

Kernkraftwerk Brokdorf



Zusammenfassung des Abschlussberichtes für den Europäischen Stresstest

Inhaltsverzeichnis

0	Zusammenfassung	3
0.1	Begriffsverständnis.....	5
0.1.1	Verständnis zu "Cliff-Edge Effekt"	5
0.1.2	Verständnis zu „Robustheit“	6
0.2	Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke	8
0.2.1	Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele	9
0.2.2	Sicherheitsebenen	10
0.2.3	Konsequenzen der Auslegungsphilosophie	12
0.2.4	Weiterentwicklungen in Deutschland	13
0.3	Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks Brokdorf	16
0.4	Erdbeben.....	18
0.5	Hochwasser	20
0.6	Extreme Wetterbedingungen	21
0.7	Verlust der Stromversorgung	22
0.8	Verlust der primären Wärmesenke.....	24
0.9	Verlust der primären Wärmesenke bei Station Blackout.....	25
0.10	Management schwerer Unfälle	26
0.11	Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.....	29

0 Zusammenfassung

Vor dem Hintergrund des Unfalls im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi in Japan hat der Europäische Rat am 24. und 25. März erklärt, dass die Sicherheit aller Kernkraftwerke in der EU auf der Basis einer umfassenden und transparenten Risikobewertung ("Stresstest") überprüft werden soll. Die European Nuclear Safety Regulatory Group (ENSREG) und die Europäische Kommission wurden aufgefordert, den Umfang und die Modalitäten dieser Tests in einem abgestimmten Rahmen vor dem Hintergrund der Erkenntnisse aus dem Unfall in Japan und mit vollständiger Beteiligung der Mitgliedstaaten zu entwickeln.

Die in diesem Prozess entwickelten EU-Spezifikationen für „Stresstests“ wurden den deutschen Kernkraftwerksbetreibern mit Schreiben des Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) vom 31.05.2011 (Az. RS I 5 – 18033/22.03) über die zuständigen Länderbehörden zur Kenntnis gegeben. Darin wurden wir aufgefordert, auf Basis der Spezifikation

- bis zum 15.08.2011 einen Fortschrittsbericht und
- bis zum 31.10.2011 einen Abschlussbericht

vorzulegen.

Zum 15.08.2011 wurde fristgerecht beim Ministerium für Justiz, Gleichstellung und Integration des Landes Schleswig-Holstein der Fortschrittsbericht eingereicht. Der vorliegende Abschlussbericht umfasst entsprechend der Untersuchungsvorgaben von ENSREG Angaben zur Auslegung der Anlage, Aussagen zu Auslegungsreserven, Robustheit der Anlage auch im auslegungsüberschreitenden Bereich, die Diskussion sogenannter „Cliff-Edge“ Effekte, Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Vorkehrungen bzw. daraus festgestelltem Verbesserungspotenzial. In den einzelnen Kapiteln sind – sofern sinnvoll – die jeweils relevanten Betriebsphasen aufgeführt und ggf. auch andere Randbedingungen benannt. Hinsichtlich der die Auslegung überschreitenden Untersuchungen wurden die Angaben – u. a. auch aufgrund von nicht vorhandenen Regelwerksvorgaben – zum Teil auf Basis ingenieurmäßiger Abschätzungen vorgenommen. Dies entspricht insbesondere der Untersuchungsmethodik von ENSREG

(„engineering judgement“, siehe ENSREG document Annex I, EU “Stress test” specifications).

Der Abschlussbericht ist entsprechend der von ENSREG auf der Sitzung am 05.09.2011 vorgegebenen Gliederung strukturiert und wurde am Anfang um eine Zusammenfassung der Untersuchungsergebnisse, die themenbezogen gegliedert ist, ergänzt. Das von ENSREG empfohlene Kapitel 7 (conclusions) wird inhaltlich vollständig durch die Zusammenfassung abdeckt. Zur Unterstützung des Erfahrungsaustausches in Europa sowie des Peer Review Prozesses im Rahmen der Europäischen Sicherheitsüberprüfung werden wir diese Zusammenfassung auch in englischer Sprache zur Verfügung stellen. Da einige der von ENSREG verwendeten Begrifflichkeiten nicht einheitlich definiert sind, haben wir in der Zusammenfassung auch das der Untersuchung zugrunde gelegte Verständnis dieser Begriffe dargelegt.

Übergreifend ist zur europäischen Sicherheitsüberprüfung festzustellen, dass sie sich vor dem Hintergrund der Ereignisse in Japan sehr stark auf den auslegungsüberschreitenden Bereich konzentriert. Dieser Fokus ist richtig und zielführend, um die Robustheit der Anlagen im auslegungsüberschreitenden Bereich zu untersuchen; dennoch muss im Sinne des gestaffelten Schutzkonzeptes die anlagentechnische Konzeption (bspw. Redundanz und Diversität von Sicherheitsfunktionen oder Vorkehrungen), welche bereits in der Auslegung berücksichtigt wurde, genauso betrachtet werden. Diesen für das Verständnis der Robustheit der Anlage insgesamt elementaren Gesichtspunkt haben wir deshalb auch in einem Kapitel zur Auslegungsphilosophie in der Zusammenfassung aufgegriffen.

E.ON ist an einem transparenten, europaweit einheitlichen und objektiven Verfahren innerhalb der Europäischen Stresstests interessiert. In enger Zusammenarbeit mit den anderen deutschen und europäischen Betreibern hat E.ON von Beginn an den Prozess der Europäischen Sicherheitsüberprüfung konstruktiv, offen und aktiv unterstützt. National unterschiedliche Ausprägungen z. B. hinsichtlich des Untersuchungsumfangs oder der Behandlung von spezifischen Aspekten, welche nicht im Konsens aller teilnehmenden Länder sind, sollten zur Sicherstellung einer Vergleichbarkeit der Berichte außerhalb der Europäischen Sicherheitsüberprüfung behandelt werden. Im Fokus sollen für alle Beteiligten die „Lessons learned“ hinsichtlich der Robustheit der Anlagen und dem möglichen Verbesserungspotenzial stehen. Deshalb hat für uns höchste Priorität, dass

die Ergebnisse unserer Betreiberanalysen hinsichtlich der Robustheit unserer Anlagen eindeutig, objektiv und transparent im Nationalbericht, im nachfolgenden Peer Review-Prozess und letztlich im Gesamtergebnis der europäischen Sicherheitsüberprüfung gewürdigt bzw. in diesen europäischen Rahmen eingebunden werden.

0.1 Begriffsverständnis

0.1.1 Verständnis zu “Cliff-Edge Effekt”

Für die Bestimmung eines Verständnisses zum Begriff „Cliff-Edge Effekt“ wurde von uns auf internationale Dokumente der IAEA zurückgegriffen, um ein einheitliches und möglichst international akzeptiertes Verständnis sicherzustellen. Maßgeblich sind für uns die Ausführungen im IAEA Safety Standard SSG-2 „Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants“ (IAEA, Wien, 2009). Dort heißt es in einer erläuternden Fußnote im Abschnitt 3.11:

„A cliff edge effect in a nuclear power plant is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.”

Im IAEA Safety Guides NS-G-1.6 „Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants“ (IAEA, Wien, 2003) wird der Begriff im Abschnitt 2.39 ebenfalls in deterministischem Sinne im Zusammenhang mit auslegungsüberschreitenden Erdbebenereignissen in ähnlicher Weise wie im SSG-2 verwendet.

Hinsichtlich der Risikorelevanz eines abrupten Parameterübergangs gibt es Ausführungen in Abschnitt 9.10 des o. g. IAEA Safety Standard SSG-2. Diese heben auf den schnellen Anstieg der radioaktiven Freisetzung radioaktiver Stoffe von in der Auslegung aufgrund ihrer angenommenen geringen Häufigkeit nicht berücksichtigter, bezüglich des Freisetzungsriskos aber relevanter Unfallabläufe ab:

“... the design should ensure that there is not a rapid increase in the source term for those faults that are considered that have frequencies just beyond those for the design basis. This is sometimes referred to as a cliff edge effect

[...]. It should be part of the regulatory requirements to demonstrate that such an effect does not occur. “

Somit wird als „Cliff-Edge Effekt“ eine geringfügige Überschreitung der Auslegung verstanden, welche einen plötzlichen oder sehr schnellen Verlust von vitalen Sicherheitsfunktionen resp. von Schutzziele und damit eine überproportionale Zunahme des Potentials von Aktivitätsfreisetzung verursacht.

Sofern für derartige Fälle weitere Maßnahmen vorgesehen sind (z. B. Notfallmaßnahmen), die den Verlust der vitalen Sicherheitsfunktionen resp. von Schutzziele verhindern, ist dies nach unserem Verständnis kein „Cliff-Edge Effekt“.

0.1.2 Verständnis zu „Robustheit“

Die gesamte „Robustheit“ einer Anlage ergibt sich aus zwei Bereichen, zum einen der Robustheit im Auslegungsbereich und zum anderen der Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich:

1. Robustheit im Auslegungsbereich

Die Robustheit bei der Beherrschung von Auslegungsereignissen zeichnet sich durch konsequente Anwendung von Auslegungsprinzipien aus. Hier sind besonders Diversität, Redundanz, baulicher Schutz sowie räumliche Trennung zu nennen, die zur Erreichung der erforderlichen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Strukturen und Komponenten bei der Beherrschung von Auslegungsereignissen angewendet werden. Dies schließt auch die Verwendung von deterministischen Postulaten ein, wie z. B. der Unterstellung von Einzelfehlern (Einzelfehlerkonzept), der Annahme von Instandhaltungsvorgängen oder den Ausschluss der Notwendigkeit von Handmaßnahmen innerhalb der ersten 30 Minuten. Des Weiteren kommen Vorsorgemaßnahmen zum Ausschluss von Ereignissen oder zur Minderung der Auswirkungen bei Versagensereignissen zur Anwendung, welche die Robustheit weiter erhöhen.

Zur Bestimmung der Bemessungsgrößen für die Auslegung werden im Regelwerk konservative Ansätze definiert. Dies umfasst sowohl die Eintrittshäufigkeit

der unterstellten Ereignisse (bspw. Überschreitenswahrscheinlichkeiten nach KTA von $10^{-5}/a$ für Erdbeben) als auch die Methoden zur Bestimmung der resultierenden Wirkungen auf Gebäude, Systeme und Komponenten (bspw. über Einhüllende oder Vergleichsgrößen). Durch diese Maßnahmen wird die Beherrschung von Auslegungsereignissen – auch unter Einbeziehung von Unwägbarkeiten – sichergestellt, so dass die Anlagenauslegung als robust bezeichnet werden kann.

Als Beispiel für eine konservative, bzw. robuste Auslegung ist in diesem Zusammenhang die Konzeption gegen den Verlust der externen Stromversorgung zu nennen (Reservenetzanschlüsse, Ausstattung mit mind. 4 Notstromdieseln). Sowohl die Verfügbarkeit von Reservenetzanschlüssen als auch die Ausstattung mit Notstromdieseln führt – auch im internationalen Vergleich – zu einer robusten Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher mit elektrischer Energie.

2. Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich

Die Robustheit bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen ergibt sich durch mehrere Aspekte:

- Auslegungsreserven aus der Bemessung gegen Auslegungsereignisse:
grundsätzlich wurden und werden Komponenten nicht exakt für die im Regelwerk geforderten Größen (Bemessungsgrößen) sondern unter Verwendung von Sicherheitszuschlägen ausgelegt (Auslegungsreserven). Dieses Vorgehen ist bereits ein wesentlicher Baustein zur Vermeidung von Cliff-Edge Effekten, wie nach IAEA SSG-2 gefordert. Ein beschränktes Überschreiten der Bemessungsgrößen wird durch diese Auslegungsreserven abgedeckt und kann somit nicht zu einem Versagen der Komponente führen.
- Weitere Reserven: Über die bei der Auslegung gewählten Auslegungsreserven hinaus, haben Komponenten Reserven, da deren technische Spezifikation im Allgemeinen nicht ihre Versagensgrenze darstellt. Zusätzliche Reserven liegen in ihren Materialeigenschaften, die sich aufgrund der Fertigungsanforderungen an die verwendeten Materialien ergeben. Durch die konsequente Verwendung qualifizierter Werkstoffe und Fertigungsprozesse

wird sichergestellt, dass ein Abstand zwischen den spezifizierten Werkstoffkennwerten und den tatsächlichen Versagensgrenzen besteht.

- Reserven durch angewendete Nachweisverfahren: Ebenso wie die Verfahren zur Ermittlung der Bemessungsgrößen und zur Auslegung erhalten auch die Methoden zum Nachweis der Wirksamkeit der bestehenden Einrichtungen wesentliche Konservativitäten. Dabei ist von besonderer Bedeutung, dass Größen und resultierende Belastungen meist abdeckend angegeben werden. Unsicherheiten, die sich aus Modellbildung oder Verwendung von Korrelationen ergeben können, sind dabei konservativ zu berücksichtigen. Damit ergeben sich auch aus der Nachweismethodik selbst Reserven gegenüber real zu erwartenden Ereignisabläufen (z. B. können 4 x 50 %-Systeme bei realistischer Betrachtungsweise z. T. als 4 x 100 %-Systeme gewertet werden).
- Technische Vorkehrungen: Im Rahmen von Notfallmaßnahmen werden weitere technische Vorkehrungen getroffen, um bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen eine Beherrschung oder Abmilderung der Auswirkungen zu erreichen. Ein Beispiel für eine solche „weitere Reserve“ ist beispielsweise der Anschluss mobiler Pumpen zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr.
- Durch weitgehende Analysen der deutschen Anlagen zu Einwirkungen aus Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle wurden weitere Reserven ausgewiesen.

Im Rahmen des EU-Stresstests sind sowohl die Robustheit im Auslegungsbereich, als auch die Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich zu untersuchen.

0.2 Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke

Im Rahmen der ENSREG-Spezifikation sind die Vorkehrungen in der Anlagenauslegung gegen die unterstellten Szenarien darzustellen sowie die Robustheit der Anlage über die Auslegung hinaus zu bewerten. Dazu muss zunächst die Auslegungsphilosophie der deutschen Kernkraftwerke betrachtet werden, da das Sicherheitskonzept der in Deutschland betriebenen Anlagen im internationalen Vergleich einige Besonderheiten

ten aufweist, die für eine sachgerechte Beurteilung der Robustheit wichtig sind und deshalb im Folgenden zusammenfassend erläutert werden.

Nach der Konzeption des Atomgesetzes und der hierzu ergangenen Rechtsprechung des Bundesverfassungsgerichts gilt in der Kerntechnik das Prinzip der bestmöglichen Schadensvorsorge. Dieses Prinzip gebietet es, Anlagen nur dann zu betreiben, wenn deren Sicherheit zweifelsfrei nachgewiesen ist und ein hinreichender Sicherheitsabstand zu allen denkbaren Gefahrenschwellen eingehalten wird. Auch extrem unwahrscheinliche Ereignisse müssen demnach grundsätzlich unterstellt und beherrscht werden und können nur dann außer Betracht bleiben, wenn die Ereignisse nach praktischer Vernunft ausgeschlossen sind.

Die Kernkraftwerke in Deutschland sind so ausgelegt und werden so betrieben, dass die Reaktoranlage jederzeit im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen sicher abgeschaltet, in abgeschaltetem Zustand gehalten und die Nachwärme abgeführt werden kann, sowie der Einschluss der radioaktiven Stoffe gewährleistet ist und die Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung so niedrig wie technisch möglich gehalten wird.

0.2.1 Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele

Zentrales Ziel zum Schutz von Personen und Umwelt ist der sichere Einschluss der beim Betrieb des Kernkraftwerkes entstehenden radioaktiven Stoffe. Wie international üblich (IAEA safety requirements) wurde dazu auch bei der Auslegung der deutschen Kernkraftwerke ein gestaffeltes Sicherheitskonzept (defence-in-depth concept) konsequent umgesetzt, welches folgende grundlegende Merkmale aufweist:

- Isolation der radioaktiven Stoffe gegenüber der Umwelt durch ein System von mehreren umschließenden Barrieren (Barrierenkonzept)
- Gewährleistung der ausreichenden Integrität und Funktion der Barrieren durch ein System gestaffelter Maßnahmen (Konzept der Sicherheitsebenen)
- Technische Lösungen für Sicherheitseinrichtungen, die auch bei unterstellten Fehlern (technischem oder menschlichem Versagen) den Schutz von Barrieren gewährleisten (Auslegungsprinzipien für Sicherheitseinrichtungen).

Um auch bei Störfällen die Wirksamkeit des Einschlusses der radioaktiven Stoffe zu gewährleisten, müssen die Barrieren ausreichend gegen Beschädigungen geschützt werden. Dies ergibt sich aus den grundlegenden Schutzzielen der Reaktorsicherheit:

- Schutzziel Einschluss radioaktiver Stoffe: Der Einschluss der in den Brennelementen vorhandenen radioaktiven Stoffe ist durch Barrieren abzusichern.
- Schutzziel Kontrolle der Reaktivität: Der Reaktor muss immer in seiner Leistung begrenzt sein und sicher abgeschaltet werden können, um eine zu hohe, von den jeweils verfügbaren Kühlsystemen nicht abführbare Wärmeenergie zu verhindern.
- Schutzziel Kühlung der Brennelemente: Die – auch noch nach Abschaltung des Reaktors durch radioaktiven Zerfall entstehende – Wärme muss sicher abgeführt werden können, damit die inneren Barrieren nicht durch Überhitzung gefährdet werden.

0.2.2 Sicherheitsebenen

Die Einhaltung der Schutzziele und damit die Wirksamkeit des Barrierensystems wird durch gestaffelte Maßnahmen gewährleistet, die so genannten Sicherheitsebenen zugeordnet sind. Der Grundgedanke der Sicherheitsebenen besteht in Folgendem:

- Es werden Maßnahmen auf einer Sicherheitsebene getroffen, um Fehler und Ausfälle so weit wie möglich zu vermeiden.
- Es werden dennoch Fehler und Ausfälle unterstellt ("postuliert") und dann jeweils auf der nächsten Sicherheitsebene Gegenmaßnahmen zur Kompensation oder Beherrschung der postulierten Fehler und Ausfälle vorgesehen.

Auf dieser Basis wurden in Deutschland vier Sicherheitsebenen definiert:

Sicherheitsebene 1: Vermeiden von Störungen und Störfällen durch ein weit reichendes Auslegungskonzept mit hoher und überwachter Qualität von Einrichtungen sowie durch geprüftes und regelmäßig geschultes Personal (Normalbetrieb).

Der störungsfreie Normalbetrieb wird maßgeblich durch eine konservative Konstruktion und umfassende Qualitätssicherung gewährleistet. Dazu gehören die Verwendung qualitativ hochwertiger Komponenten und Anlagenteile (optimale

Konstruktions- und Fertigungs-Verfahren sowie spezielle Werkstoffe, umfangreiche Prüfungen und Wiederholungsprüfungen während der gesamten Lebensdauer der Komponenten und der Gesamtanlage), die Einplanung hoher Sicherheitsreserven, eine reglementierte Betriebsweise und der Einsatz fachkundigen Betriebspersonals.

Sicherheitsebene 2: Beherrschen von dennoch unterstellten Betriebsstörungen und damit Vermeiden von Störfällen durch begrenzende Maßnahmen (anomaler Betrieb).

Um Betriebsstörungen, die über den für den Normalbetrieb üblichen Regelbereich hinausgehen, feststellen und beherrschen zu können, sind Störungsmeldungen und Begrenzungseinrichtungen vorhanden. Werden bestimmte Grenzwerte überschritten, wird automatisch eine Korrektur vorgenommen, damit es nicht zu einem Störfall kommt und sich die Kraftwerksanlage innerhalb der Grenzen der betrieblichen Auslegung bewegt. Leichtwasserreaktoren besitzen zusätzlich ein selbststabilisierendes Betriebsverhalten.

Sicherheitsebene 3: Beherrschen dennoch unterstellter Störfälle durch Sicherheitssysteme, die für eine zuverlässige Störfallbeherrschung speziell konstruiert und ausgelegt sind. Dies umfasst insbesondere auch eine Auslegung der für Einhaltung der Schutzziele benötigten Einrichtungen und Komponenten gegen naturbedingte und zivilisatorische Einwirkungen (Störfallbeherrschung).

Greifen die Vorkehrungen auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen nicht, so kann es zu einem Störfall kommen, der von der Anlage mit extra für diesen Fall vorgesehenen Sicherheitssystemen beherrscht wird. Für die Dimensionierung und Auslegung dieser Systeme wird eine Vielzahl konservativ abdeckender Ereignisabläufe, die sogenannten Auslegungsstörfälle, zu Grunde gelegt. Bei den für deutsche KKW festgelegten Auslegungsstörfällen garantiert das Reaktorschutzsystem zusammen mit den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen ein Abschalten des Reaktors, die Abfuhr der Nachwärme und den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars.

Die Auslegungsphilosophie mit den Grundsätzen Redundanz, Diversität, räumliche Trennung redundanter Teilsysteme und einem sicherheitsgerichteten Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlageteilen gewährleistet die Verfügbarkeit der für die Einhaltung der Schutzziele notwendigen Sicherheitssysteme. Die besonders konsequente Ausprägung der genannten Grundsätze in deutschen

Kernkraftwerken leistet – insbesondere auch im internationalen Vergleich – einen wesentlichen Beitrag zur Robustheit unserer Anlagen.

Sicherheitsebene 4: Begrenzen der Auswirkung von extrem seltenen Zuständen (Risikominimierung), gegen die die Anlage auszulegen ist (Sicherheitsebene 4a) bzw. von Zuständen, die über die der Auslegung zugrunde zu legenden Postulate hinausgehen (Sicherheitsebenen 4b und 4c).

Im Rahmen des EU-Stresstests werden – ungeachtet der umfangreichen Vorkehrungen in den vorgelagerten Sicherheitsebenen sowie der Eintrittshäufigkeit – Ereignisse postuliert, die in der Sicherheitsebene 4 anzusiedeln sind, um die Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen über die existierende robuste Auslegung hinaus untersuchen zu können. Für Ereignisse mit angenommenem Versagen von Schutz- und Sicherheitseinrichtungen werden zusätzliche Notfallmaßnahmen vorgehalten. Ziel dieser Maßnahmen ist es, zum einen Kernschäden zu verhindern (im Wesentlichen durch Maßnahmen zur Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung) und falls dies nicht erfolgreich ist, die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung soweit wie möglich zu begrenzen (z. B. Sicherstellung der Sicherheitsbehälterintegrität durch gefilterte Druckentlastung).

Diese Staffelung von Maßnahmen zum Erhalt der Barrieren führt dazu, dass Fehler und Ausfälle auf einer Ebene grundsätzlich durch Maßnahmen auf der nächsten Ebene aufgefangen werden können. In diesem Sinne handelt es sich bei dem gestaffelten Sicherheitskonzept um ein *“fehlerverzeihendes Sicherheitskonzept“*, welches in der in Deutschland erfolgten konsequenten Umsetzung wesentlich zur Robustheit unserer Anlagen beiträgt.

0.2.3 Konsequenzen der Auslegungsphilosophie

Bei der Bewertung der Robustheit und damit einhergehend auch der Fähigkeiten der deutschen Kernkraftwerke, mit auslegungsüberschreitenden Situationen umzugehen, muss berücksichtigt werden, dass die deutschen Anlagen aufgrund der ihrer Auslegung zu Grunde liegenden Philosophie im internationalen Vergleich mit einer deutlich geringeren Häufigkeit Ereignisse erfahren, die die Anlagenauslegung überschreiten.

Wie die RSK in ihrer Stellungnahme vom 16.05.2011 beispielsweise feststellt, sind am Standort Fukushima-Daiichi die Konsequenzen eines Tsunami bei der Festlegung des erforderlichen Schutzes der Blöcke 1 bis 4 offensichtlich unzureichend berücksichtigt worden. Aufgrund der im Pazifikraum bereits eingetretenen Tsunamis und ihrer daraus abzuleitenden hohen Eintrittshäufigkeit hätte damit gerechnet werden müssen, dass eine die Auslegung des Kernkraftwerkes Fukushima übersteigende Flutwelle auftreten könnte. Derartige Erkenntnisse wären bei Zugrundelegung der in Deutschland gültigen Philosophie in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren berücksichtigt worden und hätten zu entsprechenden Anforderungen an die Anlagen geführt. Damit wäre auch diese naturbedingte Einwirkung am Standort im Auslegungsbereich angesiedelt worden und hätte bei ihrem Eintreten nicht zu katastrophalen Folgen geführt.

Vor diesem Hintergrund muss bei der Bewertung der Robustheit der deutschen Kernkraftwerke auch die Auslegungsphilosophie angemessen berücksichtigt werden, bevor Reserven im auslegungsüberschreitenden Bereich bewertet werden.

0.2.4 Weiterentwicklungen in Deutschland

Die vertiefende Entwicklung des Sicherheitskonzepts in Deutschland seit Beginn der 70er Jahre ist durch einen Ansatz gekennzeichnet, der folgendermaßen formuliert werden kann:

Trotz der Möglichkeit, Ereignisse die zu Ausfällen führen, auf einer nächsten Sicherheitsebene auffangen zu können, sollte versucht werden, diese zu vermeiden oder möglichst früh auf den gestaffelten Sicherheitsebenen zu beherrschen, d. h. wo immer möglich gilt das Prinzip: **Schäden vermeiden, statt eingetretene Schäden beherrschen.**

Dies hat zu Ausprägungen im gestaffelten Sicherheitskonzept geführt, die die Wahrscheinlichkeit schwerer Störfälle minimieren und zur Robustheit der KKW in Deutschland erheblich beitragen.

Zwar sind Ereignisse auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 (Normalbetrieb und anomaler Betrieb) für die Untersuchungen im Rahmen des EU-Stresstests nicht relevant, aber dennoch ist festzuhalten, dass dort realisierte Maßnahmen zu einer verbesserten Stö-

rungsbeherrschung und damit zu einer wirksameren Störfallvermeidung (und zu höherer Verfügbarkeit) führen. Einen wesentlichen Beitrag zur Robustheit leisten z. B. das Konzept der Basissicherheit (Bruchausschluss), das Integritätskonzept für Dampferzeuger-Heizrohre bei Druckwasserreaktoren, die Prüfung und Instandhaltung im Betrieb oder die kontinuierliche Überwachung von sicherheitstechnisch wichtigen Stell- und Regelantriebe.

Besonders hervorzuheben ist die in Deutschland realisierte weitere leittechnische Ebene zwischen der betrieblichen Leittechnik und dem Reaktorschutz: die Begrenzungssysteme. Sie sind vorgesehen, um bei Abweichungen vom Normalbetrieb noch vor Erreichen von Grenzwerten des Reaktorschutzsystems korrigierende Aktionen auszulösen. Maßnahmen der Begrenzungseinrichtungen haben eine höhere Priorität als Regelungs- und Handeingriffe. Begrenzungen wirken störfallverhindernd, so dass sich Betriebsstörungen nicht zu Störfällen ausweiten.

Im Folgenden werden zwei für die Bewertung der Robustheit der bestehenden Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebenen 3 und 4a) relevante Aspekte eingehender dargestellt, da sie für die im EU-Stresstest unterstellten Ereignisse von Bedeutung sind:

1. Schutz und Optimierung von Sicherheitssystemen

Entsprechend dem Konzept der gestaffelten Maßnahmen wurde die Trennung von betrieblichen Systemen und Sicherheitssystemen in ihrer Funktion konsequent umgesetzt. So wurde es erleichtert,

- die Sicherheitssysteme auf den Einsatzbereich in der Störfallbeherrschung spezifischer auszurichten und sie für die Störfallbeherrschung zu optimieren. Die Ansteuerung der Sicherheitssysteme erfolgt dabei über das mehrsträngige (i. d. R. viersträngige) Reaktorschutzsystem, das sicherstellt, dass der Bedienmannschaft mindestens 30 Minuten Zeit zur Verfügung stehen, bevor Handmaßnahmen zu ergreifen sind.
- die sicherheitsrelevanten Einrichtungen in Gebäuden zu konzentrieren, die besonders geschützt und außerdem entkoppelt sind gegenüber anderen Anlagenbereichen, die zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich sind und in denen Folgeschäden bei Störfällen mit Störung der Funktion auftreten können.

Damit wird die Beeinträchtigung der Funktion der Sicherheitssysteme durch eventuelle Folgeschäden bei Störfällen unwahrscheinlicher.

2. Auslegung gegen interne, potenziell redundanzübergreifende Einwirkungen

Das Beherrschungskonzept gegen übergreifende Fehler bei aktiven Sicherheitseinrichtungen besteht im Wesentlichen aus räumlicher Trennung zueinander redundanter Teilsysteme und einem entsprechenden baulichen Schutz. Interne Einwirkungen wie Brand, interne Überflutung oder mechanische Einwirkungen (wie z.B. Strahlkräfte, Projektile) bleiben daher i. d. R. auf eine Redundante beschränkt. Typischerweise sind die Sicherheitseinrichtungen viersträngig ausgelegt. (4 x 50 %, für die überwiegende Anzahl unterstellter Szenarien entspricht die Auslegung sogar 4 x 100 %).

Neben diesen die Sicherheitseinrichtungen betreffenden Vorsorgemaßnahmen gibt es weitere Maßnahmen, die die Entstehung oder Ausbreitung von Störfällen mit übergreifendem Charakter verhindern oder eingrenzen. Im Wesentlichen handelt es sich dabei um passive Maßnahmen, die durch die Gebäudeauslegung realisiert wurden (z. B. Erdbebenauslegung aller sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude).

Schließlich gibt es spezielle aktive Einrichtungen, die zur Vermeidung und Beherrschung übergreifender Störfälle eingesetzt werden können (z. B. Branderkennungs- und Brandbekämpfungseinrichtungen).

Ereignisse mit potentiell redundanzübergreifenden Einwirkungen führen deshalb nicht zum Ausfall einer Sicherheitsfunktion, selbst bei unterstelltem gleichzeitig auftretendem Einzelfehler.

Seit Ende der 80er Jahre wurden weitere Maßnahmen und Einrichtungen entwickelt, mit denen selbst nach einem hypothetischen Ausfall eines kompletten Sicherheitssystems oder mehrerer Systeme, die zusammen eine Sicherheitsfunktion erfüllen, die Kühlung des Reaktorkerns wiederhergestellt werden und die Auswirkungen solcher Ereignisse minimiert werden können (Sicherheitsebenen 4b und 4c). Dies umfasst präventive Maßnahmen zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und der Wärmeabfuhr auch mit mobilen auf der Anlage vorhandenen Einrichtungen, die das Ziel haben, einen gravierenden Kern- oder Brennelementschaden zu vermeiden.

Darüber hinaus wurden für ein – trotz allem noch unterstelltes – Kernschmelzen folgende zusätzliche, mitigative Maßnahmen getroffen:

- Einbau von passiven Wasserstoffrekombinatoren innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters von Druckwasserreaktoren, die das bei einem Kernschaden entstehende Wasserstoffgas so weit abbauen würden, dass Wasserstoffexplosionen mit Gefährdung des Reaktorsicherheitsbehälters vermieden würden. Bei Siedewasserreaktoren wurde das gleiche Ziel durch Inertisierung, das heißt durch eine sauerstofffreie Atmosphäre des Reaktorsicherheitsbehälters, erreicht.
- Einbau einer Druckentlastungseinrichtung, über die gefiltert Gase aus dem Reaktorsicherheitsbehälter abgegeben werden können, so dass ein Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters durch zu hohem Druck verhindert würde und damit die radioaktiven Stoffe selbst dann noch weitestgehend eingeschlossen blieben bzw. zurückgehalten würden.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass die in Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke durch einen bereits mit der Auslegung gegebenen weitreichenden Schutz der für Sicherheitsfunktionen benötigten Einrichtungen auch sehr unwahrscheinliche Ereignisse beherrschen, ohne dafür auf Notfallmaßnahmen zurückgreifen zu müssen. Mit den zusätzlich vorhandenen Notfallmaßnahmen können auch extrem unwahrscheinliche Ereignisse ohne gravierende Auswirkungen auf die Umgebung beherrscht werden.

0.3 Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks Brokdorf

Das Kernkraftwerk Brokdorf (KBR) besteht aus einem Kraftwerksblock und liegt unmittelbar am östlichen (rechten) Ufer der Elbe bei Stromkilometer 682,5 km in der Gemeinde Brokdorf (Wilstermarsch), Landkreis Steinburg (Kreisstadt Itzehoe), Bundesland Schleswig-Holstein.

Bei dem Kernkraftwerk handelt es sich um einen Druckwasserreaktor des Herstellers KWU (Kraftwerk Union, jetzt AREVA NP) der Vor-Konvoi Baulinie mit einem Reaktorkern aus 193 Brennelementen. Die Anlage ist eine 4 Loop-Anlage mit vier Dampferzeugern, viersträngigen, räumlich getrennten Sicherheitssystemen (d. h. z. B. 4 Not-

und Nachkühlsysteme, 4 Notstromdiesel) sowie vier zusätzlichen Notspeisenotstromdieseln (u. a. für die Beherrschung äußerer Einwirkungen). Die thermische Reaktorleistung beträgt 3900 MW, aus denen über ein Hochdruck- und drei Niederdruckturbinenteile brutto 1480 MW elektrische Energie erzeugt wird (netto 1410 MW). Die Kühlwasserversorgung erfolgt aus dem Fluss Elbe.

Das Reaktorgebäude umschließt die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile und ist in Stahlbetonbauweise (Stärke $\gg 1$ m) ausgeführt. Innerhalb des Reaktorgebäudes befindet sich der aus mehrere Zentimeter dickem Stahl ausgeführte Reaktorsicherheitsbehälter, der als Volldruckcontainment ausgeführt ist und den Primärkreis (bestehend u. a. aus dem Reaktor mit anbindenden Leitungen sowie den Hauptkühlmittelpumpen) mit den Dampferzeugern sowie das Lagerbecken für (abgebrannte) Brennelemente umschließt.

Der Reaktor hatte am 08.10.1986 seine erste selbsterhaltende Kettenreaktion (erste Kritikalität) und das Kernkraftwerk nahm seinen kommerziellen Leistungsbetrieb am 22.12.1986 auf und hat bis zum 30.06.2011 fast 275 Mrd. kWh elektrischer Energie erzeugt (zum Vergleich: Stromverbrauch der Bundesrepublik Deutschland 2010 ca. 538 Mrd. kWh). Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerks Brokdorf sind die E.ON Kernkraft GmbH und die Kernkraftwerk Brokdorf GmbH & Co. oHG.

Die bisher im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) entsprechend dem BMU-Leitfaden durchgeführte Probabilistische Sicherheitsanalyse weist für KBR für die Stufe 1-PSA (Ermittlung der Kernschadenshäufigkeiten) Werte aus, die mit einem deutlichem Abstand unter dem von der IAEA genannten Zielwert der Kernschadenshäufigkeit für in Betrieb befindliche Anlagen ($< 1 \cdot 10^{-4}/a$) liegen. Die ermittelten Werte liegen bereits im Bereich der für evolutionäre Reaktoren empfohlenen Werte ($1 \cdot 10^{-5}/a$); sie zeigen außerdem die Ausgewogenheit der System- und Anlagentechnik des KBR. Die Ergebnisse der Stufe 2-PSA (Ermittlung der Freisetzungen mit ihren Häufigkeiten) zeigen, dass sich für KBR sehr niedrige Häufigkeiten für gravierende Spaltproduktfreisetzungen ergeben; so ist die Häufigkeit großer Freisetzungen kleiner als $1 \cdot 10^{-9}/a$. Insgesamt bestätigen die Ergebnisse der PSA der Stufe 1 und 2, dass das KBR über ein ausgewogenes Sicherheitskonzept verfügt und ein sehr hohes Sicherheitsniveau besitzt.

0.4 Erdbeben

Für den Standort ergibt sich bei einer Überschreitenswahrscheinlichkeit $< 1 \cdot 10^{-5} / a$ eine Standortintensität von V-VI (5,5.EMS/MSK). Unter Berücksichtigung der KTA 2201.1 ist für den Standort entsprechend der Bemessungsintensität von VI EMS/MSK und den seismotektonischen Bedingungen ein Bodenantwortspektrum mit den zugehörigen Starrkörperbeschleunigungen (maximale Bodenbeschleunigungen bzw. „peak ground acceleration“) bestimmt worden (vgl. Bild 0-1).

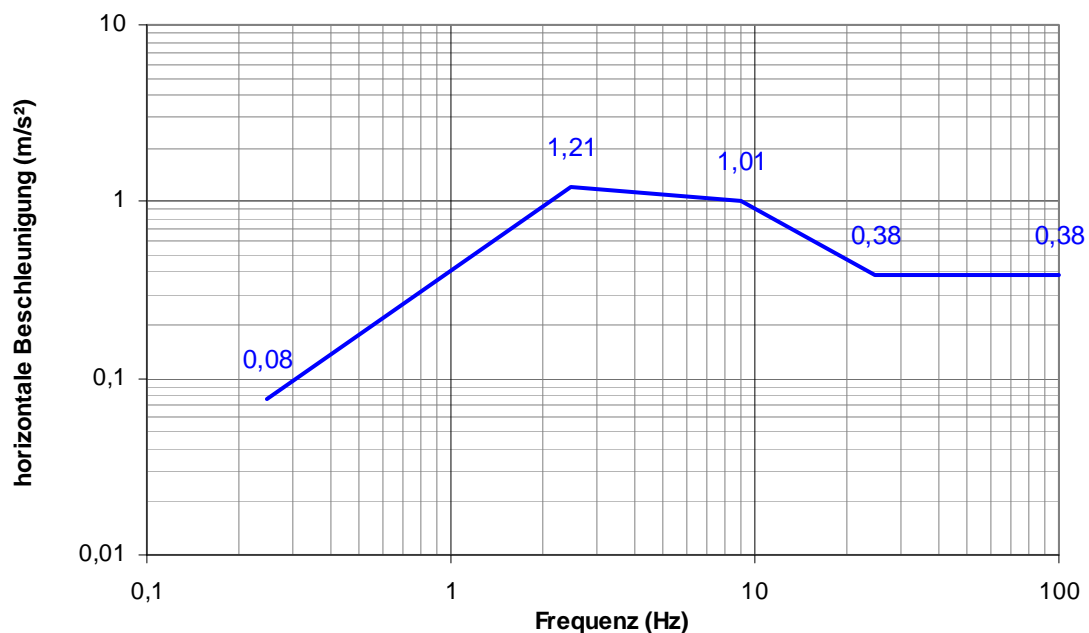


Bild 0-1 Bemessungsspektrum (Horizontalkomponente)

Die notwendigen ingenieurseismologischen Kenngrößen wurden durch ein seismologisches Gutachten ermittelt und durch einen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde bestellten seismologischen Gutachter bewertet. Darüber hinaus wurden zahlreiche Überprüfungen angestellt. Alle Überprüfungen belegen, dass das angewendete Bodenantwortspektrum gültig ist.

Die Auslegung von Anlagenteilen und baulichen Anlagen gegen seismische Einwirkungen ist notwendig zur Erfüllung der Schutzziele

- a) Kontrolle der Reaktivität,
- b) Kühlung der Brennelemente,
- c) Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- d) Begrenzung der Strahlenexposition.

Daher sind alle sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke und Komponenten gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Es sind somit keine sicherheitsrelevanten Schadensmöglichkeiten beim Bemessungserdbeben zu erwarten.

Bei einem Erdbeben wird die externe Stromversorgung als nicht mehr vorhanden angesehen. Daher ist die Notstromversorgung gegen das Erdbeben ausgelegt. Darüber hinaus ist die Notstromversorgung redundant (4 x 50 %) vorhanden. Zusätzlich stehen neben den vier Notstromdieseln vier weitere Notspeisenotstromdiesel zur Verfügung.

Aufgrund der geringen Intensität kann davon ausgegangen werden, dass die Infrastruktur auch nach dem Bemessungserdbeben nutzbar ist. Eine Verhinderung oder Verzögerung des Zugangs von Personal und Gerät ist daher nicht gegeben.

Es ist zu erwarten, dass die maximale, physikalisch mögliche Erdbebenstärke zu keinem schweren Kern- oder BE-Schaden führt.

Das Kernkraftwerk ist für ein Erdbeben mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von $\leq 1 \cdot 10^{-5}$ /a und einem Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von $\leq 1 \cdot 10^{-4}$ /a gemäß KTA 2207 ausgelegt. Die Anlage weist darüber hinaus erhebliche Auslegungsrreserven auf. Zudem ist das Kraftwerk auch für eine Einwirkungskombination von Erdbeben und Hochwasser ausgelegt.

Wie Erdbeben-PSAen in deutschen Kernkraftwerken, die vergleichbar zu KBR sind, zeigen, liefern auch bei größeren unterstellten Erdbeben als dem Bemessungserdbeben die Schädigungsmechanismen keinen weiteren nennenswerten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit. Zudem sind durch den hohen Robustheitsgrad und den hohen Auslegungsstandard Maßnahmen schon während der Planung und Errichtung sowie auch während der Betriebsphase durch Nachrüstungen im KBR integriert. Dies wird unter anderem durch die Auslegung der Anlage gegen andere EVA-Einwirkungen, wie

zum Beispiel Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle, gewährleistet. Somit sind keine weiteren Maßnahmen geplant.

0.5 Hochwasser

Basis für die Hochwasserauslegung ist die KTA 2207. Nach KTA 2207 ist der höchste Wasserstand zu ermitteln, der sich im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und der Schutzbauwerke einstellt. Die Kraftwerksanlage selbst ist gegen Hochwasser durch permanente Hochwasserschutzmaßnahmen (bauliche Maßnahmen) geschützt. Temporäre Schutzmaßnahmen sind bei Bemessungshochwasser nicht erforderlich.

Die Festlegung der Deichhöhe und der hochwasserfreien Höhenkote für sicherheitstechnisch wichtige Gebäude erfolgte in der ersten Teilgenehmigung für das Kernkraftwerk Brokdorf am 25.10.1976. Auf Grundlage von Gutachten wurde die hochwasserfreie Gebäudekote auf 4,30 m NN und die Sollhöhe des Deiches auf 8,40 m NN festgelegt.

Entsprechend der Neufassung der KTA 2207 (11/2004) wird der Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} /a als Bemessungswasserstand für die Auslegung des Schutzbauwerkes (Deich direkt vor dem Kraftwerksgelände als Schutzbauwerk für die Anlage) herangezogen. Für die baulichen Anlagen und Anlagenteile auf dem Kraftwerksgelände wird ein Bemessungswasserstand zu Grunde gelegt, der sich durch ein Versagen der Nachbardeichstrecken bei dem Sturmflutwasserstand nach KTA 2207 ergibt (Hinweis: Die Nachbardeichstrecken sind im Unterschied zu der KBR-Deichstrecke nicht gegen den Sturmflutwasserstand nach KTA 2207 ausgelegt).

Zur Ermittlung des 10.000-jährlichen Hochwassers wurden mehrere Gutachten erstellt. Aus diesen Gutachten wurde abgeleitet, dass der Wert von 7,16 m NN als abdeckender Wert für das Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes angesehen und für weitere Untersuchungen angewendet werden kann.

Aus einem 10.000-jährlichen Hochwasser von 7,16 m NN (Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes) errechnet sich unter Berücksichtigung des Überflutungsmodells nach Prof. Partenscky nach einem Deichbruch in den Nachbarbereichen

der verstärkten KBR-Deichstrecke ein zu erwartender Bemessungswasserstand im Bereich der zu schützenden Anlagenteile, d.h. auf dem Kraftwerksgelände von +2,85 m NN. Dies entspricht bei einer Geländehöhe von +1,5 m NN einem Wasserstand von 1,35 m auf dem Kraftwerksgelände.

Bei einem unterstellten Deichbruch muss zwischen den Bereichen außerhalb des Kraftwerksgeländes und dem wehrhaften Bereich vor der Kraftwerksanlage unterschieden werden. Bei einem unterstellten Deichbruch in der Umgebung (nicht wehrhafter Deichabschnitt) wird das Gelände bis zu einer Höhe von 2,85 m NN überflutet. Bezogen auf die bauliche Auslegung der Gebäude (4,30 m NN) ist ein Abstand von 1,45 m vorhanden. Bezogen auf die vitalen Funktionen im Notspeisegebäude ist der Abstand mit 2,15 m deutlich größer. Ein Deichbruch des verstärkten Bereiches vor der Anlage ist aufgrund der Auslegung im Vergleich zu den Nachbardeichstrecken auszuschließen. Durch die Verstärkungsmaßnahmen und die Änderung der Neigung des Deiches ist dieser Abschnitt wehrhafter. Dennoch durchgeführte Untersuchungen eines Deichbruchs in diesem Abschnitt haben gezeigt, dass auch hier noch Reserven in Bezug auf die vitalen Funktionen im Notspeisegebäude vorhanden sind. Diese Reserven werden durch die Gebäudeabdichtung des Notspeisegebäudes zusätzlich vergrößert.

Aufgrund des großen Abstandes zwischen dem zu erwartenden Bemessungswasserstand und dem Auslegungswasserstand ist eine signifikante Auslegungsreserve vorhanden. Darüber hinaus können wegen der langen Vorwarnzeiten angemessene Maßnahmen auch bei einem drohenden auslegungsüberschreitenden Hochwasser umgesetzt werden. Somit ist eine große Robustheit der Anlage gegen Hochwasser gegeben.

Zusätzlich sind als Merkmal der Anlagenauslegung vier gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und Hochwasser geschützte Notspeisenotstromdiesel vorhanden, die bei Verlust der Warte und des Schaltanlagegebäudes 10h autark die Wärmeabfuhr sicherstellen, danach kann über die Notsteuerstelle die Anlage abgefahren werden.

0.6 Extreme Wetterbedingungen

Bei der Auslegung wurden Lasten aus folgenden Wetterbedingungen berücksichtigt:

- Extrem starke Winde,
- Extrem hohe und tiefe Umgebungstemperaturen (Wasser und Luft),
- extreme Niederschläge,
- biologische Einwirkungen (Schmutzfracht),
- Blitzschlag,
- Niedrigwasser.

Dabei wurden sowohl konventionelle Baunormen als auch das kerntechnische Regelwerk berücksichtigt. Darüber hinaus liegen der Auslegung wesentlich höhere abdeckende Lasten zum Schutz gegen andere Einwirkungen von außen (EVA) wie Erdbeben, Hochwasser, Explosionsdruckwelle oder auch Flugzeugabsturz zu Grunde, so dass bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden mehr als ausreichend Auslegungsreserven bezüglich extremer Wetterbedingungen vorhanden sind. Hinsichtlich der Kombination extremer Wittersituationen werden entsprechende Überlagerungsvorschriften beachtet, welche die relevanten und insbesondere in kausalem Zusammenhang stehenden Ereignisse bereits berücksichtigen. Darüber hinaus dienen messtechnische Einrichtungen der Überwachung der Umgebungsbedingungen, um frühzeitig bei Erreichen von Grenzwerten adäquate, automatische und administrative Maßnahmen durchzuführen.

Insgesamt ist festzustellen, dass aufgrund der positiven Resultate aus der umfangreichen Betrachtung extremer Witterungsbedingungen inklusive möglicher Kombinationen die Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen gegeben ist.

Wegen der vorhandenen Auslegungsreserven sind keine weiteren Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage notwendig.

0.7 Verlust der Stromversorgung

Das KKW Brokdorf besitzt ein gestaffeltes Konzept zur automatischen Sicherstellung der Drehstromversorgung der betrieblichen und sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, bestehend aus Hauptnetzanschluss, Reservenetz, Notstromversorgung, Notspeisenotstromversorgung. Die Drehstromversorgung wird über die vorgenannte

Abfolge sequenziell bei Ausfällen von Netzebenen sichergestellt. Zusätzlich steht eine 3. Netzanbindung zur Verfügung.

Die Notstromversorgung wird erst dann aktiviert, wenn über den Ausfall des Hauptnetzes das Abfangen auf Eigenbedarf sowie die Umschaltung auf das Reservenetz nicht gelungen ist. Über die dann automatisch aktivierte Notstromversorgung werden alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten versorgt, die zur Störfallbeherrschung und zur Erhaltung von Schutzzielen für die Anlage erforderlich sind. Die Notstromversorgung ist 4-fach redundant entsprechend dem Anlagenredundanzenkonzept aufgebaut.

Ein weiterhin unterstelltes Komplettversagen der Notstromversorgung wird durch die zusätzlich vorhandene 4-fach redundante Notspeisenotstromversorgung aufgefangen. Darüber können die vitalen Funktionen der Anlagen zur Nachwärmeabfuhr sichergestellt werden. Gemäß geltendem Regelwerk ist die Notstromversorgung und Notspeisenotstromversorgung über die Dieselsingeneratoreinheiten bzgl. technischer Ausrüstung und der vorgehaltenen Betriebsstoffe für > 72 h gewährleistet. Eine zeitlich offene Verlängerung der Betriebsdauer kann durch ergänzende Bereitstellung von Betriebsstoffen mit leichtem Gerät < 72 h bzw. schwerem Gerät > 72 h hergestellt werden.

Bei einem unterstellten Komplettversagen der in der Anlage installierten Drehstrom- und Notstrom-/Notspeisenotstromanlagen werden über die batteriegepufferten redundanten Versorgungsschienen für einen Zeitraum von mindestens 2 h die erforderlichen leittechnischen und verfahrenstechnischen Komponenten bedient. Über vorhandene Notfallprozeduren würden dann in dieser Phase verfahrenstechnische Notfallmaßnahmen zur Nachwärmeabfuhr und Kernschadensverhinderung eingeleitet. Parallel ist vorgesehen, durch die Einkopplung der 3. Netzanbindung (erdverlegt) die Drehstromversorgung wiederherzustellen.

Alle vorgenannten Maßnahmen sind präventiver Art, d. h. sie dienen dem Erhalt der Brennstoffintegrität, der Primärkreisintegrität und der ausreichenden Nachwärmeabfuhr. Im Falle einer nicht verfügbaren oder misslungenen präventiven Maßnahme stehen mitigative Maßnahmen zur Verfügung, die der weiteren Schadensbegrenzung dienen.

Darüber hinaus sind auf Basis der vorgenannten Gesamtheit der Maßnahmen zur Sicherstellung eines dauerhaften Notstrombetriebes, ergänzender Bereitstellung und Vorhaltung von Geräten bei postuliertem Ausfall aller Notstromeinrichtungen, vorgesehener Notfallmaßnahmen zur dauerhaften Nachwärmeabfuhr und der Absicherung der Mobilität und des Transportes bei erschwerten Anlagenbedingungen keine Anlagenzustände erkennbar, aus denen sich weitere zusätzliche Gegenmaßnahmen ableiten lassen.

Es bestehen Überlegungen zum Einsatz von zusätzlichen mobilen Notstromaggregaten. Die Überlegungen zu Konzepten und den anzulegenden Rahmenbedingungen werden unter Berücksichtigung des neuen Atomgesetzes derzeit neu überdacht.

0.8 Verlust der primären Wärmesenke

Der Verlust der primären Wärmesenke auf Grund eines unterstellten Versperrens der Entnahmestellen ist zum einen auf Grund der geringen erforderlichen Flusswassermenge im Vergleich zu den Gebäudedimensionen und den Öffnungsquerschnitten, zum anderen auf Grund des sehr großen Abstands zwischen den beiden vorhandenen Entnahmestellen auszuschließen. Darüber hinaus sind verschiedene Querverbindungen schaltungstechnisch realisierbar, so dass in jedem Fall die Nebenkühlwasserversorgung gewährleistet ist.

Kommt es zum Ausfall von Komponenten der notstromgesicherten Nachkühlkette, wird die Wärme über die dann zum Einsatz kommende Notnachkühlkette abgeführt. Die zwei Stränge des Notnachkühlsystems werden durch das gegen EVA gesicherte Notspeisenotstromnetz betrieben.

Für die möglichen Ausfälle von Kühlwassereinlauf, -rücklauf oder der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung durch eine Unterwasserdruckwelle sind entsprechende Maßnahmen gemäß Betriebshandbuch oder Notfallhandbuch vorgesehen.

Bei vollständigem Ausfall des Nebenkühlwassers mit gleichzeitigem Ausfall des Hauptkühlwassers erfolgt die Wärmeabfuhr sekundärseitig über die Frischdampfabblassestation. Zuerst kommt das Notspeisesystem zum Einsatz. Danach sind aber auch Notfallmaßnahmen wie das Sekundärseitige oder auch das Primärseitige Druckentlasten und

Bespeisen durchführbar. Für die Dampferzeugerbespeisung können bedarfsweise mobile Pumpen verwendet werden. Das nötige Deionat kann aus den gesicherten Deionatvorräten, aus dem Deionatversorgungssystem, dem Trinkwasserversorgungssystem oder dem Feuerlöschsystem angesaugt werden.

Maßnahmen im Nichtleistungsbetrieb sind abhängig vom Anlagenbetriebszustand und können denjenigen im Leistungsbetrieb oder denen bezüglich der Lagerbeckenkühlung entsprechen.

Die zeitliche Einschränkung der Nutzung der alternativen Wärmesenken ist vom Vorrat an Betriebs- und Kühlmittel abhängig. Durch einzuleitende Notfallmaßnahmen kann das Zeitfenster beliebig verlängert werden. Zur langfristigen Gewährleistung einer Wärmesenke sind zunächst aber keine externen Mittel notwendig.

Die vorliegenden Ausführungen zeigen, dass die Anlage ein breites Spektrum an Maßnahmen zur Gewährleistung der Abfuhr der Nachzerfallsleistung aufweist. Dementsprechend sind daher keine weiteren Maßnahmen beantragt worden.

0.9 Verlust der primären Wärmesenke bei Station Blackout

Im Falle eines Station Blackout sind die Eigenbedarfsversorgung und die Notstromdiesel nicht verfügbar. Es stehen in KBR aber noch die Notspeisenotstromdiesel und die 3. Netzeinspeisung zu Verfügung, so dass zur Sicherstellung der Kühlmittelversorgung die Maßnahmen bezüglich Kap. 0.8 zum Einsatz kommen können. Bei einem Ereignis während des Leistungsbetriebs kann daher die Anlage in den Zustand unterkritisch heiß gefahren und die Nachwärmeabfuhr mit Hilfe des Notspeisesystems autark für einen bestimmten Zeitraum gewährleistet werden.

Werden die Notspeisenotstromdiesel und die 3. Netzeinspeisung nicht kreditiert, sind die Notfallmaßnahmen Sekundärseitige und Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung durchzuführen. Bei der Sekundärseitigen Druckentlastung kann die Dampferzeugerbespeisung, sobald die Druckentlastung der Dampferzeuger erfolgt ist, mit dem Inventar der Speisewasserleitungen, des Speisewasserbehälters oder einer Feuerlöschpumpe erfolgen. Bei Annahme einer erfolgreichen Dampferzeuger-Druckentlastung (nicht jedoch der Bespeisung) ist ein Zeitgewinn bis zur nachfolgen-

den Maßnahme Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen zu erzielen. Letztere verschafft mit Hilfe der Druckspeicher erneut einen Zeitpuffer, mit dem die Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung oder die Zuschaltung der Eigenbedarfsschienen zu erreichen ist.

Abhängig von Möglichkeit externer Maßnahmen sind sowohl die Verfügbarmachung der 3. Netzeinspeisung als auch ein längerfristiger Betrieb der mobilen Pumpen im Rahmen des Sekundärseitigen bzw. Primärseitigen Druckentlastens und Bespeisens durch Bereitstellung des notwendigen Kraftstoffs. Die Maßnahmen zur Beschaffung, Anlieferung und Anschluss von Betriebsstoffen sind generell ein Routinevorgang, der im Betriebshandbuch bzw. in den Ausführungsanweisungen des betrieblichen Organisationshandbuches ausreichend geregelt ist.

Insgesamt ist festzustellen, dass eine Reihe von Maßnahmen zur Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr existieren, die die Robustheit der Anlage auch im Station Blackout belegen.

0.10 Management schwerer Unfälle

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung des Kernkraftkraftwerkes Brokdorf unter Berücksichtigung des fortschreitenden Standes von Wissenschaft und Technik wurden zahlreiche Maßnahmen etabliert, die ein Auftreten schwerer Unfälle verhindern oder, in dem äußerst unwahrscheinlichen Fall ihres Auftretens, die Auswirkungen auf die Anlage und die Umgebung zu verhindern, bzw. in ihrem Umfang stark zu begrenzen.

Im Falle eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses sind durch den Betreiber zahlreiche organisatorische und technische Maßnahmen vorgesehen und Vorkehrungen getroffen worden, um das notwendige Personal und das notwendige technische Gerät vor Ort verfügbar zu machen. Aufgrund einer festgelegten Mindestbesetzung des Schichtpersonals ist die Durchführbarkeit aller Notfallmaßnahmen, auch im Bereich der auslegungsüberschreitenden Ereignisse, zu jeder Zeit gewährleistet. Die Alarmierung der zur Bildung der Notfallschutzorganisation erforderlichen Personen erfolgt mit Hilfe von Betriebsfunkempfängern, erforderlichenfalls werden motorisierte Melder eingesetzt. Im Falle von personellen Engpässen besteht die Möglichkeit, Personal von ande-

ren E.ON Standorten hinzuzuziehen. Durch regelmäßige Übungen ist die Funktionalität im Ernstfall gewährleistet.

Seitens der E.ON Zentrale in Hannover wird nach Information durch das Kraftwerk der Unternehmenskrisenstab alarmiert, welcher die Kommunikation mit den Medien übernimmt sowie unternehmensrelevante Entscheidungen trifft.

Die Durchführung von Notfallprozeduren ist ohne zusätzliche Ausrüstung möglich. Sofern weitere zusätzliche Ausrüstungen erforderlich sind, handelt es sich um handelsübliche Komponenten, die auch bei Feuerwehren und Hilfsdiensten zum Einsatz kommen. Dadurch können schwerwiegende Ereignisse nahezu vermieden und im Falle ihres Auftretens in ihrem Ablauf deutlich verlangsamt werden, wodurch zusätzlicher Raum für das Heranschaffen von Personal und technischem Gerät geschaffen wird.

Über Ausführungsanweisungen ist die Beschaffung der Betriebs- und Hilfsstoffe geregelt, so dass Mindestvorräte nicht unterschritten werden. Wichtige Ersatzteile sind auf der Anlage vorhanden oder können mit Hilfe vertraglich abgesicherter Bereitschaften von den Herstellern beschafft werden.

Im Falle von Freisetzungen werden auf Veranlassung des Krisenstabes durch den Strahlenschutz Umgebungsmessungen nach einem festgelegten Überwachungskonzept durchgeführt und Empfehlungen hinsichtlich der Alarmierung der Bevölkerung an die zuständige Katastrophenschutzbehörde gegeben. Für die interne und externe Kommunikation stehen unterschiedliche Kommunikationsmittel zur Verfügung. Dazu gehören drahtgebundene Telefone, Funkgeräte in verschiedenen Frequenzbereichen, Betriebsfunkempfänger sowie Satellitentelefone. Die Netzleitstelle kann über mehrere Stunden mit Hilfe einer schwarzfallfesten Telefonverbindung erreicht werden.

Auf dem Kraftwerksgelände stehen Gerätschaften zur Verfügung, mit deren Hilfe im Falle der Einwirkung von außen ein Zugang zu Gebäuden geschaffen werden kann. Weitere Hilfsmittel können über externe Feuerwehren, technisches Hilfswerk oder den kerntechnischen Hilfszug, mit dem gesonderte Unterstützungsverträge existieren, abgerufen werden.

Bei einer Störung mit unterstellter Aktivitätsfreisetzung kommt anlagenintern ein Stufenkonzept zum Einsatz, mit dessen Hilfe durch den Strahlenschutz für die Aufenthaltsbereiche tatsächliche Aktivitätskonzentrationen ermittelt und Maßnahmen festgelegt werden. Der Wartenbereich kann an eine Umluftfilterung angeschlossen werden, um trotz vorhandener Aktivität einen Aufenthalt ohne die Nutzung von Atemschutzgeräten zu ermöglichen. Sollte ein Aufenthalt aus Strahlenschutzgründen nicht mehr möglich sein, können die Maßnahmen zum Abfahren der Anlage sowie zur BE- Beckenkühlung von der Notsteuerstelle aus durchgeführt werden, welche sich in räumlicher Distanz zur Hauptwarte innerhalb des gebunkerten Notspeisegebäudes befindet. Die Lüftung des Notspeisegebäudes detektiert automatisch explosive Gase und führt einen Außenluftabschluß durch. Die Notfallschutzorganisation nimmt ihre Arbeit in diesem Fall in der Ausweichstelle auf, welche sich auf dem ca. 10 km entfernten Gelände des Kernkraftwerks Brunsbüttel befindet.

Bei den deutschen Anlagen erfolgen die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 schutzzielorientiert, in der Regel über vordefinierte Einleitungskriterien. Die Voraussetzungen zur Durchführung sind im Notfallhandbuch beschrieben, aufgrund möglicher, nicht vorhersehbarer Ereignisüberlagerungen liegt allerdings keine Aufstellung hinsichtlich Karenzzeiten vor.

Grundsätzlich kann davon ausgegangen werden, dass Einrichtungen in hochwasser- und erdbebengeschützten Gebäuden im Anforderungsfall zur Verfügung stehen. Bei Hochwassersituationen kann davon ausgegangen werden, dass diese Situationen aufgrund der geografischen Lage nicht plötzlich auftreten, was wiederum die Möglichkeit schafft, zusätzliche Barrieren mit auf der Anlage vorhandenen Mitteln zu schaffen. Hinsichtlich der Unverfügbarkeit der Stromversorgung wird bei der Möglichkeit der Durchführung zwischen dem vollständigen Stromausfall und verfügbaren Notstromdieseln unterschieden.

Die Instrumentierung ist entsprechend den Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA) für Störfallinstrumentierung ausgeführt. Das Regelwerk trifft Festlegungen darüber, welche Messwerte in welchen Kontrollräumen darzustellen sind und welchen physikalischen Beanspruchungen der Messaufbau genügen muss. Ferner sind alle erforderlichen Messungen batteriegepuffert und stehen für die projektierte Zeit auch bei Netzausfall und Ausfall der Notstrom- und Notspeisenotstromdiesel zur Verfügung.

Darüber hinaus wurden im KBR zusätzliche Systeme installiert, die auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen nutzbar sind, Beispiele sind die Aktivitätsüberwachung für das Druckentlastungssystem des Reaktorsicherheitsbehälters sowie das System zur Probenahme aus dem Reaktorsicherheitsbehälter.

Da sich die Notfallmaßnahmen nicht explizit einem Ereignis zuordnen lassen, haben Maßnahmen, die nach Eintritt eines Kernschadens durchgeführt werden, ein breites Spektrum an Ereignisabläufen abzudecken. Aus diesem Grund hat E.ON Kernkraft (EKK) im September 2010 für alle deutschen EKK-betriebsgeführten Anlagen mit AREVA ein SAMG-Konzept (Severe Accident Management Guidelines) erstellt. Ein „Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen“, in dem anlagenspezifisch SAMG's beschrieben werden sollen befindet sich in der Erstellung.

0.11 Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung

Die im Notfallhandbuch beschriebenen Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 dienen der Verhinderung von Kernschädigungen und sind den einzelnen Schutzzielen der Anlage zugeordnet. Zunächst sind Maßnahmen zur Erhöhung des Kühlmittelinventars sowie zur Wiederherstellung der Kernkühlung bei Sumpfbetrieb beschrieben. Sollte ein hoher Druck nach Ausfall der Kernkühlung im Primärkreis herrschen, werden sekundär- oder primärseitige Druckenlastungs- und Bespeisungsmaßnahmen durchgeführt, um den Druck und die Temperatur im Primärkreis abzusenken und das Einspeisen passiver Systeme zu ermöglichen bzw. die Bespeisung mit Niederdrucksystemen sicherzustellen. Einige Notfallmaßnahmen werden gemäß Notfallhandbuch zeitgleich vorbereitet, wobei allerdings eine Priorität vorgesehen ist, die bei Erreichen vorgegebener Einleitungskriterien die Durchführung bestimmter Maßnahmen festlegt.

Die Notfallmaßnahmen zum sekundärseitigen Druckentlasten und Bespeisen mit Hilfe einer mobilen Feuerlöschpumpe sind zeitlich unbefristet und auch bei vollständigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung inklusive Ausfall der Batterieversorgung durchführbar, gleiches gilt für die gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters.

Der Krisenstab entscheidet in Abhängigkeit der Anlagensituation, des Schadensumfanges usw. über die Wiederinbetriebnahme zuvor ausgefallener Systeme.

Es existieren Prozeduren zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung, welche im Notfallhandbuch beschrieben sind. Zusätzlich zu den vier Notstromdieseln verfügt die Anlage über vier Notspeisenotstromdiesel, die im gegen Einwirkung von außen gesicherten Notspeisegebäude untergebracht sind. In diesem Gebäude befindet sich ebenfalls die Notsteuerstelle.

Die vorstehend beschriebenen Notfallmaßnahmen können auch nach dem Eintritt von Kernschädigungen durchgeführt werden und sind geeignet, den Kernzerstörungsprozess zu beenden oder zumindest die Karenzzeit bis zur Erfordernis weiterer Maßnahmen deutlich zu Erhöhen.

Wird im Falle einer Kernschmelze ein Versagen des Reaktordruckbehälters angenommen, kommt die Schmelze mit Beton in Kontakt. Bei vielen Szenarien ergibt sich aufgrund des dann vorliegenden Unfallablaufs eine kühlbare Konfiguration, so dass Wechselwirkungen vermieden oder beendet werden können. Untersuchungen hinsichtlich der Folgen vollständiger Penetration des Reaktorgebäudefundaments haben gezeigt, dass sich die Freisetzung von Spaltprodukten aufgrund der langen Karenzzeiten und der Verdünnungseffekte nachhaltig beeinflussen lässt.

Im Falle von schweren Kernschäden muss mit einer Entstehung von Wasserstoff (H_2) durch Reaktionen des Kühlmittels mit den Brennstabhüllrohren sowie der Produktion von Gasen aus Schmelze-Beton-Wechselwirkungen gerechnet werden. Aus diesem Grund existieren Systeme zur Konzentrationsbestimmung von Wasserstoff und zur Durchmischung der Reaktorsicherheitsbehälteratmosphäre, um partiell unzulässig hohe Wasserstoffkonzentrationen zu vermeiden. Außerdem wurde ein H_2 -Abbausystem installiert, welches mit Hilfe von im Reaktorsicherheitsbehälter verteilten autokatalytischen Rekombinatoren, das H_2 zu Wasser rekombiniert. Dieses System ist passiv und benötigt weder Fremdenergie noch Hilfssysteme.

Etwaige Leckagen von Wasserstoff aus dem Reaktorsicherheitsbehälter in Richtung des Reaktorgebäude-Ringraums werden mit Hilfe der Ringraumabsaugung entfernt.

Die Leckrate des Reaktorsicherheitsbehälters wird wiederkehrend geprüft und darf die vorgegebenen Grenzwerte nicht überschreiten.

Sollte es aufgrund von Verdampfungsvorgängen und/ oder Schädigungen des Reaktordruckbehälters zu einem Druckaufbau im Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) kommen, kann mit Hilfe des Druckabbausystems gezielt eine gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters vorgenommen werden. Im Vorfeld besteht die Möglichkeit, das störfallfeste Probenahmesystem zu nutzen, um die Nuklidzusammensetzung des Reaktorsicherheitsbehälterinventars zu bestimmen und eine Abschätzung über die während der Druckentlastung stattfindende Aktivitätsabgabe zu treffen. Die Installation von Jod- und Aerosolfiltern ist zusätzlich in der Lage, die Aktivitätsfreisetzung zu verringern. Die freigesetzte Aktivität wird durch die Kamininstrumentierung erfasst. Sofern erforderlich, ist eine wiederholter Betrieb des Druckentlastungssystems möglich. Die Benutzbarkeit des Druckentlastungssystems vor dem Hintergrund radiologischer Randbedingungen wurde auch im Falle einer Kernschmelze mittels einer Begebarkeitsstudie nachgewiesen.

Aufgrund der hohen Robustheit des Sicherheitsbehälters und der Schutzmaßnahmen (gefilterte Druckentlastung und passive H₂-Rekombinatoren) kann ein Versagen des Sicherheitsbehälters ausgeschlossen werden. Sollte der RSB dennoch Leckagen aufweisen, erfolgt eine Freisetzung in den Reaktorgebäude-Ringraum. Durch die Ringraumabsaugung erfolgt eine gefilterte Abgabe über den Abluftkamin. Eine zusätzliche Rückhaltung ist durch die Zuschaltung der Bedarfsfilteranlage gegeben.

Speziell die Untersuchungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk Brokdorf haben jedoch gezeigt, dass aufgrund der robusten und konservativen Auslegung des Reaktorsicherheitsbehälters erst bei Größenordnungen des doppelten Auslegungsdrucks mit einem Versagen zu rechnen ist.

Zur Sicherstellung der Unterkritikalität speisen die im Störfall automatisch angeforderten Systeme mit boriertem Wasser in den Primärkreis ein. Das eingespeiste Bor ist so bemessen, dass nach dem Abschalten des Reaktors durch die Steuerelemente auch unter Berücksichtigung negativer Temperaturkoeffizienten der Reaktor dauerhaft unterkritisch bleibt. Die Fehleinspeisung von Deionat wird leittechnisch verhindert.

Die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken erfolgt ebenfalls mit boriertem Wasser. Aufgrund der Geometrie der Lagergestelle sowie des verwendeten Borstahls ist das im Kühlmittel enthaltene Bor jedoch nicht zur Gewährleistung der Unterkritikalität erforderlich. Im Normalbetrieb sind die Brennelementköpfe mehrere Meter von Wasser überdeckt. Sollte Verdampfung im Lagerbecken auftreten, so kommt es zu einem Füllstandsabsinken und einer Aufkonzentration der Borsäure. Mit Hilfe beschriebener Notfallprozeduren kann der Füllstand im Lagerbecken durch Einspeisen von Deionat oder Kühlmittel aus den Flutbehältern wieder angehoben werden. Diese Prozeduren sind ebenfalls geeignet, um bereits eingetretene Brennelementschädigungen zu verhindern oder zu mildern. Räumlich befindet sich das BE-Lagerbecken innerhalb des gegen hohe Drücke ausgelegten Reaktorsicherheitsbehälters, das Reaktorgebäude ist gegen Einwirkung von außen ausgelegt.