trotz des gestaffelten Sicherheitskonzeptes ist somit die Einwirkung solcher Angriffe hinsichtlich der Robustheit zu untersuchen.

Dies geschieht zur Zeit aufgrund der Weiterleitungsnachricht der GRS in den Aufsichtsverfahren der Länder.

7 **Unterlagen**

- [1] Vorspann zum "Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)"
434. RSK-Sitzung am 30. März 2011
www.rskonline.de
- [2] "Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)"
434. RSK-Sitzung am 30. März 2011
www.rskonline.de

8 Abkürzungsverzeichnis

| | |
|----------------------|---|
| BDW | Bemessungsdruckwelle |
| BE | Brennelement |
| BEB | Bemessungserdbeben |
| BHB | Betriebshandbuch |
| BGR | Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe |
| BMU | Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit |
| BOHB | Betriebs-Organisationshandbuch |
| D1, D2 | Notstromversorgungssysteme |
| DDA | Durchdringungsabschluß |
| DE | Dampferzeuger |
| DWR | Druckwasserreaktor |
| EDW | Explosionsdruckwelle |
| EMS | Europäische Makroseismische Skala |
| EVA | Einwirkungen von Außen |
| EVI | Einwirkungen von Innen |
| FD | Frischdampf |
| FLAB | Flugzeugabsturz |
| GRS | Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit |
| GVA | Gemeinsam verursachter Ausfall |
| H₂ | Wasserstoff |
| KMV | Kühlmittelverluststörfall |
| KKW | Kernkraftwerk |
| KoKa | Kondensationskammer |
| KTA | Kerntechnischer Ausschuss |
| Mg | Megagramm (1 Tonne) |
| mNN | Meter Normalnull |
| MSK | Medwedew-Sponheuer-Karnik-Skala |
| NFM | Notfallmaßnahme |
| NHB | Notfallhandbuch |
| PSA | Probabilistische Sicherheitsanalyse |
| PSÜ | Periodische Sicherheitsüberprüfung |
| RDB | Reaktordruckbehälter |
| RKL | Reaktorkühlkreislauf |
| RSK | Reaktor-Sicherheitskommission |
| RSK-LL | Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission |

| | |
|---------------|--|
| RSK-SÜ | Sicherheitsüberprüfung deutscher KKW durch die Reaktor-Sicherheitskommission nach den Ereignissen in Fukushima |
| SAMG | Severe Accident Management Guidelines |
| SAS | Gebäude des UNS |
| SBO | station blackout |
| SHB | Sicherheitsbehälter |
| SSP | Sicherheitsspezifikation |
| SÜ | Sicherheitsüberprüfung |
| SWR | Siedewasserreaktor |
| TEG | Teilerrichtungsgenehmigung |
| TH, TJ | Systembezeichnungen |
| UNS | Unabhängiges Notstandssystem |
| USAEC | United States Atomic Energy Commission |
| USUS | Unabhängiges Störfall- und Schutzsystem |
| VM | Vorsorgemaßname |
| ZUNA | Zusätzliches Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem |

Kernkraftwerke in Deutschland¹

| Kernkraftwerk | Abkürzung | Bundesland | Typ | Baulinie |
|----------------------|------------------|--------------------|------------|-----------------|
| Biblis A | KWB A | Hessen | DWR | 2 |
| Biblis B | KWB B | Hessen | DWR | 2 |
| Brokdorf | KBR | Schleswig-Holstein | DWR | 3 (Vorkonvoi) |
| Brunsbüttel | KKB | Schleswig-Holstein | SWR | 69 |
| Emsland | KKE | Niedersachsen | DWR | 4 (Konvoi) |
| Grafenrheinfeld | KKG | Bayern | DWR | 3 (Vorkonvoi) |
| Grohnde | KWG | Niedersachsen | DWR | 3 (Vorkonvoi) |
| Gundremmingen B | KRB B | Bayern | SWR | 72 |
| Gundremmingen C | KRB C | Bayern | SWR | 72 |
| Isar 1 | KKI 1 | Bayern | SWR | 69 |
| Isar 2 | KKI 2 | Bayern | DWR | 4 (Konvoi) |
| Krümmel | KKK | Schleswig-Holstein | SWR | 69 |
| Neckarwestheim 1 | GKN 1 | Baden-Württemberg | DWR | 2 |
| Neckarwestheim 2 | GKN 2 | Baden-Württemberg | DWR | 4 (Konvoi) |
| Philippsburg 1 | KKP 1 | Baden-Württemberg | SWR | 69 |
| Philippsburg 2 | KKP 2 | Baden-Württemberg | DWR | 3 (Vorkonvoi) |
| Unterweser | KKU | Niedersachsen | DWR | 2 |

¹ Verändert nach:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (2010):

Übereinkommen über nukleare Sicherheit – [Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die fünfte Überprüfungsstagung im April 2011](#)