

Risiko- und Sicherheitsbewertung (EU Stresstest)

Abschlussbericht zum 31.10.2011

Kernkraftwerk Biblis

Block A und B



Inhaltsverzeichnis

		Blatt Nr.
	Titelblatt	1
	Inhaltsverzeichnis	2
0	Zusammenfassung	10
0.1	Begriffsverständnis	12
0.1.1	Verständnis zu "Cliff-Edge Effekt"	12
0.1.2	Verständnis zu „Robustheit“	13
0.2	Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke	15
0.2.1	Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele	15
0.2.2	Sicherheitsebenen	16
0.2.3	Konsequenzen der Auslegungsphilosophie	18
0.2.4	Weiterentwicklungen in Deutschland	19
0.3	Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks	22
0.4	Erdbeben	23
0.5	Hochwasser	24
0.6	Extreme Wetterbedingungen	25
0.7	Verlust der Stromversorgung	26
0.8	Verlust der primären Wärmesenke	27
0.9	Verlust der primären Wärmesenke bei Station Blackout	28
0.10	Management schwerer Unfälle	28
0.11	Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung	30
0.12	Abkürzungsverzeichnis	32
1	Standort und Hauptmerkmale der Anlagen	34
1.1	Standort	34
1.1.1	Hauptmerkmale der Anlagen	35
1.1.2	Beschreibung der wichtigsten Sicherheitssysteme	39
1.2	Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede	53
1.3	Probabilistische Sicherheitsbewertungen	54

2	Erdbeben	61
2.1	Auslegungsgrundlage	61
2.1.1	Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist	61
2.1.1.1	Charakteristik des Bemessungserdbebens	61
2.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens	63
2.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung	63
2.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage vor dem Bemessungserdbeben	64
2.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten	64
2.1.2.2	Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten	66
2.1.2.3	Folgewirkungen des Erdbebens	67
2.1.2.3.1	Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten	67
2.1.2.3.2	Ausfall der externen Stromversorgung	67
2.1.2.3.3	Situation außerhalb der Anlage	68
2.1.2.3.4	Andere Folgewirkungen	70
2.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage	72
2.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen	72
2.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen	77
2.1.3.3	Festgestellte Abweichungen	78
2.2	Bewertung von Auslegungsreserven	78
2.2.1	Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke	78
2.2.2	Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses	80
2.2.3	Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens	81
2.2.4	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Erdbeben	81
3	Hochwasser	82
3.1	Auslegungsgrundlage	82
3.1.1	Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist	82

3.1.1.1	Höhe des Bemessungshochwassers	82
3.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers	82
3.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung	84
3.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser	84
3.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten	84
3.1.2.2	Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser	86
3.1.2.3	Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser	88
3.1.2.4	Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage	88
3.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage	89
3.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen	89
3.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen	89
3.1.3.3	Festgestellte Abweichungen	90
3.2	Bewertung von Auslegungsreserven	90
3.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung	90
3.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung	90
4	Extreme Wetterbedingungen	91
4.1	Auslegungsgrundlage	91
4.1.1	Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen	91
4.1.1.1	Verifizierung der Wetterbedingungen, welche bei der Auslegung von Systemen, Strukturen und Komponenten verwendet wurden	91
4.1.1.2	Annahmen für extreme Wetterbedingungen, falls diese nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt waren	97
4.1.1.3	Bewertung der zu erwartenden Häufigkeit von unterstellten extremen Wetterbedingungen	97
4.1.1.4	Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen	97
4.1.1.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen extreme Wetterbedingungen	99
4.2	Bewertung von Auslegungsreserven	99

4.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen	99
4.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen	100
5	Auswirkungen eines Ausfalls von Sicherheitsfunktionen	101
5.1	Ausfall der Stromversorgung	101
5.1.1	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss	101
5.1.1.1	Auslegung der Anlage	101
5.1.1.2	Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschluss ohne externe Unterstützung	102
5.1.2	Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle	103
5.1.2.1	Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption	104
5.1.2.2	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung	104
5.1.3	Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung	104
5.1.3.1	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung	108
5.1.3.2	Vorgesehene Maßnahmen zur Wiederherstellung einer Drehstromversorgung mit mobilen oder speziellen externen Einrichtungen	109
5.1.3.3	Erforderliches Schicht- oder Fachpersonal für elektrischen Anschluss	109
5.1.3.4	Zur Verfügung stehende Zeit zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und damit der Kernkühlung	110
5.1.3.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust der Stromversorgung	111
5.1.3.6	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust der Stromversorgung	111
5.2	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser	112
5.2.1	Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung	112
5.2.2	Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers	112
5.2.2.1	Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke	113

5.2.2.2	Mögliche zeitliche Einschränkungen für die Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke und Möglichkeiten für weitere zeitlicher Reserven	114
5.2.3	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser und der alternativen Wärmesenke	114
5.2.3.1	(Externe) Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden	114
5.2.3.2	Zeit zur Wiederherstellung verlorener Wärmesenken oder für externe Maßnahmen	115
5.2.4	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers	116
5.2.5	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers	116
5.3	Ausfall der primären Wärmesenke mit „Station Blackout“	117
5.3.1	Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern	117
5.3.2	Externe Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden	117
5.3.3	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers mit „Station Black-out“	117
6	Anlageninterner Notfallschutz	118
6.1	Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen	118
6.1.1	Notfallschutzorganisation des Genehmigungsinhabers	119
6.1.1.1	Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb	120
6.1.1.2	Planungen zur Verstärkung die Kraftwerksorganisation für das Notfallmanagement	120
6.1.1.3	Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz	121
6.1.1.4	Externe technische Unterstützung bei Notfall- und Schutzmaßnahmen	122
6.1.1.5	Verfahren, Ausbildung und Übungen	123
6.1.2	Nutzung vorhandener Ausrüstung	124
6.1.2.1	Nutzung externer mobiler Geräte	124
6.1.2.2	Regelungen für und Management von Betriebs- und Hilfsmitteln	125
6.1.2.3	Management des Strahlenschutzes	125
6.1.2.4	Interne und externe Kommunikations- und Informationsmittel	127

6.1.3	Ermittlung von Faktoren, welche das Notfallmanagement behindern können	128
6.1.3.1	Weitgehende Zerstörung der Infrastruktur oder Überflutung in der Standortumgebung, welche den Zugang zum Kraftwerksgelände behindert	128
6.1.3.2	Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder -systemen	129
6.1.3.3	Erschwerende radiologische Randbedingungen	129
6.1.3.4	Auswirkungen auf den Zugang und die Nutzbarkeit der Hauptwarte und Notsteuerstelle sowie Gegenmaßnahmen	129
6.1.3.5	Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und/oder Einrichtungen	129
6.1.3.6	Durchführbarkeit und Wirksamkeit für Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen durch Erdbeben oder Hochwasser	130
6.1.3.7	Unverfügbarkeit der Stromversorgung	131
6.1.3.8	Potenzial für den Ausfall von Instrumentierungen	133
6.1.3.9	Potenzielle Auswirkungen durch Nachbarblock	136
6.1.4	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement	136
6.1.5	Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements	138
6.2	Verfügbare präventive Notfall-Maßnahmen in den verschiedenen Phasen eines Szenarios „Verlust der Kernkühlfunktion“	138
6.2.1	Präventive Maßnahmen vor Eintritt eines Brennelements Schadens im Reaktordruckbehälter	138
6.2.2	Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelements Schadens im Reaktordruckbehälter	139
6.2.3	Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters	139
6.3	Verfügbare Notfall Maßnahmen zur Erhaltung „Integrität Sicherheitsbehälter“	140
6.3.1	Vermeidung von Brennelements Schäden/-schmelzen bei hohem Druck	142
6.3.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	142
6.3.1.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	142
6.3.2	Behandlung von Risiken durch Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters	143

6.3.2.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Bewertung der Angemessenheit unter Berücksichtigung von Wasserstoffproduktionsrate und -menge	143
6.3.2.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	143
6.3.3	Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck	143
6.3.3.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung	143
6.3.3.2	Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen	145
6.3.4	Vermeidung von Rekritikalität	145
6.3.4.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	145
6.3.4.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	145
6.3.5	Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte	146
6.3.5.1	Potenzielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter	146
6.3.5.2	Potenzielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters	146
6.3.5.3	Cliff-edge-Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze	147
6.3.6	Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters	147
6.3.6.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	147
6.3.6.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	147
6.3.7	Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität	148
6.3.8	Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort	148
6.3.9	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters	148
6.3.10	Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen	149
6.4	Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung	149
6.4.1	Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität	149
6.4.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	149
6.4.1.2	Vorkehrungen der Betriebsführung	150

6.4.2	Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken	150
6.4.2.1	Wasserstoffmanagement	151
6.4.2.2	Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung	151
6.4.2.3	Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken	152
6.4.2.4	Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur Beherrschung des Unfalls	153
6.4.2.5	Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte	153
6.4.3	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung	154

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 werden 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 Hessischen Ministerium für Umwelt, Energie, Landwirtschaft und Verkehr (HMUELV) 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 wird dadurch inhaltlich vollständig 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 bei der Beantwortung der entsprechenden Fragen 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.

RWE Power AG 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 RWE Power AG von Beginn an den Prozess der Europäischen Sicherheitsüberprüfung konstruktiv, offen und aktiv unterstützt. Nationale unterschiedliche Ausprägungen z.B. hinsichtlich des Untersuchungsumfanges oder 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.

Wir haben aus unserem Betreiberverständnis, die nukleare Sicherheit auch international zu unterstützen, freiwillig bereit erklärt, an der Europäischen Sicherheitsüberprüfung teilzunehmen. Wir haben deshalb auch beschlossen, den vollständigen Untersuchungsumfang

auch für die Anlagen durchzuführen, welche aufgrund der 13. Novelle des Atomgesetzes (AtG) in Deutschland dauerhaft abgeschaltet bleiben.

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 angenommen 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 Schutzzielen 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 Schutzzielen 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 Zweiten 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 Einzel Fehlern (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 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 abdeckend angegeben werden. Unsicherheiten, die sich aus Modellbildung oder Verwendung von Korrelationen ergeben können, sind dabei konservativ berücksichtigt. Damit ergeben sich auch aus der Nachweismethodik selbst Reserven gegenüber real zu erwartenden Ereignisabläufen (z.B. können 4x50%-Systeme bei realistischer Betrachtungsweise z. T. als 4x100%-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 der Anschluss mobiler Pumpen zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr.

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

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.

Nach der Konzeption des Atomgesetzes und der hierzu ergangenen Rechtsprechung gilt in der Kerntechnik das Prinzip der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Schadensvorsorge. Dieses Prinzip gebietet es, Anlagen nur dann zu betreiben, wenn deren Sicherheit nachgewiesen ist und ein 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 der Eintritt nach praktischer Vernunft ausgeschlossen ist.

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 Begrenzung der Aktivitätsabgabe: 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 Brennelementkühlung: Die – auch noch nach Abschaltung des Reaktors durch radioaktiven Zerfall entstehende – Wärme muss sicher aus dem Reaktorkern und dem Brennelement-Lagerbecken 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 geprüft 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 Ferti-

gungs-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 (anormaler 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 bzw. von Zuständen, die über die der Auslegung zugrunde zu legenden Postulate hinausgehen.

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 Sicherheits-einrichtungen 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 Wahrscheinlichkeit 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 bereits eingetretenen Tsunamis im Pazifikraum 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 / oder Aufsichtsverfahren berücksichtigt worden und hätten zu entspre-

chenden 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 anormaler Betrieb) für die Untersuchungen im Rahmen des EU-Stresstests nicht relevant, aber dennoch ist festzuhalten, dass dort realisierte Maßnahmen zu einer verbesserten Störungsbewehrung 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 (DWR), 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 der 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 4) 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 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%).

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. Dies umfasst präventive Maßnahmen zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und der Wärmeabfuhr, auch mit mobilen auf der Anlage vorhandenen Einrichtungen, die das Ziel haben, einen 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.
- Einbau einer Druckentlastungseinrichtung, über die gefiltert Gase aus dem Reaktorsicherheitsbehälter abgegeben werden können, so dass ein Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters durch zu hohem Druck verhindert und damit die radioaktiven Stoffe selbst dann noch weitestgehend eingeschlossen blieben bzw. zurückgehalten werden.

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

Der Standort Biblis liegt im nördlichen Teil des von Süd nach Nord verlaufenden Oberrheingrabens im Übergangsbereich zum Mainzer Becken am rechten Rheinufer zwischen Rhein-Kilometer 454,4 und 455,8 unmittelbar hinter dem Hochwasserdamm.

Am Standort wurden zwei Kraftwerksblöcke (Biblis A und Biblis B) errichtet. Bei beiden Blöcken handelt es sich um Druckwasserreaktoren des Herstellers KWU (Kraftwerk Union). Die Blöcke unterscheiden sich nur geringfügig. Beide Blöcke sind 4-Loop-Anlagen mit vier Dampferzeugern, durchgängig viersträngig (4x50%) ausgelegten Sicherheitssystemen zur Wärmeabfuhr und verwenden einen Reaktorkern mit 193 Brennelementen.

Die thermische Reaktorleistung beträgt 3.540 MW (Block A) bzw. 3.733 MW (Block B), aus denen jeweils über einen Hochdruck- und drei Niederdruckturbinenteile netto 1.146 MW bzw. 1.240 MW elektrische Energie erzeugt wird. Die Kühlwasserversorgung erfolgt aus dem Fluss Rhein.

Das Reaktorgebäude und das Hilfsanlagengebäude umschließen die aktivitätsführenden, sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile. Beide Gebäude sind in solider Stahlbetonbauweise ausgeführt. Innerhalb des Reaktorgebäudes befindet sich der aus mehrere Zentimeter dickem Stahl ausgeführte Sicherheitsbehälter, der als Volldruckcontainment ausgeführt ist. Der Sicherheitsbehälter umschließt die aktivitätsführenden, hochenergetischen Rohrleitungen (wie den Primärkreis bestehend u. a. aus dem Reaktor mit anbindenden Leitungen sowie den Hauptkühlmittelpumpen) sowie die Dampferzeuger und das Brennelementlagerbecken für (abgebrannte) Brennelemente.

Biblis A nahm seinen kommerziellen Leistungsbetrieb im Februar 1975 auf, Biblis B knapp zwei Jahre später im Januar 1977. Biblis A und B haben gemeinsam seit ihrer Inbetriebnahme brutto über 512 Mrd. kWh elektrischer Energie erzeugt.

Genehmigungsinhaber der Kernkraftwerke Biblis A und B ist die RWE Power AG mit Sitz in Essen.

Die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen weisen für Biblis A und B für die Stufe 1-PSA Werte aus, die mit einem deutlichem Abstand unter dem von der IAEA international genannten Zielwert der Kernschadenshäufigkeit für in Betrieb befindliche Anlagen ($< 1E-4/a$) liegen. Die ermittelten Werte liegen bereits im Bereich der für evolutionäre Reaktoren empfohlenen Werte ($1E-5/a$). Die Ergebnisse zeigen außerdem die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts im Hinblick auf die eingesetzte System- und Anlagentechnik am Standort.

Für beide Blöcke wurden darüberhinaus eine Stufe 2-PSAn (auslegungsüberschreitender Bereich) durchgeführt, deren Resultate das hohe Sicherheitsniveau der Anlagen unterstreichen. Für Block B wurde eine sehr niedrige Häufigkeit großer, früher Spaltproduktfreisetzen mit einem Wert von $< 1E-09/a$ ermittelt. Das erwartete Ergebnis der Stufe 2-PSA für Block A liegt analog zu Block B in der selben Größenordnung, die Untersuchung ist mit Stand 30. Juni 2011 (Stichtag EU-Stresstest) allerdings noch nicht vollständig abgeschlossen.

0.4 Erdbeben

Bei der Errichtung des Kraftwerkes Biblis wurde ein Erdbeben mit einer Intensität von $I = VII$ bis $VIII$ MSK-Skala angesetzt und eine maximale horizontale Bodenbeschleunigung von $1,5 \text{ m/s}^2$ zu Grunde gelegt. Die Überschreitenswahrscheinlichkeit wurde im Nachgang mit $2,0 E-5/a$ ermittelt. Im Jahr 2000 hat die zuständige Aufsichtsbehörde die Verwendung von Erdbebenspektren vorgeschrieben, die durch das Öko-Institut im Jahre 1999 ermittelt wurden, wobei die Standortintensität und die Überschreitenswahrscheinlichkeit beibehalten wurden.

Für die Genehmigung zur Errichtung des Standortzwischenlagers wurde das sogenannte Öko-Spektrum angewendet und von dem durch die atomrechtliche Behörde bestellten Gutachter, der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, als konservativ für den Standort Biblis bestätigt.

Eine aktuelle Bewertung erfolgte zudem im November 2010 nach den in der KTA 2201.1 (Nov. 2010) vorgeschriebenen Kriterien, wobei alle vorher ermittelten Auslegungsgrundlagen als gültig und sehr konservativ beurteilt wurden.

Alle sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Systeme sind gegen das bei der Errichtung zu Grunde gelegte Erdbeben ausgelegt, so dass zu dessen Beherrschung weder Notfallmaßnahmen noch mobile Ausrüstungen erforderlich sind (grundsätzlich wird dabei vom Eintreten eines Notstromfalles ausgegangen). Daher sind wichtige Betriebsstoffe (Kraftstoff für die Diesel, Deionat für die Dampferzeugerbespeisung, boriertes Wasser) ebenfalls in den geschützten Gebäuden bzw. in Erdtanks untergebracht. Schäden an nicht explizit gegen Erdbeben ausgelegten Systemen sind nicht auszuschließen; es ist jedoch anzunehmen, dass solche Schäden – sollten sie auftreten – keine Auswirkungen auf die Systeme zur sicheren Abschaltung der Anlage haben können.

Bei der Bemessungsintensität am Standort wird in der Umgebung nur mit geringen Auswirkungen gerechnet, insbesondere nicht mit Wirkungen im Gelände. Dennoch ist generell

Vorsorge gegen eingeschränkte Zugänglichkeit getroffen; so sind z.B. Räumfahrzeuge und Dieselvorräte für eine Autarkie von mindestens 72 Stunden auf der Anlage vorhanden.

Der Genehmigungsinhaber ist mit der Genehmigung u.a. rechtlich verpflichtet, regelmäßig durch wiederkehrende Prüfungen nachzuweisen, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Anlagenmerkmale sowie Sicherheits- und Barrierefunktionen gegeben und die Qualität und Wirksamkeit der sicherheitstechnischen Maßnahmen und Einrichtungen gewährleistet sind. Hinsichtlich der Erdbebensicherheit werden so z. B. wiederkehrend Halterungssichtprüfungen von Rohrleitungen und Komponenten oder die Prüfung der Erdbebeninstrumentierung durchgeführt. Somit ist gewährleistet, dass die Anlage dem genehmigten Zustand entspricht.

Aufgrund der konservativ abdeckenden Auslegung gegen Erdbebenwirkungen lassen sich erhebliche Reserven für den Erhalt der Sicherheitsfunktionen und der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters gegenüber Lasten aus Erdbeben ausweisen.

Durch den permanenten Hochwasserschutz und die Topologie des Umlands (Aufschüttung auf 91,00 m üNN, siehe auch nächstes Kapitel) wird auch ein auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge eines Erdbebens als physikalisch unmöglich angesehen.

Aufgrund der dargelegten hohen Robustheit der Anlage existieren weitreichende Reserven für die Beherrschung von Erdbebenereignissen. Daher besteht diesbezüglich keine Notwendigkeit für Anlagenänderungen oder zusätzliche Vorkehrungen.

0.5 Hochwasser

Das Kraftwerksgelände im Bereich der Blockanlagen wurde für den permanenten Hochwasserschutz durch Aufschüttungen auf 91,00 m üNN erhöht und liegt damit etwa 3,50 m höher als weite Teile des flach verlaufenden Umlandes.

Die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude der Anlagen Biblis erfolgte auf Basis eines Hochwassers mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-3}/a$ (sog. 1.000-jährliches Hochwasser), was einem Rheinwasserstand von 92,5 m üNN entspricht. Bis zu dieser Höhe verfügen die entsprechenden Gebäude über einen Hochwasserschutz (Hochbau bzw. Dammplatten).

Die heute gültigen Vorgaben zur Auslegung gegen Hochwasser gemäß KTA 2207 fordern eine Auslegung der Anlagen gegen ein Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ (sog. 10.000-jährliches Hochwasser) und lassen für die Berechnung die Berücksichtigung der Retention vor Ort und im Einzugsgebiet zu. Auf dieser Grundlage wurde für

die Anlage Biblis im Rahmen der Genehmigung des Standortzwischenlagers im Jahr 2003 das Bemessungshochwasser auf den Wert von 91,50 m üNN ermittelt. Außerdem wurde im zuvor genannten Genehmigungsverfahren ein Wasserstand über 91,50 m üNN als nicht möglich angesehen. Dies wurde durch ein aktuelles Gutachten aus diesem Jahr erneut bestätigt. Das so ermittelte Bemessungshochwasser kann für den gesamten Kraftwerksstandort Biblis angesetzt werden.

Damit beherrscht die Anlage Biblis das 10.000-jährliche Hochwasser mit einer Sicherheitsreserve (Freibord) von mindestens 1,00 m für die vitalen Anlagenbereiche.

Bei Deichüberflutung oder Deichbruch ist auf Grund der deutlich niedriger liegenden, großflächigen Retentionsflächen beidseitig des Rheins eine Überflutung des Kraftwerksgeländes nicht zu unterstellen. Für den Fall einer großflächigen Überflutung der für die umliegende Infrastruktur relevanten Retentionsflächen sind Vorsorgemaßnahmen vorgesehen, die die Personalverfügbarkeit und Versorgung der Anlage sicherstellen.

0.6 Extreme Wetterbedingungen

In der Anlagenauslegung wurden neben Erdbeben und Hochwasser folgende naturbedingte Einwirkungen von außen berücksichtigt:

- Wind und Schneelasten als Gebrauchslast entsprechend DIN 1055
- Hohe Umgebungstemperaturen
- Tiefe Umgebungstemperaturen/ Eis
- Niedriger Wasserstand
- Biologische Phänomene
- Treibgut am Einlaufbauwerk
- Biomasse Anfall
- Blitz

Gegen diese Einwirkungen sind wirksame Maßnahmen getroffen, die sicherstellen, dass die für die jeweiligen Einwirkungen geltenden Schutzziele eingehalten werden.

Darüber hinaus wurden kausal bedingte Kombinationen naturbedingter Einwirkungen von außen berücksichtigt bzw. sind durch andere Auslegungsereignisse abgedeckt.

Für den Standort Biblis sind andere natürliche Einwirkungen von außen sicherheitstechnisch nicht relevant. Dies wird durch die Ergebnisse der durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen sowie der kontinuierlichen Aufsicht durch die zuständige Behörde bestätigt. Es liegen keinerlei diesbezügliche Defizite der Anlage vor.

0.7 Verlust der Stromversorgung

Aufgrund räumlich getrennter und in Bezug auf die Spannungsebene diversitärer Netzan-
schlüsse (380 kV, 220 kV, 20 kV) sind für das Kernkraftwerk Biblis umfangreiche Vorkeh-
rungen getroffen, so dass die beiden Blöcke auch bei Störungen in einzelnen externen
Netzen weiterhin oder wieder extern stromversorgt werden können. Darüber hinaus verfü-
gen die Blöcke über vielfältige mehrfach redundante eigene Notstromversorgungseinrich-
tungen und die Möglichkeit der Spannungsversorgung durch den Nachbarblock.

Sämtliche im EU-Stresstest postulierte und zu untersuchende Ereignisse mit Verlust der
Stromversorgung, welche auch extrem unwahrscheinliche auslegungsüberschreitende
Störfälle abdecken, werden von der Anlage auch langfristig beherrscht, so dass keine
Brennelementschäden im Reaktorkern oder Brennelementbecken zu besorgen sind.

Als anlagentechnische Vorkehrungen kommen hier insbesondere die verschiedenen fest
installierten mehrfach-redundanten Notstromdieselaggregate sowie – entsprechend des
gestaffelten Sicherheitskonzepts – ergänzende Notfallmaßnahmen zum Tragen. Mit den
Möglichkeiten der Versorgung mit Borsäure, Notspeisewasser und elektrischer Energie
zwischen den beiden Blöcken über das Notstandssystem wird der Komplettausfall der 4-
fach redundanten Notstromdiesel (4 x 50 %) eines Blockes beherrscht. Durch diese Ausle-
gung wird der Ausfall der Notstromdiesel eines Blockes, der gemäß IAEA Definition als
Station Black-Out bezeichnet wird, sicher beherrscht.

Die für die jeweiligen Dieselaggregate auf dem Kraftwerksgelände vorhandenen Kraftstoff-
vorräte gewährleisten jeweils eine derart lange Betriebsdauer, dass mit erheblichen im Ta-
gesbereich liegenden Zeitreserven eine externe Nachtankung auch unter den von
ENSREG definierten erschwerenden Randbedingungen¹ für die Zugänglichkeit des Kraft-
werksgeländes sichergestellt werden kann.

Das erforderliche Personal ist als Schichtpersonal auf der Anlage stets verfügbar. Es wer-
den kein externes Personal oder externe mobile Einrichtungen benötigt.

Die in der Anlage eingesetzten Batterieanlagen sind aufgrund der vorhandenen Batterieka-
pazitäten bereits für eine Betriebszeit von mehr als 2 Stunden ausgelegt, die mit Entlas-

¹ Der Standort kann für 72 Stunden bzw. 3 Tage nicht mit schwerem Material über Straßen, Schie-
nen oder Wasserwege beliefert werden. Tragbare leichte Ausrüstung kann den Standort von an-
deren Orten nach den ersten 24 Stunden erreichen.

tungsmaßnahmen (z.B. Abschalten nicht benötigter Komponenten) deutlich verlängert werden kann.

Bei einem totalen Netzausfall und Ausfall aller internen Notstromeinrichtungen (8 Notstromdiesel) steht das Wasserkraftwerk Vianden (schwarzstartfähig) oder das Braunkohlekraftwerk Niederaußen für die Spannungsversorgung des Kernkraftwerkes Biblis zur Verfügung.

Aufgrund der dargelegten sehr hohen Robustheit des Kernkraftwerkes Biblis zur Sicherstellung der Stromversorgung, auch unter Berücksichtigung der hier unterstellten auslösenden Ereignisse wie Erdbeben, Hochwasser und extremen Wetterbedingungen, gibt es keinen Handlungsbedarf für Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit.

0.8 Verlust der primären Wärmesenke

Im Fall der Nichtverfügbarkeit der Kühlwasserversorgung erfolgt automatisch eine Reaktorschnellabschaltung. Die Nachwärme wird über die Sekundärseite an die Atmosphäre abgeführt. In Folge fehlender Kühlwasserversorgung stehen die Notspeisewasserpumpen nicht zur Verfügung. In diesem Fall ist das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem zur Bespeisung der Dampferzeuger verfügbar. Die Zuschaltung erfolgt automatisch.

Die beiden Blöcke verfügen jeweils über einen eigenen, voneinander getrennten Kühlwassereinlauf. Bei Ausfall der Kühlwasserversorgung eines Blocks wird die nötige Versorgung mit Speisewasser zur Wärmeabfuhr über die Blockstützung durch den Nachbarblock sichergestellt.

Sind beide Blöcke betroffen, ist die Wärmeabfuhr mit Hilfe des zusätzlichen, unabhängigen Sekundäreinspeisesystems gegeben. Weiter stehen in beiden Blöcken Notfallmaßnahmen zur Bespeisung der Dampferzeuger über mobile Pumpen zur Verfügung.

Als alternative Wärmesenke zum Nebenkühlwasser kann in beiden Blöcken zudem das Feuerlöschsystem für die Beckenkühlung und die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mit der Notstandsnachkühlpumpe verwendet werden. Für die Verfügbarkeit des Feuerlöschsystems existieren keine zeitlichen Einschränkungen. Das Feuerlöschsystem steht kontinuierlich zur Verfügung und geht im Anforderungsfall ohne zeitliche Verzögerung in Betrieb.

Auch ohne das Feuerlöschsystem als alternative Wärmesenke kann die Nachzerfallsleistung der Anlage über die Dampferzeuger mit Bespeisung vom zusätzlichen Sekundärein-

speisesystem oder mit mobilen Pumpen im Rahmen einer Notfallmaßnahme bis zur Übernahme durch stationären Einrichtungen langfristig an die Atmosphäre abgeführt werden.

Für die Notfallmaßnahmen stehen als Quellen für die Einspeisung in die Dampferzeuger und Kühlung des Lagerbeckens verschiedene Brunnen auf dem KW-Gelände oder natürliche Wasserspeicher in der Umgebung (z.B. Rhein, künstliche Seen) zur Verfügung.

Bei der Durchführung der oben aufgeführten Maßnahmen entstehen bei Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers keine Kernschäden. Eine weitere Erhöhung der Robustheit ist nicht erforderlich.

0.9 Verlust der primären Wärmesenke bei Station Blackout

Für die Definition des „Station-Blackout“ wird der IAEA Safety Guide NS-G-1.8 herangezogen, der folgenden ins Deutsche übersetzten Wortlaut hat:

„Ein Station-Blackout ist der vollständige Verlust der Wechselstromversorgung aus dem externen Netz, vom Generator und aus den Notstromsystemen. Es beinhaltet nicht den Ausfall der unterbrechungsfreien Wechselstromversorgung oder den Ausfall von alternativen Wechselstromversorgungen.“

Demnach wird im Kraftwerk Biblis der „Station Blackout“ nach obiger Definition für einen Block mit der Blockstützung vollständig beherrscht. Der sich ergebende Fall entspricht einem „Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle“ (siehe Abschnitt 0.7).

Beim Eintritt eines „Station Blackout“ in beiden Blöcken ergeben sich durch die Kombination mit dem Verlust der primären Wärmesenke keine neuen Aspekte, die über die bereits im vorhergehenden Abschnitt behandelten hinaus gehen.

0.10 Management schwerer Unfälle

Unter „anlageninternem Notfallschutz“ wird die Gesamtheit aller Maßnahmen verstanden, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe, d. h. nicht vorgesehene bzw. nicht auslegungsgemäß beherrschte Anlagenzustände oder Ereignisabläufe möglichst frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen.

Dies bedeutet, dass zunächst ein Mehrfachversagen der redundanten, diversitären und räumlich getrennten Sicherheitssysteme unterstellt wird, die zur Beherrschung von Anlagenstörungen und Störfällen vorgesehen und entsprechend ausgelegt sind.

Notfallmaßnahmen dienen dann dazu, die Anlage in den sicheren Zustand zurückzuführen, um die grundlegenden Schutzziele zu gewährleisten. Sie lassen sich in Maßnahmen zur Schadensvorbeugung (Prävention) und Schadensbegrenzung (Mitigation) unterteilen.

Die im Kernkraftwerk Biblis vorgehaltenen Notfallmaßnahmen sind so konzipiert, dass sie in erster Linie die Einhaltung der Schutzziele zum Ziel haben und die Auswirkungen von Ereignissen auch mit potentieller Kernschädigung minimieren. Dazu liegen schriftliche Anweisungen und Konzepte gemäß Notfallhandbuch vor, etwa zur Wiederherstellung der Spannungsversorgung und der Kühlwasserversorgung, zur Bespeisung von Dampferzeugern, zum Fluten des Reaktorkerns und des Brennelementlagerbeckens sowie zur Erhaltung der Barrieren.

Die Notfallschutzplanung beinhaltet die Bildung von Organisationseinheiten und die Vorhaltung technischer Einrichtungen, die eine effektive Koordination der Notfallmaßnahmen, eine umfassende Information der Öffentlichkeit und die Unterstützung der Katastrophenschutzbehörde bei der Entscheidung über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung gewährleisten.

Die Schichtbesetzung im Normalbetrieb gewährleistet jederzeit die ausreichende Verfügbarkeit von fachkundigem Personal, um bei Eintritt eines Notfalls die vorgesehenen Notfallmaßnahmen ohne externe Unterstützung ausführen zu können. Darüber hinaus ist im Krisenstabhandbuch eine Notfallorganisation bestehend aus einem Notfallstab und weiteren Einsatzeinheiten festgelegt, die über ein Alarmierungssystem in kurzer Zeit einberufen werden kann. Hierzu steht eine Vielzahl diversitärer Kommunikationsmittel zur Verfügung, deren Funktion auch bei weitgehender Zerstörung der Infrastruktur gewährleistet ist.

In regelmäßig stattfindenden Notfallschutzübungen wird die Alarmierung des Notfallstabes mit den Einsatzeinheiten und Bereitschaften geübt. Dabei wird die verfügbare und ausreichende Personalstärke und die Zeit bis zur Einsatzbereitschaft überprüft. Bei der Beurteilung der Handlungsfähigkeit der Notfallorganisation werden auch eine erschwerte Zugänglichkeit des Kraftwerksgeländes sowie erschwerte radiologische Randbedingungen berücksichtigt, wobei entsprechende Gegenmaßnahmen (z.B. Ausweichstellen für Einsatzräume) vorgesehen sind.

Alle auf dem Gelände des Kernkraftwerkes Biblis befindlichen für den Notfall relevanten Ausrüstungsgegenstände werden in periodischen Abständen durch wiederkehrende Prüfungen auf Vollständigkeit überprüft. Zusätzlich existieren konkrete Vereinbarungen mit

Lieferanten zur externen technischen Unterstützung (z.B. Notfallstab des Anlagenherstellers, Kerntechnischer Hilfsdienst GmbH, Bereitstellung von Kraft- und Betriebsstoffen, etc.).

Auch bei einem Verlust der Stromversorgung ist die zielgerichtete Durchführung von Notfallmaßnahmen möglich. Es sind Instrumentierungen einschließlich radiologischer Messdatenerfassung vorhanden, die auch unter Kernschmelzbedingungen (und auch nach zwischenzeitlichem Verlust von Spannung oder Hilfsmedien) den Anlagenstatus identifizieren lassen und die für Notfallmaßnahmen erforderlichen Informationen liefern.

Die Untersuchungen zeigen, dass die Vorkehrungen zur Vermeidung (präventiv) und zur engen Begrenzung (mitigativ) von Kernschäden angemessen, abdeckend und geeignet sind. Die Zugänglichkeit und Nutzbarkeit von Bereichen der Anlage (Warten, Notsteuerstellen, Einrichtungen des Notfallschutzes, lokale Kontroll- und Messstellen) ist auch unter erschwerten Bedingungen unter Einhaltung der gesetzlichen Regelungen, insbesondere der Strahlenschutzverordnung gegeben.

Zur weiteren Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements ist die Erstellung eines Handbuchs zur mitigativen Störfallbehandlung (SAMG) angestoßen worden.

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

Als präventive Mittel zur Vermeidung von Brennelementschäden sind alle Maßnahmen zu sehen, die dazu führen, dass die Nachzerfallswärme der Brennelemente abgeführt werden kann. Als wesentliche Größen sind hier zum einen eine ausreichende Kühlmittelvorlage im Reaktordruckbehälter als auch eine verfügbare Wärmesenke zu nennen.

Das Konzept des Notfallhandbuchs sieht vor, dass vorrangig die Maßnahmen zur Druckentlastung der Dampferzeuger und Einspeisen in die drucklosen Dampferzeuger durchzuführen sind (Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen). Damit wird das Ziel verfolgt, bei vollständigem Ausfall aller betrieblichen und sicherheitstechnischen Systeme zur Dampferzeuger-Bespeisung, eine Ersatzbespeisung mit dem Speisewasserbehälterinventar und/oder einer mobilen Pumpe einzuleiten. Mit Wärmeabfuhr über die Abblasestationen ist so eine ausreichende Kühlung sichergestellt.

Die Notfallmaßnahme zur Gewährleistung der ausreichenden Kühlmittelvorlage ist das Öffnen der Druckhalter-Ventile um den Druck im Primärkreis soweit abzusenken, dass die Notkühlsysteme/Druckspeicher den Primärkreis wieder auffüllen können (Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen). Die dafür zur Verfügung stehenden Wasservorräte sind hoch aufboriert, so dass die Unterkritikalität sichergestellt bleibt.

Bei unterstelltem Versagen der zuvor beschriebenen präventiven Maßnahmen greifen mitigative Maßnahmen zum Schutz der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters, die aus den passiven Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau und aus der Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters vor Erreichen des Versagensdruckes (Venting) sowie der Filterung des Ventingstromes bestehen. Diese Maßnahmen sind auch dann wirksam, wenn es bereits zu Brennelementschäden oder einem Versagen des Reaktordruckbehälters gekommen sein sollte.

Das Freisetzen von Wasserstoff innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters wird durch das aktive Wasserstoff-Überwachungssystem erkannt. Zusätzlich sind 91 (Block A) bzw. 77 (Block B) passiv arbeitende autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren im Reaktorsicherheitsbehälter installiert, die die Wasserstoff-Konzentration begrenzen und mittelfristig abbauen.

Ziel der Notfallmaßnahme zur gefilterten Druckentlastung ist die Begrenzung des Druckaufbaus im Reaktorsicherheitsbehälter bei gleichzeitiger Minimierung der radioaktiven Auswirkungen auf die Umwelt. Im Druckentlastungspfad befinden sich Filtereinheiten für Aerosole (Abscheidegrad $\geq 99,99\%$) und Jod (Abscheidegrade für elementares Jod $\geq 99,0\%$ und für organisches Jod $\geq 90\%$). Zur Abschätzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe existiert im Block B ein System zur Unfall-Probeentnahme aus dem Reaktorsicherheitsbehälter. Im Block A ist die Umsetzung für die nächste Revision vorgesehen. Ein spontaner Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität und eine damit verbundene Aktivitätsfreisetzung kann durch den Einsatz der gefilterten Druckentlastung effektiv vermieden werden.

Das Brennelement-Lagerbecken befindet sich innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters, so dass bei angenommenen Schäden die oben ausgeführten Maßnahmen zur Wasserstoff-Begrenzung und zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Reaktorsicherheitsbehälter wirksam sind. Zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr und Unterkritikalität im Brennelement-Lagerbecken stehen darüber hinaus weitere Notfallmaßnahmen und -prozeduren zur Verfügung, die sich im Wesentlichen auf die Einspeisung von Kühlmittel konzentrieren. Aufgrund der großen Wasservorlage im Lagerbecken bestehen dabei erhebliche Karenzzeiten.

In Anbetracht der nutzbaren Instrumentierung und deren störfallfesten Verfügbarkeit ist eine Detektion auch auslegungsüberschreitender Störungen sicher gewährleistet. Aufgrund der eingerichteten Bereitschafts- und Alarmdienste stehen zu jeder Zeit ausreichend viele Einsatzkräfte zur Verfügung. Alle relevanten Tätigkeiten sind aus entsprechend abge-

schirmten Raumbereichen durchführbar, so dass auch bei erhöhter Dosisleistung von deren Ausführbarkeit ausgegangen werden kann.

Die bestehenden Notfallmaßnahmen werden somit als angemessen angesehen.

Weitere Maßnahmen werden im Rahmen der Erstellung eines Handbuchs zur mitigativen Störfallbehandlung (SAMG) betrachtet.

0.12 Abkürzungsverzeichnis

BAnz.	Bundesanzeiger
BE	Brennelement
BEB	Bemessungserdbeben
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BHB	Betriebshandbuch
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
DE	Dampferzeuger
DWR	Druckwasserreaktor
ENSREG	European Nuclear Safety Regulatory Group
EL-B	Einsazuleitung Betrieb
EL-S	Einsatzleitung Sonderdienste
EL-U	Einsatzleitung Überwachung
EE	Einsatzeinheiten
EVI	Einwirkungen von innen
EVA	Einwirkungen von außen
FD	Frischdampf
HEL	Haupteinsatzleitung
KFÜ	Kraftwerks Fernüberwachung
KKW	Kernkraftwerk
KSH	Krisenstabshandbuch

KW	Kraftwerk
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
KHG	Kerntechnische Hilfsdienst GmbH
KMV	Kühlmittelverlust
KWB-A	Kraftwerk Biblis Block A
KWB-B	Kraftwerk Biblis Block B
KWU	Kraftwerk Union
LERF	large early release frequency
MSK	Mercalli Skala
NHB	Notfallhandbuch
PHB	Prüfhandbuch
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RDB	Reaktordruckbehälter
RSK	Reaktorsicherheitskommission
RSK-SÜ	RSK-Sicherheitsüberprüfung
SAMG	severe accident management guidelines (Handbuch mitigativer Notfallmaßnahmen)
SSK	Strahlenschutzkommission
SSP	Sicherheitsspezifikation
SHB	(Reaktor)-Sicherheitsbehälter
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
TEG	Teilerrichtungsgenehmigung
THW	Technisches Hilfswerk
WANO	World Association of Nuclear Operators
WHB	Wartungshandbuch

1 Standort und Hauptmerkmale der Anlagen

1.1 Standort

Lage

Der Standort liegt im nördlichen Teil des von Süd nach Nord verlaufenden Oberrheingraben im Übergangsbereich zum Mainzer Becken am rechten Rheinufer zwischen Rheinkilometer 454,4 und 455,8 unmittelbar hinter dem Hochwasserdamm. Der Rhein, der hier die Grenze zwischen den Bundesländern Rheinland Pfalz und Hessen bildet, fließt am Standort von WSW nach ONO und begrenzt das Kraftwerksgelände nach Norden. Ansonsten ist das Kraftwerksgelände von Rheinwiesen und landwirtschaftlich genutzten Flächen umgeben. Beiderseits des Rheins befinden sich Altrheinarme.

Rechtsrheinisch mündet unmittelbar westlich des Kraftwerks die Weschnitz und in nordwestlicher Richtung, unterhalb von Gernsheim, der Winkelbach in den Rhein. Linksrheinisch mündet südwestlich, oberhalb der Wormser Innenstadt, die Pfrimm und westlich oberhalb von Rheindürkheim der Seebach in den Rhein.

Das Kraftwerksgrundstück liegt unmittelbar an der Mündung der Weschnitz und besitzt eine Größe von ca. 30 ha. Es ist ca. 3,5 km von der Ortschaft Biblis entfernt.

Die Straßenerschließung erfolgte aus südlicher Richtung von der Verbindungsstraße Biblis – Wattenheim aus über eine 3 km lange Schwerlaststraße. Die Anordnung der Straßen innerhalb des Kraftwerksgeländes ermöglicht Zugangs- und Zufahrtsmöglichkeiten an jeder notwendigen Stelle und so auch im Gefahrenfall ein schnelles und wirksames Heranbringen von Hilfs- und Rettungsfahrzeugen.

Ein Gleisanschluss an das Reaktorgebäude und an das Maschinenhaus ist ausgehend vom Bahnhof Biblis aus östlicher Richtung an das Kraftwerksgelände vorhanden. Für Schwerlastteile stand bzw. steht eine Schiffsentladestelle mit entsprechender Schwerlaststraße zu den beiden Blöcken zur Verfügung.

Die natürliche Geländehöhe beträgt ca. 87 m üNN. Das Gelände im Kraftwerksbereich wurde im Zuge der Errichtung des Kernkraftwerkes Biblis mit schluffigen Sanden und Kiesanden bis zur jetzigen Oberfläche auf ca. 91 m üNN aufgefüllt. Die nähere Umgebung des Standortes ist beiderseits des Rheins eben. Im Osten beginnen in ca. 15 km Entfernung die Ausläufer des Odenwaldes, die Höhen von etwa 500 m erreichen. Im Westen steigen die Ränder des Rheinhessischen Hügellandes in einer Entfernung von ca. 8 km von etwa 180 m üNN an.

Anzahl Blöcke

Es handelt sich um eine Zweiblockanlage mit zwei Druckwasserreaktoren und mit einer Gesamtleistung von ca. 2.500 MW_{el} (Megawatt elektrisch). Der Block A ging als erster Druckwasserreaktor der 1200 MW-Klasse 1974 als seinerzeit leistungsstärkster Kernkraftwerksblock der Welt ans Netz, der Block B folgte 1976 als erster 1300 MW Block.

Genehmigungsinhaber

Genehmigungsinhaber ist die RWE Power AG mit Sitz in Essen.

Antrag Standortgenehmigung: 12.06.1968

1.1.1 Hauptmerkmale der Anlagen

Kernkraftwerksblock Biblis Block A

Reaktortyp: Druckwasserreaktor, Hersteller Siemens KWU

Thermische Leistung: 3.540 MW

Chronologische Daten des Block A

Antrag nach §7 AtG	12.06.1968
1. TEG:	31.07.1970
Erstkritikalität:	16.07.1974
Erste Synchronisation	25.08.1974
Kommerzielle Übernahme	26.02.1975
Betriebsgenehmigung (8.TEG)	02.06.1975
Anreicherungerhöhungen auf 3,35% U-235, 3,5%, 4,0%,	23.06.1982, 26.05.1983, 15.10.2003
Nachrüstung 15%-Frischdampf-Sicherheitsventile	20.06.1984
Zusätzliches Sekundärseinspeisesystem	01.06.1989
Umbau Druckhalter-Abblasestation und damit Möglichkeit zur Primärseitigen Druckentlastung	15.05.1990
Passive H ₂ -Rekombinatoren (Auslegungsstörfälle) (auslegungsüberschreitende Störfälle)	21.12.2000 12.11.2008

Gefilterte Druckentlastung des SHB	19.07.2001
Notstandssystem/Notstandsnachkühlketten (2.TEG)	06.03.2002
Sekundärseitige Druckentlastung	08.10.2001
Unfallprobenahmesystem	Geplant in 2011

Vorhandensein eines BE-Lagers (oder eines gemeinsamen Lagers)

Biblis A besitzt ein BE-Lagerbecken innerhalb des Containments.

Kernkraftwerksblock „Biblis Block B“

Reaktortyp: Druckwasserreaktor, Hersteller Siemens KWU.

Thermische Leistung: 3.733 MW

Chronologische Daten des Block B

Antrag nach §7 AtG	13.07.1971
1. TEG:	06.04.1972
Erstkritikalität:	25.03.1976
Erste Synchronisation	25.04.1976
Kommerzielle Übernahme	31.01.1977
Betriebsgenehmigung (6.TEG)	26.06.1977
Anreicherungerhöhungen auf 3,35% U-235 3,5% 4,0%	10.12.1981, 27.12.1983, 28.05.2003
Nachrüstung 15%-Frischdampf-Sicherheitsventile	20.06.1984
Zusätzliches Sekundärseinspeisesystem	01.06.1989
Umbau Druckhalter-Abblasestation und damit Möglichkeit zur Primärseitigen Druckentlastung	22.01.1991
Passive H ₂ -Rekombinatoren (Auslegungsstörfälle) (auslegungsüberschreitende Störfälle)	03.02.2003 05.03.2003

Gefilterte Druckentlastung des SHB	13.01.2003
Notstandssystem/Notstandsnachkühlketten (2.TEG)	25.02.2003
Sekundärseitige Druckentlastung	12.02.2003
Unfallprobenahmesystem	04.03.2011

Vorhandensein eines BE-Lagers (oder eines gemeinsamen Lagers)

Biblis B besitzt ein BE-Lagerbecken innerhalb des Containments.

Technische Daten

Gesamtanlage		Block A	Block B
Kraftwerksnettoleistung (Oberspannung Trafo) MW		1.146	1.240
Generatordauerleistung MW		1.225	1.300
max. Dampferzeuger- wärmeleistung MW _{th}		3.540	3.752
Kraftwerkswirkungsgrad bezogen auf Nettoleistung %		32,7	33,2
Kühlwassermenge m ³ /h		198.000	218.000

Nukleares Dampferzeugungssystem		Block A	Block B
Reaktorkühlmitteldurchsatz t/h		72.000	72.000
mittlere Kühlmitteltemperatur °C		298	303,5
Kühlmitteldruck bar*		154	154
Frischdampfmenge t/h		6.680	7.160
Frischdampfdruck bar*		50	53

Reaktorkern		Block A	Block B
mittlere Heizflächenbelastung W/cm ²		57	61
mittlerer U 235-Gehalt des Erstkerns Gew.-%		2,56	2,48
mittlerer U 235-Gehalt der Nachladungen Gew.-%		bis 4,0	bis 4,0
Uran-Gewicht t		102,7	102,7
Anzahl der Brennelemente		193	193
Anzahl der Steuerstäbe		69	61

Reaktordruckgefäß		Block A	Block B
Innendurchmesser mm		5.000	5.000
Wandstärke u. Plattierung mm		235 + 7	243 + 7
Gesamthöhe mm		13.250	13.250
Gewicht t		550	550

Dampferzeuger		Block A	Block B
Heizfläche m ²		4 x 4.510	4 x 4.335
Rohrdurchmesser x Wandstärke mm		22 x 1,2	22 x 1,2
äußerer Durchmesser mm		3.600/4.750	3.400/4.955
Gesamthöhe mm		18.750	18.750
Gewicht t		298	280

Hauptkühlmittelpumpen		Block A	Block B
Fördermenge t/h		4x18.000	4x18.000
Förderhöhe bar*		6,5	6,7
Motorleistung kW		8.550	8.550

Sicherheitsbehälter		Block A	Block B
Kugeldurchmesser m		56	56
Auslegungsdruck bar*		4,7	4,7
Wanddicke mm		30	30

Dampfkraftanlage		Block A	Block B
Turbinengehäuse		1 x HD zweiflutig 3 x ND zweiflutig	1 x HD zweiflutig 3 x ND zweiflutig
Drehzahl U/min		1.500	1.500
Dampfdruck vor Turbine bar*		49,7	51,8
Temperatur vor ND-Teil °C		220	226
Kondensatordruck bar*		-0,96	-0,96
Außendurchmesser des letzten Schaufelrads m		5,6	5,6
Endschaufellänge mm		1.364	1.364
Generatorscheinleistung MVA		1.500	1.530
Generatorklemmenspannung kV		27	27
Länge des Turbosatzes m		65	65
Leistung der Maschinentransformatoren MVA		2 x 725	1 x 725 1 x 1.000
Leerlauf Übersetzungsverhältnis		27/420 kV +11 %	27/420 kV 27/245 kV +11 %

Kühltürme		Block A	Block B
Ventilatorkühltürme mit drückenden Ventilatoren Anzahl		2	2
Höhe m		80	80
Basis-Durchmesser m		68	69
Ventilatoren pro Kühlturm		24	24

* Druckangaben in bar auf atmosphärischen Druck bezogen.

1.1.2 Beschreibung der wichtigsten Sicherheitssysteme

Wesentliche Betriebs- und Sicherheitssysteme

Im Folgenden werden wesentliche Betriebs- und Sicherheitssysteme für Kraftwerk Biblis A und B kurz beschrieben:

- Reaktorsystem und Reaktorkühlsystem
- Reaktorregel- und Abschaltssysteme
- Reaktorhilfsanlagen
- Dampfkraftanlage
- Hauptkühlwassersystem
- Sicherheitskühlsysteme / Nachkühlkette
- Begrenzungen
- Reaktorschutzsystem
- Sicherheitseinschluss (Containment) und Sekundärabschirmung
- Elektrische Anlagen
- BE- Lagerung

Der Aufbau der Sicherheitssysteme ist grundsätzlich viersträngig (4 x 50 %). Zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle ist ein gestaffeltes Notstromsystem mit 4 x 10 kV dieselgetriebenen Notstromgeneratoren vorhanden. Das blockeigene Notstromsystem wird durch eine vierfach vorhandene Stromversorgung durch den jeweiligen Nachbarblock (380 V) ergänzt. Zudem ist die automatische Speisewasserstützung durch das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem mit eigenständigen Dieselantrieben ausgerüstet und damit unabhängig von der Notstromversorgung.

Der **Reaktorkühlkreislauf** wird in die Bestandteile

- Reaktorsystem und
- Reaktorkühlsystem

unterteilt.

Das **Reaktorsystem** besteht im Wesentlichen aus dem Reaktordruckbehälter und seinen Einbauten, insbesondere dem Reaktorkern, und dient zur Erzeugung der thermischen Leistung des Kernkraftwerks. Der im Kernbehälter des Reaktordruckbehälters angeordnete Reaktorkern ist die nukleare Wärmequelle des Kernkraftwerkes. Er enthält 193 Brennelemente mit Brennstäben, Steuerelementen, Kerninstrumentierung und wird von dem gleichzeitig als Kühlmittel dienenden Moderator demineralisiertes Wasser durchströmt. Das Reaktorkühlsystem besteht aus vier gleichen Kreisläufen mit je einem Dampferzeuger, einer Hauptkühlmittelpumpe und dem verbindenden Leitungssystem sowie einem Druckhalte- und Abblasesystem.

Das **Reaktorkühlsystem** stellt im Leistungsbetrieb die ausreichende Kühlung des Reaktorkerns sicher und übernimmt die Aufgabe des Energietransports vom nuklearen zum konventionellen Bereich des Kernkraftwerks.

Als Kühlmittel dient vollentsalztes und entgastes Wasser, in dem zur Reaktivitätssteuerung des Reaktorkerns leistungs- und abbrandabhängig Borsäure gelöst ist. Das Kühlmittel gelangt vom Reaktordruckbehälter durch die sogenannten heißen Stränge der Hauptkühlmittelleitungen in die Dampferzeuger, gibt dort Wärme an den Sekundärkreislauf ab und wird über die Hauptkühlmittelpumpen durch den kalten Strang der Hauptkühlmittelleitungen in den Reaktordruckbehälter zurückgefördert.

Das Druckhaltesystem ist mit dem heißen Strang eines der vier Kühlkreisläufe verbunden. Es dient zur Aufrechterhaltung und Begrenzung des Drucks im Reaktorkühlkreislauf sowie zum unmittelbaren Ausgleich von Volumenänderungen.

Alle Bestandteile des Reaktorsystems und des Reaktorkühlsystems sind innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters im Reaktorgebäude untergebracht.

Die **Reaktorregel- und Abschaltssysteme** sind:

- Steuerelemente mit Antriebssystem
- Abschaltssystem
- Volumenregelsystem

Steuerelemente mit Antriebssystem:

69 (Block A) bzw 61 (Block B) Steuerelemente, mit jeweils 20 Steuerstäben, dienen zur Leistungsregelung des Reaktorkerns sowie zur Abschaltung des Reaktors.

Zur **Reaktorschnellabschaltung** werden die Steuerelemente durch Eigengewicht infolge der Schwerkraft in den Reaktorkern eingeworfen. Dies wird durch die sichere Entregung sämtlicher Antriebsspulen infolge Unterbrechung der Spannungsversorgung gewährleistet.

Das **Volumenregelsystem** gehört nicht zum Sicherheitssystem der Anlage Biblis, gemeinsam mit den Steuerstäben dient es der Kontrolle der Reaktivität und ergänzt die Kontraktionsvolumina. Das Volumenregelsystem ist notstromversorgt.

Zur Beherrschung von Notstandsfällen (Verlust der Warte) kann über eine unterirdisch verlegte Leitung boriertes Wasser aus dem Volumenregelsystem des Nachbarblocks in den jeweiligen Notstandsblock eingespeist werden, um Leckagen zu ergänzen und die langfristige Unterkritikalität sicherzustellen.

Bei der Druckprobe des Reaktorkühlsystems wird der erforderliche Prüfdruck mit den Kolbenpumpe des Volumenregelsystems aufgebracht und gehalten.

Das **Körperschallüberwachungssystem** hat die Aufgabe, den RDB, seine Einbauten und die anschließenden Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung während des Betriebes mit Hilfe von Körperschallmessungen kontinuierlich auf lose und lockere Teile zu überwachen. Beim Anschlagen von losen oder lockeren Teilen an Strukturteile innerhalb der Druckführenden Umschließung wird Körperschall erzeugt, der mit den außen angebrachten Aufnehmern erfasst werden kann. Die Überwachung erfolgt mittels Sensoren, die außen am RDB und an den Leitungen an solchen Bereichen angeordnet sind, wo mit großer Wahrscheinlichkeit lose Teile erfasst werden können

Wesentliche **Reaktorhilfsanlagen** sind:

- Volumenregelsystem
- Kühlmittellagerung
- Chemikalieneinspeisesystem
- Kühlmittelreinigung
- Kühlmittelaufbereitung
- Kühlmittelentgasung
- Abgassystem
- Nukleare Lüftungsanlagen

Die **Reaktorhilfsanlagen** sind im Sicherheitsbehälter, im Reaktorgebäude-Ringraum und im Reaktorhilfsanlagegebäude angeordnet. Die wichtigsten Reaktorhilfsanlagen sind im Folgenden kurz erläutert:

Das **Volumenregelsystem** hat neben den o. g. Aufgaben im Wesentlichen die betrieblichen Aufgaben, während des Leistungsbetriebes kontinuierlich Primärkühlmittel zu entnehmen, der Kühlmittelentgasung und -reinigung zuzuführen und nach Borsäure- und Deionateinspeisung wieder in den Primärkreislauf zurückzuführen. Dadurch werden die notwendige Borkonzentration eingestellt und temperaturbedingte Dichteänderungen ausgeglichen.

Die **Kühlmittelaufbereitung** hat die Aufgabe, das beim Anfahren, bei Laständerungen, bei der Abbrandkompensation und aus der Anlagenentwässerung anfallende Kühlmittel in Deionat und Borsäure zu trennen und die Borsäure auf 4 % aufzukonzentrieren. Die Aufnahme und die Zwischenlagerung des Kühlmittels erfolgt durch die Kühlmittel- und Borsäurelagerung.

Das **Abgassystem** hat die Aufgabe, radioaktive Gase aus den angeschlossenen Komponenten zu entziehen, vor der Abgabe mit der Fortluft zum Abklingen der Spaltprodukte zurückzuhalten sowie den Wasserstoff- und Sauerstoffgehalt im Abgas zu begrenzen.

Die **nukleartechnischen Lüftungsanlagen** haben folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- Einhaltung definierter Unterdrücke und gerichteter Luftströmungen, um eine unzulässige Verschleppung von evtl. in der Raumluft vorhandenen radioaktiven Bestandteilen zu vermeiden und deren unkontrollierte Abgabe zu verhindern
- Reduzierung von evtl. in der Raumluft enthaltenen Radioaktivität, entweder durch Umluftfilterung oder durch Luftaustausch, falls erforderlich mit Rückhaltung der radioaktiven Bestandteile durch Fortluftfilterung
- Abführung von Teilvolumenströmen aus verschiedenen Abluftsträngen zur Messung der Luftaktivität
- Einhaltung definierter Raumluftzustände bei gleichzeitiger Abführung der Verlustwärmemengen, um den Betrieb sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen zu gewährleisten
- Abschluss des Sicherheitsbehälters nach Kühlmittelverluststörfall im Sicherheitsbehälter

Die wesentlichen betrieblichen Aufgaben sind

- Versorgung der Gebäude mit Außenluft
- Einhaltung definierter Raumluftzustände bei gleichzeitiger Abführung der Verlustwärmemengen, um den Betrieb verschiedener Aggregate zu gewährleisten (Einhaltung der zulässigen Umgebungstemperatur) und um dem Bedienungspersonal günstige Raumbedingungen zu schaffen.

In der **Dampfkraftanlage** wird mit dem in den Dampferzeugern produzierten Dampf im Turbosatz elektrische Energie erzeugt. Der Dampf wird im Kondensator niedergeschlagen und das Kondensat über Niederdruck-Vorwärmstrecken in den Speisewasserbehälter gepumpt. Aus dem Speisewasserbehälter wird das Kondensat als Speisewasser mit den Speisewasserpumpen über Hochdruck-Vorwärmerstrecken wieder den Dampferzeugern zugeführt.

Die wesentlichen Bestandteile der Dampfkraftanlage sind:

- das Frischdampfsystem
- der Turbosatz und Kondensatoren
- das Kondensat- und Speisewassersystem

Das **Frischdampfsystem** hat die Aufgabe, den in den Dampferzeugern (DE) produzierten Sattdampf in vier Leitungen über die Frischdampf-Speisewasser-Armaturenkammer zu dem im Maschinenhaus befindlichen Turbosatz zu führen.

In der Frischdampf - Armaturenkammer sind die Sicherheitseinrichtungen gegen Drucküberschreitung des Sekundärkreises untergebracht. Bei einem unterstellten DE-Heizrohrschaden wird der entsprechende Frischdampfstrang gegen die Umgebung abgesperrt. Jede der vier Frischdampfleitungen ist mit einer Frischdampf (FD)-Absperrarmatur gegenüber dem jeweiligen Dampferzeuger absperrbar. Jeder DE ist mit einem nichtabsperrbaren 100% Sicherheitsventil, sowie einem vorgelagert ansprechenden und absperrbaren 15% Sicherheitsventil ausgestattet. An den Abblasesammler der vier Dampferzeuger binden zwei FD-Abblaseregelventile an, über die bei Ausfall der Hauptwärmesenke geregelt Dampf über Dach abgegeben werden kann. Die FD-Abschlussarmatur hat die Aufgabe, bei Störfällen die Frischdampfleitung abzusperren. Das FD-Abblaseregelventil und die FD-Sicherheitsventile haben die Aufgabe, bei Störfällen den Druck im Frischdampfsystem zu begrenzen, ggf. kontrolliert abzusenken und als Wärmesenke zu dienen.

Der **Turbosatz** besteht aus einem Hochdruck-Sattdampfteil und drei parallel geschalteten Niederdruckturbinenteilen sowie dem angekuppelten Generator. Im Sattdampfturbinenteil wird der Frischdampf entspannt und anschließend über Wasserabscheider/Zwischenüberhitzer auf die Niederdruckturbinen geleitet. In jedem Niederdruckturbinenteil wird der Dampf auf Kondensatordruck entspannt und in den Kondensator geleitet, wo er niedergeschlagen wird.

Der **Generator** ist ein 4-poliger Turbogenerator und wird mit einer Nenndrehzahl von 1500 min⁻¹ betrieben. Er hat eine Nennleistung von 1500 (Block A) bzw. 1530 (Block B) MVA. Der Generator besitzt eine direkt wassergekühlte Läufer- und Ständerwicklung. Die Kühlwasserversorgung erfolgt durch eine direkt angeflanschte Pumpe in einem geschlossenen Kreislauf. Die Kühlung des „Luftspaltes“ erfolgt mittels unter Überdruck stehendem Wasserstoffgas, welches wiederum die aufgenommene Wärmeleistung an den Kühlwasserkreislauf abführt.

Das **Kondensat- und Speisewassersystem** hat die Aufgabe, das in den Hotwells der Kondensatoren niedergeschlagene Wasser über Vorwärmstrecken und den Speisewasserbehälter wieder in die Dampferzeuger zurückzuführen und dabei Druck, Temperatur und Energieinhalt entsprechend anzuheben. Es besteht im Wesentlichen aus den

Hauptkondensatpumpen, den 3 Niederdruckvorwärmerstrecken, dem Speisewasserbehälter, den Speisewasserpumpen und den 2 Hochdruckvorwärmerstrecken.

Die Aufgabe des **Hauptkühlwassersystems** ist es, die aus der Kondensation des Turbinenabdampfes entstehende Kondensationswärme abzuführen.

Die Hauptkühlwasserpumpen (Block A und Block B: Jeweils sechs Hauptkühlwasserpumpen) fördern das Hauptkühlwasser aus dem Rhein zu den jeweils drei Turbinenkondensatoren. Von dort strömt das Wasser über das Kraftschlussbecken zurück in den Rhein. Das Auslaufbauwerk liegt rheinabwärts von der Entnahmestelle. Zur Einhaltung von wasserrechtlichen Grenzwerten kann das Hauptkühlwasser rückgekühlt werden, bevor es in den Rhein abgelassen wird. Block A und Block B verfügen zu diesem Zweck über jeweils zwei zwangsbelüftete Nasskühltürme.

Zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung bei Störfällen (Sicherheitsebene 3) sind folgende Systeme inklusive deren Notstromversorgung vorgesehen:

- Not- und Nachkühlsystem TH
- Nuklearer Zwischenkühlkreislauf TF
- Nukleares Nebenkühlwassersystem VE
- Notspeisewassersystem RL_{not}

Die ersten drei Systeme stellen die Nachkühlkette dar.

Das **Not- und Nachkühlsystem** dient betrieblich zur Wärmeabfuhr aus den Brennelementen nach Abschaltung der Anlage, wenn die Dampferzeuger nicht mehr wirksam sind.

Nach einem Kühlmittelverluststörfall hat das System zudem die sicherheitstechnische Aufgabe, die Not- und Nachkühlung der Brennelemente und das Kühlmittelinventar sicherzustellen.

Das System besteht aus vier unabhängigen, räumlich getrennten Strängen, die den vier Reaktorkühlkreisläufen zugeordnet sind. Jeder Strang setzt sich aus folgenden Teilsystemen zusammen:

- Hochdruck-Einspeisesystem
- Druckspeicher-Einspeisesystem
- Niederdruck-Nachkühlkreisläufe

Das **Hochdruck-Einspeisesystem** hat die sicherheitstechnische Aufgabe, bei einem Kühlmittelverluststörfall das Schadensausmaß durch Kernflutung und Leckageergänzung

zur Kühlmittelinventarsicherstellung derart zu begrenzen, dass eine unzulässige Aktivitätsabgabe an die Umgebung vermieden wird. Jeder der vier Stränge besitzt eine Sicherheitseinspeisepumpe, die saugseitig mit einem Flutbehälter verbunden ist und druckseitig die heiß- oder kaltseitige Bespeisung des Reaktorkühlsystems ermöglicht.

Das **Druckspeicher-Einspeisesystem** hat die Aufgabe, insbesondere nach Kühlmittelverluststörfällen mit großem Bruchquerschnitt zum schnellen Wiederauffüllen des Reaktor-druckbehälters beizutragen. Es verfügt über insgesamt vier Druckspeicher. Die Auslegungswerte betragen: Wasservolumen 40 m³ und Druck ca. 27 bar (Biblis A) und 52 m³ / 26 bar (Biblis B). Jeder Druckspeicher ist einem Strang zugeordnet, über den im Anforderungsfall selbsttätig ohne Zusatzaktionen aus dem Reaktorschutzsystem die Bespeisung des Reaktorkühlsystems erfolgt.

Die **Niederdruck-Nachkühlkreisläufe** (und Niederdruck-Einspeisesysteme) übernehmen im Anschluss an die Wiederauffüllphase durch das Druckspeicher-Einspeisesystem mit dem Start der Nachkühlpumpen das weitere Fluten des Reaktorkühlsystems. Das viersträngig aufgebaute System wird bei Unterschreiten des Primärkreisdruckes von ca. 10 bar automatisch vom Reaktorschutzsystem gestartet und fördert boriertes Wasser aus den Flutbehältern. Nach Entleerung der Flutbehälter wird der Entnahmestrang auf den Sicherheitsbehältersumpf umgeschaltet. Den Nachkühlpumpen nachgeschaltete Kühler stellen die langfristige Nachwärmeabfuhr sicher.

Als ein Glied der Nachkühlkette hat der **nukleare Zwischenkühlkreislauf** die Aufgabe, die bei jedem Betrieb- und Störfall an den Kühlstellen im Kontrollbereich der Reaktoranlage anfallende Abwärme an das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen.

Über die Zwischenkühlkreise werden die Verlustwärme der Reaktorhilfs- und -nebenanlagen sowie die Nachzerfallswärmeleistung abgeführt. Die Notstromdiesel werden unmittelbar über das Nebenkühlwassersystem gekühlt.

Das **Nebenkühlwassersystem** bildet zusammen mit den Systemen

- Nuklearer Zwischenkühlkreislauf TF und
- Nukleares Nebenkühlwassersystem VE

die sicherheitstechnisch wichtige Kühlkette.

Das VE-System ist wegen seiner sicherheitstechnischen Bedeutung vierfach redundant aufgebaut. Jeder Strang versorgt redundanzzugeordnet einen nuklearen Zwischenkühler. Der VE-Rücklauf erfolgt in den Rhein.

Ein Strang des Not- und Nachkühlsystems ist zudem für die Beherrschung von Notstandsfällen mit einer zusätzlichen Pumpe ausgestattet. Der zugeordnete Kühler kann unmittelbar mit dem Feuerlöschsystem gekühlt werden. Diese sogenannte verkürzte Nachkühlkette wird als **Notstandsnachkühlkette** bezeichnet.

Das **Notspeisewassersystem** dient zur Sicherstellung der Dampferzeugerbespeisung

- bei systemeigenen Störfällen des Speisewasser-Dampfkreislaufes (z.B. Speisewasserleitungsbruch)
- beim Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck im Reaktorkühlsystem

In diesen Fällen wird die in den Brennelementen nach Abschalten des Reaktors als Nachwärme freiwerdende Energie und zusätzlich die in den zum Reaktorkühlsystem gehörenden Komponenten enthaltene Speicherwärme über die Dampferzeuger abgeführt.

Gemäß den Auslegungskriterien sind zwei der vier Notspeisewasserstränge in der Lage, das zur Abfuhr der Nachzerfalls- und teilweise auch Speicherwärme notwendige Notspeisewasser in die Dampferzeuger einzuspeisen.

In Block A sind zwei Stränge mit dampfbetriebenen Notspeisewasserpumpen und zwei Stränge mit elektromotorisch betriebenen Pumpen ausgeführt. In Block B werden alle vier Notspeisewasserpumpen elektromotorisch betrieben.

Die elektrische Versorgung für die sicherheitstechnisch notwendige Verbraucher ist notstromgesichert.

Das Notspeisewassersystem wird im Rahmen des Normalbetriebes zudem als An- und Abfahrssystem verwendet. Die Ansteuerung aus dem Reaktorschutz hat Vorrang vor der betrieblichen Regelung.

Zur Beherrschung von Störfällen infolge Einwirkungen von außen auf die Kraftwerksanlage und bei Ausfall der blockeigenen Notstromversorgung ist ein zusätzliches, Sekundäreinspeisesystem (RZ) vorhanden. Dieses System ist hinsichtlich der aktiven Komponenten zweisträngig ausgeführt. Die beiden Sekundäreinspeisepumpen sind mit eigens zugeordneten Dieselantrieben ausgerüstet. Das RZ-System ist einschließlich des Wasservorrats gegen Einwirkungen von Außen geschützt. Es startet automatisch bei Unterschreiten eines minimalen DE-Füllstandes. Die Wasservorräte sind so bemessen, dass die DE-Bespeisung des Notstandsblocks mindestens zehn Stunden ohne Handmaßnahmen aufrechterhalten wird.

Darüber hinaus können beide Blöcke über eine unterirdisch verlegten Anschlussleitung jeweils Notspeisewasser in die Dampferzeuger des Nachbarblocks einspeisen. Die erforderliche Prozedur ist in den Betriebsunterlagen des Kraftwerks verzeichnet und Bestandteil der Schulungen für das Schichtpersonal.

Die **Begrenzungen** liegen in der Hierarchie der Leittechniksysteme in ihren Maßnahmen zwischen den optimalen Bereichen der Betriebs-Regeleinrichtungen und den Auslösegrenzwerten des Reaktorschutzsystems.

Die Begrenzungen haben die Aufgaben,

- als Betriebsbegrenzungen die Anlagenverfügbarkeit durch angepasste kontinuierliche Sicherheitsaktionen zu erhöhen.
- als Zustandsbegrenzungen die Prozessvariablen so zu begrenzen, dass die den Störfallanalysen zugrunde liegenden Ausgangswerte nicht überschritten werden
- als Schutzbegrenzungen die Prozessvariablen bei Abweichungen auf solche Werte zurückzuführen, bei denen eine Fortführung des bestimmungsgemäßen Betriebes möglich ist.

Die Begrenzungen haben folgende Ziele:

- die Werte für die Reaktorleistung und die Leistungsdichte auf zulässige Werte zu begrenzen, die unterhalb von Ansprechwerten des Reaktorschutz-Systems liegen
- bei Ungleichgewichten zwischen der im Reaktor erzeugten und der über die Dampferzeuger abgeführten Leistungen die Reaktorleistung zu reduzieren
- den Kühlmitteldruck auf zulässige Werte zu begrenzen
- die Abschaltreaktivität der Steuerstäbe durch Begrenzung der Eintauchtiefe sicherzustellen
- die Unterkritikalität des abgeschalteten Reaktors durch Begrenzung der Deionatzufuhr sicherzustellen.

Hierzu werden Prozessvariable in der Anlage erfasst, verarbeitet, miteinander verknüpft und mit Grenzwerten verglichen. Beim Überschreiten von Grenzwerten lösen sie Steuerbefehle aus, die auf Steuerstäbe oder Stellglieder so einwirken, dass die zu begrenzende Prozessvariable auf ihren erlaubten Wert zurückgeführt wird (Schutzbegrenzungen) oder dass die überwachte Maßnahme ausgeführt wird (Zustandsbegrenzung).

Dabei sind gestaffelte Grenzwerte vorgesehen, von denen Maßnahmen mit zunehmend größerer Wirksamkeit ausgelöst werden. Diese Maßnahmen sind untereinander hierarchisch geordnet.

Die sicherheitstechnisch relevanten Begrenzungseinrichtungen sind redundant aufgebaut. Durch das logische Verknüpfen (AND) der verarbeiteten Signale wird ein hohes Maß an Auslösesicherheit und an Sicherheit gegen Fehlauflösungen erreicht.

Die Begrenzungen sind, bezogen auf ihre Ansprechwerte und Auslösesignale, den Maßnahmen des RS-Systems vorgelagert.

Das Kraftwerk ist gegen Störfälle durch eine Reihe von Maßnahmen geschützt. Neben der inhärenten Sicherheit (negativer Reaktivitätskoeffizient für Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur), baulichen Maßnahmen (Sicherheitsbarrieren) sind es wesentliche Reaktorregelungen, die die Einhaltung der Betriebswerte für den Normalbetrieb sicherstellen. Sollte es trotz Eingriff der Reaktorregelung zum Überschreiten von fest definierten Grenzwerten kommen, so sorgen zunächst die Betriebs-, anschließend die Zustands- und schließlich die Schutzbegrenzungen für die Einhaltung der vorgesehenen Grenzen.

Das **Reaktorschutzsystem** oder die Dampferzeuger-Druckabsicherung kommen erst bei Versagen oben genannter Maßnahmen bzw. bei Störfällen zum Einsatz. Sie erkennen Störfälle und leiten entsprechende Maßnahmen ein.

Das Reaktorschutzsystem ist der Teil des Sicherheitssystems, der bei den in Betracht zu ziehenden Störfällen die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen schützt und deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage sowie die Umgebung in vorgegebenen Grenzen hält. Das Reaktorschutzsystem schaltet die Anlage ab.

Dazu ist es notwendig, die verschiedenen Störfälle rechtzeitig zu erkennen und die zur Störfallbeherrschung notwendigen Maßnahmen einzuleiten.

Das Reaktorschutzsystem muss zur Einhaltung der Schutzziele

- Reaktivitätskontrolle (insbesondere das Abschalten der Anlage)
- Kühlung der Brennelemente (Abfuhr der Nachwärme aus den Brennelementen)
- Einschluss radioaktiver Stoffe (Begrenzung der Abgabe/Rückhalt radioaktiver Stoffe in der Anlage)
- Begrenzung der Strahlenexposition

zeitgerecht Reaktorschutz-Auslösesignale bereitstellen, die die angesteuerten aktiven Sicherheitseinrichtungen in die Lage versetzen, ihrerseits die schutzzielorientierten Funktionen sicherzustellen.

Die Funktion des Systems gliedert sich in Anregebene, Logikebene und Steuerebene. Über die analoge Messwerterfassung werden störfallspezifische Prozessvariablen erfasst, die bei Erreichen von bestimmten Grenzwerten über Logikschaltungen Auslösesignale erzeugen.

gen. Die Auslösesignale lösen Schutzmaßnahmen aus und steuern über die Vorrangebene und die Schaltanlage die aktiven Sicherheitseinrichtungen an, die zur Beherrschung der einzelnen Störfälle notwendig sind.

Das Reaktorschutzsystem ist in einzelnen Bereichen grundsätzlich selbstprüfend.

Die nicht selbstprüfenden Bereiche des Reaktorschutzsystems werden durch vierwöchentliche wiederkehrende Prüfungen geprüft.

Das Reaktorschutzsystem unterteilt sich in einen Bereich im Schaltanlagegebäude (ausgelegt) und in einen gesicherten Bereich im Ringraum auf.

Der **Sicherheitseinschluss** besteht aus

- dem (Reaktor)-Sicherheitsbehälter (SHB) und
- die ihn umschließende Sekundärabschirmung (Reaktorgebäude).

Der Reaktorsicherheitsbehälter bildet eine Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe. Mit einer Materialschleuse, einer Personen- und einer Notschleuse, Durchführungen und sonstigen Anschlüssen stellt er die druckfeste und dichte Sicherheitsumschließung der unter Primärdruck stehenden Systeme der Reaktoranlage dar. Er besteht aus einem kugelförmigen Stahlbehälter mit einem Durchmesser von ca. 56 m und einer Wanddicke von 29 mm im freitragenden, ungestörten Bereich (Block A und B) und ist gegen die beim Auslegungsfall auftretenden Drücke und Temperaturen ausgelegt. Die untere Kalotte ruht in einem Betonfundament, ansonsten steht der Reaktorsicherheitsbehälter freitragend. Das Containment enthält das gesamte unter Betriebsdruck stehende Reaktorkühlsystem sowie Teile der unmittelbar anschließenden Sicherheitssysteme und Reaktorhilfsanlagen. Der RSB gewährleistet die Einhaltung des Schutzzieles „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Das Containment ist während des Betriebes kontinuierlich belüftet und begehbar. Dadurch finden Rundgänge, Vorbereitungen zur Revision oder BE-Lagerbehälterbeladungen während des Anlagenbetriebes statt.

Das aus einer halbkugelförmigen Kuppel und einem zylindrischen Unterteil bestehende **Reaktorgebäude** umgibt den Reaktorsicherheitsbehälter und den Ringraum des Reaktorgebäudes. Das Reaktorgebäude wird auch als Sekundärabschirmung bezeichnet. Es steht auf einer Fundamentplatte und schützt den Reaktorsicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen wie Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen. Das Reaktorgebäude hat eine Wandstärke von 60 cm (Block A) bzw. 100 cm (Block B).

Der Abstand zwischen Reaktorsicherheitsbehälter und Sekundärabschirmung beträgt im Bereich der Kuppel ca. 1,5 m. Der Bereich zwischen dem unteren, zylindrischen Teil der Sekundärabschirmung und dem Reaktorsicherheitsbehälter bildet den Ringraum, in dem Teile der Sicherheitssysteme redundant zugeordnet, sowie Teile der Reaktorhilfs- und Nebenanlagen untergebracht sind.

Reaktorsicherheitsbehälter und Sekundärabschirmung stellen die letzte Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe dar. Sie gewährleisten die Einhaltung des Schutzzieles „Begrenzung der Aktivitätsabgabe“.

Die **elektrischen Anlagen** umfassen pro Block im Wesentlichen:

- den Generator und den Generatorleistungsschalter,
- die Generatorableitung,
- Zwei Eigenbedarfstransformatoren,
- Zwei Maschinentransformatoren
- den 400 kV-Haupt-Netzanschluss
- den 220 kV-Haupt-Netzanschluss (nur Block B)
- den gemeinsamen Reserve-Netzanschluss (220kV)
- die manuell zuschaltbare 20kV Einspeisung von örtlichem EVU (ehemaliger Bauanschluss) auf 10 kV-Eigenbedarfsschiene von Block B (kuppelbar auf Blok A)
- die Eigenbedarfs- und die Notstromanlage
- das Batteriegepufferte gesicherte Netz

Der Generator ist über eine gekapselte und zwangsbelüftete Generatorableitung und einen Generatorleistungsschalter, der aus drei voneinander einzeln gekapselten Schalterpolen besteht, mit den Maschinentransformatoren und den Eigenbedarfstransformatoren verbunden. Die Maschinentransformatoren sind Oberspannungsseitig mit dem 400 kV-Verbundnetz (Block B 400 kV und 220 kV) verbunden.

Der **400 kV-Haupt-Netzanschluss** dient zur Abgabe der erzeugten Energie an das Netz sowie zur Eigenbedarfsversorgung aus dem Netz bei geöffnetem Generatorleistungsschalter. Die Eigenbedarfsversorgung kann bei nicht verfügbarem 400 kV-Haupt-Netzanschluss auch durch den Generator im Inselbetrieb erfolgen.

Neben der Eigenbedarfsversorgung durch den Generator oder den Haupt-Netzanschluss steht ein **220 kV-Reserve-Netzanschluss** zur Versorgung der Eigenbedarfsanlage bei Nichtverfügbarkeit des Generators und des 400 kV-Haupt-Netzanschlusses zur Verfügung. Für die 220 kV Reservenetzeinspeisung steht eine Freileitung zur Verfügung. Die Umschaltung auf das Reserve-Netz erfolgt automatisch bei Unterspannung. Über den Reserve-Netzanschluss kann die Leistung bezogen werden, die zum Abfahren des Kernkraftwerkes

bei Verfügbarkeit der Hauptwärmesenke erforderlich ist. Zudem kann manuell die Stromversorgung über das 20 kV-Netz zugeschaltet werden.

Die Schaltanlagen der Eigenbedarfsanlage sind entsprechend dem verfahrenstechnischen Aufbau der Anlage in vier Stränge unterteilt. Sie bestehen pro Strang im Wesentlichen aus einer 10 kV und einer 380 V-Hauptverteilung. Außerdem gibt es eine batteriegepufferte 220 V-Gleichstromanlage zur Versorgung der Steuerstabantriebe. Von den Eigenbedarfsanlagen werden betrieblich benötigte elektrische Verbraucher ohne sicherheitstechnische Bedeutung versorgt.

Die Notstromanlage einschließlich der Verbindung zur Eigenbedarfsanlage ist Bestandteil des Sicherheitssystems und gewährleistet die Versorgung der für die Sicherheit des Kernkraftwerks wichtigen Verbraucher. Die Schaltanlagen der Notstromanlage sind deshalb analog zu den Sicherheitssystemen in vier Stränge unterteilt.

Ergänzend zu der blockeigenen Notstromversorgung können sich die Blöcke gegenseitig mit elektrischer Energie versorgen. Die Blöcke sind unterirdisch auch elektrisch miteinander verbunden. Alle vier elektrischen Redundanzen werden im Anforderungsfall unterbrechungsfrei auf der 380 V-Ebene vom jeweiligen Nachbarblock gestützt.

Das **Notstromnetz** umfasst

- Spannungsebenen 10 kV und tiefer
- Unterbrechungsloses Netz

und besteht aus vier Redundanzen mit folgenden wesentlichen Komponenten:

- dem Notstromdieselaggregat, wassergekühlte Viertakt-Dieselmotoren mit Drehstromsynchrongeneratoren
- den Hilfseinrichtungen (Kraftstoff-, Schmieröl-, Druckluft-, Kühlwasser- und Verbrennungsluftsystem, . . .)
- dem örtlichen Leitstand
- den Steuer- und Schutzschränken
- den 10kV- und 380V-Schaltanlagen
- dem unterbrechungslosem Netz

Das **Brennelement-Lagerbecken** befindet sich im Sicherheitsbehälter. Es ist so zum Reaktorraum angeordnet, dass das Brennelement-Lagerbecken und der Reaktorraum von der Lademaschine überfahren und bedient werden können.

Das Brennelement-Lagerbecken ist mit boriiertem Wasser gefüllt, das die für BE-Wechsel vorgesehene Borkonzentration besitzt. Das Wasser dient zur Abschirmung der radioaktiven

Strahlung der bestrahlten Brennelemente und kontaminierter Kernbauteile (z.B. Steuer-elemente und Drosselkörper) und zur Kühlung der Brennelemente.

Die Brennelemente sind so hoch mit Wasser überdeckt, dass die Strahlenbelastung am Rand des BE- Beckens unter den zulässigen Werten gehalten wird, also so niedrig bleibt, dass sich auch beim Transport von Brennelementen Personen am Beckenrand aufhalten können. Der Wasserstand wird auf der Warte angezeigt.

Um Arbeiten unter Wasser durchführen zu können, sind Unterwasserscheinwerfer und Werkzeuge vorhanden.

Das Becken selbst besteht aus einer ferritischen Stahlkonstruktion, die mit austenitischen Stahlblechen plattiert ist. Die Stahlkonstruktion ist in einer Betonschale verankert. Die Betonschale ist in Bereiche unterteilt, in denen vertikale Kanäle verlaufen. Sämtliche Kanäle werden separat auf Leckagen überwacht um Undichtigkeiten festzustellen und örtlich zu ordnen zu können.

Eine eventuelle Leckage wird durch Wasser aus dem System zur Deionateinspeisung nachgespeist. Die Schadstelle kann unter Wasser geortet und mittels eines unter Wasser durchführbaren Reparaturverfahrens abgedichtet werden.

Die Unterkritikalität ist im bestimmungsgemäßen Betrieb allein durch die Abstände und die Absorberschächte der Lagergestelle, bei unterstellten Störfällen unter Berücksichtigung der Borierung des BE- Lagerbeckenwassers sichergestellt. Die Kritikalitätssicherheit wird im Rahmen der Sicherheitstechnischen Nachweisführung belegt.

Das Brennelementlagerbecken ist mit dem Reaktor-/Abstellraum durch einen Schüttschacht verbunden, durch die die BE unter Wasser in den RDB transportiert werden. Der Schacht zum Abstellraum wird während des Reaktorbetriebs und im Revisionsbetrieb mit einem Schütz abgedichtet.

Der Reaktorraum oberhalb des Reaktors ist nach unten zur Reaktorgrube wasserdicht abgeschlossen. Der Abstellraum für das Kerngerüst bildet eine Erweiterung des Reaktor-raums. Bei Einschub des Schützes in den Schüttschacht zwischen beiden Räumen kann der Wasserspiegel im Reaktorraum gesenkt werden, während das abgestellte Kerngerüst geflutet und abgeschirmt bleibt.

Das Lagerbeckenkühlsystem ist in beiden Blöcken jeweils 2-strängig ausgelegt (2 x 100 %). Es ist an die Notstromversorgung angeschlossen. Ergänzend besteht in beiden Blöcken die Möglichkeit, die Lagerbeckenkühlung mit dem nuklearen Not- und Nach-

kühlsystem durchzuführen. In Abhängigkeit vom Anlagenzustand sind verschiedene Schaltungsmöglichkeiten in den Betriebshandbüchern verzeichnet.

Als Notfallmaßnahme ist ebenfalls eine Ergänzung des Lagerbeckenwasserinventars über einen Anschlussstutzen des Not- und Nachkühlsystems möglich. Dieser Stutzen ist außerhalb des Containments im Ringraum der Anlage zugänglich.

1.2 Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede

Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede zwischen den Blöcken Biblis A und B bestehen nicht.

Biblis A und B sind zwei Druckwasserreaktoren, die parallel konstruiert und am Standort mit geringem zeitlichen Versatz nebeneinander errichtet wurden. Während der Errichtungszeit zu Beginn der 70er Jahre waren die Entwicklung der grundlegenden Sicherheitsphilosophie für Kernkraftwerke und die Vorstellung der zugehörigen technologischen Umsetzung weitgehend abgeschlossen. Biblis A und B weisen daher ein vergleichbares Sicherheitskonzept und bis auf geringe Unterschiede (siehe Kapitel 1.1) eine nahezu gleiche technische Realisierung auf. Eckpunkte der für beide Blöcke geltenden Sicherheitsphilosophie sind:

- Mehrbarrieren-Konzept zum Einschluss von Radioaktivität
- Ein gestaffeltes System von Sicherheitsebenen mit zugehörigen Maßnahmen und Anlagentechnik zur Störfallvermeidung und -beherrschung („defence-in-depth“-Konzept)
- Jenseits zuverlässiger betrieblicher Systeme mehrfach redundante, zum Teil diversifizierte und voneinander räumlich getrennte Sicherheitsteilsysteme
- Fehlerverzeihende Systemtechnik
- Sehr weitgehende Automatisierung der Störfallbeherrschung

Der grundlegende Katalog auslösender Ereignisse, also welche Störfälle mit welchen zusätzlichen Ausfällen der bau- und systemtechnischen Auslegung der Anlagen zu postulieren und damit zu beherrschen sind, ist für beide Blöcke identisch.

Eine technische Besonderheit ist die gegenseitige Blockstützung für den Notstandsfall. Über erdverlegte Rohrleitungen und Kabelverbindungen können sich beide Blöcke wechselseitig mit elektrischer Energie, Speisewasser sowie borierterem Hauptkühlmittel versorgen.

1.3 Probabilistische Sicherheitsbewertungen

Grundlagen und Vorgaben für die Sicherheitsüberprüfungen und Bewertungen der Kernkraftwerke in Deutschland

Nach § 19 a des Gesetzes über die friedliche Verwendung der Kernenergie und des Schutzes gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) sind die Betreiber von kerntechnischen Anlagen in Deutschland verpflichtet, eine Sicherheitsüberprüfung und Bewertung der einzelnen Anlagen durchzuführen und auf deren Grundlage die nukleare Sicherheit der Anlagen kontinuierlich zu verbessern. Mit der 10. Novelle des AtG vom 27. April 2002 wurden in der Anlage 4 auch heute noch gültige Termine für jede Anlage ausgewiesen, zu denen die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung und Bewertung für die einzelnen Kernkraftwerke der Aufsichtsbehörde vorzulegen sind. Jeweils alle 10 Jahre nach den genannten Terminen sind die Ergebnisse einer erneuten Sicherheitsüberprüfung und Bewertung vorzulegen. Diese Pflicht entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichts- und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb des KKW spätestens drei Jahre nach den in Anlage 4 genannten Terminen endgültig einstellen wird.

Zur Vereinheitlichung der Sicherheitsüberprüfung und Bewertung (SÜ) der einzelnen KKW sind die vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erlassenen und im Bundesanzeiger (BAnz.) bekannt gemachte Vorgaben für die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) und die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) zu erfüllen. Dabei handelt es sich um: die „Leitfäden zur Durchführung von PSÜ“ vom Dezember 1996 (BAnz. 1997, Nr. 232 a, 18. August 1997) mit „Grundlagen zur PSÜ“, „Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse“ und „Leitfaden PSA“; den „Leitfaden Deterministische Sicherheitsanalyse“ vom 22. Mai 1997 (BAnz. 1998, Nr.153, 20. Juni 1998); den revidierten „Leitfaden PSA“ vom 31. Januar 2005 (BAnz. 2005, Nr.207, 30. August 2005) mit Bezug auf die Schriften des Bundesamts für Strahlenschutz „Daten zur PSA“ und „Methoden zur PSA“ jeweils von August 2005.

Gemäß den „Grundlagen zur PSÜ“ stellen die Leitfäden insgesamt den Orientierungsrahmen dar, nach dem der Sicherheitsstatus und die Betriebssicherheit eines KKW nach längerer Betriebsphase ganzheitlich zu erfassen ist, um so die ständige aufsichtliche Überprüfung zu ergänzen. Dementsprechend erfordern diese Grundlagen auch für die SÜ: Eine aktuelle Anlagenbeschreibung gemäß Gliederungsvorschlag und gemäß dem jeweiligen Leitfaden eine Deterministische Sicherheitsstatusanalyse, eine PSA und eine Anlagensicherung. Dabei sind für die Einzelumfänge getrennte Berichte zu erstellen und es ist der

Sicherheitsstatus abschließend einzuschätzen. Die Aufsichtsbehörde und deren hinzugezogene Sachverständige beurteilen die Einhaltung der Vorgaben für die SÜ und den eingeschätzten Sicherheitsstatus. Für die Anlagensicherung gilt die Verschlussachsenanweisung. Deshalb wird hierauf auch nicht weiter eingegangen.

Struktur einer periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke

Der „Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse“ enthält Anleitungen zur Durchführung der schutzzielorientierten Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen und der Überprüfung der Betriebsbewährung der Anlagentechnik. Er erfordert, den Ist-Zustand der erforderlichen Sicherheitseinrichtung gemäß Gliederungsvorschlag und anlagen- und systemübergreifender Bereiche, z. B. Störfallinstrumentierung, Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen (EVI/EVA), darzulegen. Weiterhin ist zu überprüfen, ob die Vorgaben zu den schutzzielorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks und dem zu betrachtenden Störfallspektrum durch die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen erfüllt sind. Dabei abstrahieren diese Vorgaben die vielfach ausführungorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks auf grundlegende, ausführungsunabhängigen Anforderungen für 4 Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und die vier Schutzziele der Reaktorsicherheit: ausreichend wirksame Sicherheitsfunktionen zur Reaktivitätskontrolle, zur Brennelementkühlung, zum Reaktivitätseinschluss und zur Strahlenexposition für Störfälle der Sicherheitsebene 3. Hierbei gemeint ist das kerntechnische Regelwerk, das auf dem Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen beruht und die BMI-Sicherheitskriterien, RSK-Leitlinien, RSK- und SSK-Empfehlungen, KTA-Regeln und PSÜ-Leitfäden umfasst. Zusätzlich zu dieser schutzzielorientierten Überprüfung, die sich grundlegend von einem Regelwerksvergleich im klassischen Sinn unterscheidet, sind die Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des anlageninternen Notfallschutzes darzulegen. Hinzu kommen dann noch die Darlegung der Betriebsführung und die Auswertung der Betriebserfahrung nach Vorlagen.

Der „Leitfaden PSA“ enthält Anleitungen zur Erreichung der Ziele: das Sicherheitsniveau zu quantifizieren, die Ausgewogenheit des Sicherheitsniveaus nachzuweisen, anlagenspezifische Schwachstellen zu erkennen, die Ergebnisrelevanz der Unsicherheiten der Eingangsdaten zu ermitteln, die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu beurteilen und unfallbedingte Freisetzungen abzuschätzen. Dazu sind durchzuführen: eine Stufe 1 der PSA für den Leistungsbetrieb für interne Auslöser und übergreifende in- und externe Ereignisse, eine Stufe 2 der PSA für ausgewählte Zustände des Nichtleistungsbetriebs und eine Stufe 2 der PSA für den Nichtleistungsbetrieb. Dabei ist der Tiefgang der PSA an den

Schriften des Bundesamts für Strahlenschutz „Methoden zur PSA“ und „Daten zur PSA“ zu orientieren.

Zielsetzung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Level 1

Die PSA Level 1 verfolgt das Ziel, eine auf probabilistischer Basis beruhende Sicherheitsbewertung der systemtechnisch wichtigen Einrichtungen des Kernkraftwerkes inkl. des Aktivitätseinschlusses durch aktive Funktionen des Reaktorsicherheitsbehälters vorzunehmen und zu werten. Dieses grundsätzliche Ziel und die zugehörige Vorgehensempfehlung sind festgelegt im Leitfaden zur Durchführung einer "Probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke".

Die PSA soll das Verhalten der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen des Kernkraftwerkes im Hinblick auf die Beherrschung relevanter Anforderungsfälle beschreiben und quantitativ bewerten. Die relevanten Anforderungsfälle werden definiert und durch das Spektrum der letztendlich betrachteten "Auslösenden Ereignisse" repräsentiert.

Die zur Beherrschung dieser Ereignisse benötigten Systeme werden in Fehlerbäumen abgebildet, und die ereignisbezogen benötigten Systemfunktionen werden mittels entsprechender Ereignisbäume verknüpft. Somit werden die technischen Einrichtungen und Maßnahmen zur Vermeidung von Gefährdungs- bzw. mit Einbezug der Notfallmaßnahmen von Kernschadenzuständen erfasst.

Damit ist die PSA Level 1 für folgende Ziele von besonderem Nutzen:

- Vertiefung des Verständnisses des Anlagenverhaltens und Erörterung aktueller Sicherheitsfragen durch Anwendung probabilistischer Bewertungsansätze
- Darstellung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Einrichtungen
- Aufzeigen der Relevanz von
 - Auslösenden Ereignissen
 - Sicherheitsfunktionen
 - Systemen und Komponenten
 - Operator-Maßnahmenfür Gefährdungs- bzw. Schadenzustände
- Darlegung des quantitativen Sicherheitsniveaus der Anlage
- Aufzeigen von Optimierungsmöglichkeiten in der Systemtechnik und beim Betrieb der Anlage
- Darlegung des Einflusses von wiederkehrenden Prüfungen aus PSA-Gesichtspunkten

- Ableitung und Bewertung von Notfallmaßnahmen zur Ergänzung des Sicherheitskonzeptes
- Bewertung von Änderungen und Nachrüstmaßnahmen

Desweiteren wird mit der PSA Level 1 ein anlagenspezifisches Basismodell erstellt, das durch leichte Modifikationen dem jeweiligen systemtechnischen und betrieblichen Stand angepasst werden kann.

Die PSA Level 1 für KWB-A wurde als Bestandteil der PSÜ fristgerecht im Jahr 2001 abgegeben, die jüngste PSA Level 1 für KWB-B wurde im Jahr 2010 abgegeben. Beide PSA'n wurden entsprechend den jeweils gültigen PSA-Leitfaden erstellt.

Dies bedeutet für Block A:

Die PSA Level 1 für KWB-A umfasst entsprechend Leitfaden die anlageninternen Ereignisse (inklusive Brand).

Dies bedeutet für Block B:

Die PSA Level 2 für KWB-B umfasst entsprechend Leitfaden die anlageninternen (inklusive Brand) und - externen Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb der Anlage. Weiterhin wurde eine PSA zum Nichtleistungsbetrieb der Anlage durchgeführt.

Ergebnisse Block A:

In der im Jahr 2000 abgegebenen PSA wurde aus den Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse und Komponentenausfallraten die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen ermittelt. An anlagenübergreifenden auslösenden Ereignissen wurden Brände und anlageninterne Überflutungen in der PSA untersucht. Andere anlagenübergreifende Ereignisse wurden im Rahmen einer Grobanalyse diskutiert und als vernachlässigbar entsprechend der Vorgaben des damaligen PSA-Leitfadens eingestuft.

In der ursprünglich eingereichten Version wurden für den Leistungsbetrieb Werte für Transienten und Kühlmittelverluststörfälle, Ringraumlecks, interne Überflutung und Brand ermittelt.

Die Ergebnisse der PSA betragen:

- Der Summenwert der Erwartungswerte der Häufigkeit von Gefährdungszuständen (resultierend aus KMV und Transienten) als Ergebnis der Unsicherheitsanalyse: $1,63E-06/a$ wobei der Punktwert der Minimalschnittanalyse für Ringraumlecks von $2,4E-07/a$ berücksichtigt wurde.

- Das Gesamtergebnis (Erwartungswert) der probabilistischen Brandanalyse (nur Brand im Rangierverteiler berücksichtigt): $< 1E-07/a$.
- Das Gesamtergebnis der probabilistischen Überflutungsanalyse: $1,8E-07/a$.

Hieraus ergibt sich ein Wert für die Gesamtgefährdungshäufigkeit von $< 2E-06/a$.

Die vorliegende PSA für KWB A weist die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen aus und keine Häufigkeiten von Kernschadenzuständen. Gefährdungszustände liegen erfahrungsgemäß um den Faktor 5 bis 10 über der Häufigkeit von Kernschäden, was national und international als Potenzial der Notfallmaßnahmen angesetzt wird.

Der Gutachter bestätigte 2005 für die vorliegenden PSA eine Gesamthäufigkeit für Gefährdungszustände von $< 3E-06/a$.

Eine konservative Abschätzung der Behörde 2006 erweiterte den Betrachtungsumfang um seismische und Nichtleistungs-PSA und wies eine Gesamtobergrenze des Ergebnisses von $< 3E-05/a$ aus.

Dabei wurde für das Erdbeben konservativ abdeckend die Eintrittshäufigkeit des Erdbebens mit der Eintrittshäufigkeit der Gefährdungszustände gleichgesetzt. Für den Nichtleistungsbetrieb wird auf Grund des Vergleichs mit anderen Sicherheitsanalysen der gleiche Wert wie für den Leistungsbetrieb angesetzt.

Aktuell wurde im Rahmen der PSÜ 2010 des Block B gezeigt, dass durch Verwendung aktueller anlagenspezifischer Spektren sowie durch Berücksichtigung von Nachrüstungen der Beitrag des Erdbebens signifikant niedriger anzusetzen ist. Prinzipiell sind diese Ergebnisse auf den Block A übertragbar, da der Stand der Nachrüstungen vergleichbar ist.

Ergebnisse Block B:

Die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung PSÜ 2010 erstellte Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 1 liefert als Ergebnis einen Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen (GFZ) für Anlagenzustände bei internen Ereignissen im Leistungsbetrieb von $HM = 8,11E-07/a$. Aus dem Szenario Brand resultiert ein zusätzlicher Beitrag von $3,63E-08/a$ und aus Überflutungsereignissen ein Beitrag von $1,95E-09/a$. Das Ergebnis ist etwa eine Größenordnung besser als bei der letzten PSÜ im Jahr 1999.

Entsprechend dem aktuellen Leitfaden wurden auch externe Ereignisse und der Nichtleistungsbetrieb (NLB) untersucht und die Gefährdungshäufigkeit dieser Ereignisse bestimmt:

Druckwelle:	vernachlässigbar gemäß Vorgehen in PSA-Leitfaden
Flugzeugabsturz:	1,1E-08/a
Hochwasser:	vernachlässigbar gemäß Vorgehen in PSA-Leitfaden
Erdbeben:	1,7E-07/a
NLB (2008):	6,3E-07/a

Das Ergebnis – ohne Notfallmaßnahmen – entspricht bei weitgehend vergleichbaren Methoden und Datenansätzen dem allgemeinen Sicherheitsniveau deutscher Anlagen.

Das Resultat einer erweiterten Modellierung unter Berücksichtigung der Notfallmaßnahmen wird als „Kernschadenzustand (KSZ)“ bezeichnet. Die Häufigkeit solcher Zustände wurde für die Anlage Biblis Block B für anlageninterne Ereignisse im Leistungsbetrieb ermittelt zu 2,33E-07/a.

Die Ergebnisse der probabilistischen Analysen dienen der qualitativen und quantitativen Bewertung der sicherheitstechnischen Einrichtungen und Maßnahmen, insbesondere des Sicherheitsniveaus sowie der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts. Die Beurteilung der quantitativen Ergebnisse erfolgt anhand von relativen Vergleichen von Varianten und Beiträgen einzelner Bewertungselemente untereinander (qualitativ) und durch Gegenüberstellung mit konkreten quantitativen Referenzwerten. Diese sind in Deutschland nicht festgeschrieben. Die Orientierungswerte der IAEA für Kernschadenshäufigkeit liegen bei 1E-04/a für laufende Anlagen und 1E-05/a für Neuanlagen.

Zielsetzung der Level2-PSA

Auf Basis der Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 1 (L1-PSA) für den Leistungsbetrieb wurde für Biblis A und B eine PSA der Stufe 2 (L2-PSA) erstellt. Für Block B wurde der Abschlussbericht in zeitlicher Anlehnung an den SÜ-Termin zum 31.12.2010 der Aufsichtsbehörde zur Begutachtung vorgelegt. Mit Stand von Juni 2011 ist die L2-PSA für Biblis A im Entwurf fertiggestellt.

Ziel der Analysen war die Gewinnung eines vertieften Verständnisses für das Verhalten der Anlagen bei schweren Störfällen. Ein besonderes Gewicht galt der Untersuchung der Häufigkeit großer früher Freisetzungen LERF (large early release frequency, Freisetzung >1 % des Iod- oder Cäsium-Inventars <10 h nach Störfalleintritt).

Ergebnisse Block B:

Im Ergebnis der L2-PSA zeigten sich hohe Sicherheitsreserven der Anlage KWB-B, auch im auslegungsüberschreitenden Bereich. Für LERF wurde ein Wert von $< 1E-09/a$ ermittelt, d.h. weniger als 1% der Kernschadenzustände führen zu großen, frühen Freisetzungen von Radioaktivität in die Umgebung der Anlage. In der überwiegenden Anzahl der Kernschmelzszenarien kann ein großflächiges SHB-Versagen verhindert werden, eine Freisetzung von Radioaktivität erfolgt dann frühestens nach mehreren Tagen und gefiltert.

Ergebnisse Block A:

Das Ergebnis der L2-PSA für Block A liegt analog zu Block B in der Größenordnung $1E-09/a$. Am Stichtag der Betrachtung 30. Juni 2011 war die L2-PSA für Block A noch nicht fertiggestellt, auf Grund der nur geringen Unterschiede in der Auslegung und vergleichbarer Notfallmaßnahmen am Standort für beide Blöcke ist das Block B Ergebnis in guter Näherung auf Block A übertragbar.

2 Erdbeben

2.1 Auslegungsgrundlage

2.1.1 Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist

2.1.1.1 Charakteristik des Bemessungserdbebens

Ein erstes seismologisches Gutachten für den Standort Biblis wurde von Prof. Berckhemer für Block A 1968 erstellt. Hierin werden Aussagen zur Standortintensität von I = VII – VIII MSK getroffen. Für die Errichtung des Blockes B am Standort Biblis bestätigt Berckhemer 1971 diese Aussagen und empfiehlt ein Antwortspektrum mit einer maximalen Bodenbeschleunigung von 1,50 m/s².

Für eine Sicherheitsanalyse wird von Hosser 1989 eine gutachtliche Stellungnahme zu realistischen seismischen Lastannahmen erstellt. Er ermittelt für Biblis eine Standortintensität von I = VII $\frac{3}{4}$ für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von $2 \times 10^{-5}/a$. Ebenso erfolgt eine:

„Festlegung der seismischen Lastannahmen, insbesondere der elastischen Freifeld-Antwortspektren und Starkbebendauern auf der Basis der 50 %-Fraktilen der statistischen Auswertungen“

Das Öko-Institut erstellt im Auftrag des Hessischen Ministeriums für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten ein Gutachten zur Ermittlung des Bemessungserdbebens für den Standort des Kernkraftwerkes Biblis. Als Ergebnis legt das Öko-Institut 1999 ein Spektrum vor, das bis auf den hochfrequenten Bereich (> 7 Hz) identisch mit dem Hosser-Spektrum ist.

Die atomrechtliche Behörde hat mit Schreiben vom 25.02.2000 die Anwendung des sogenannten Öko-Spektrums vorgeschrieben. Sie teilt mit, dass die vom Öko-Institut bestimmten Antwortspektren und die Starkbebendauer die Daten von Hosser ersetzen:

„Die hier vorgegebenen Daten ersetzen die von Prof. Hosser ermittelten seismischen Lastannahmen hinsichtlich der Bemessungs-Antwortspektren der horizontalen und vertikalen Komponente sowie die Starkbebendauer.“

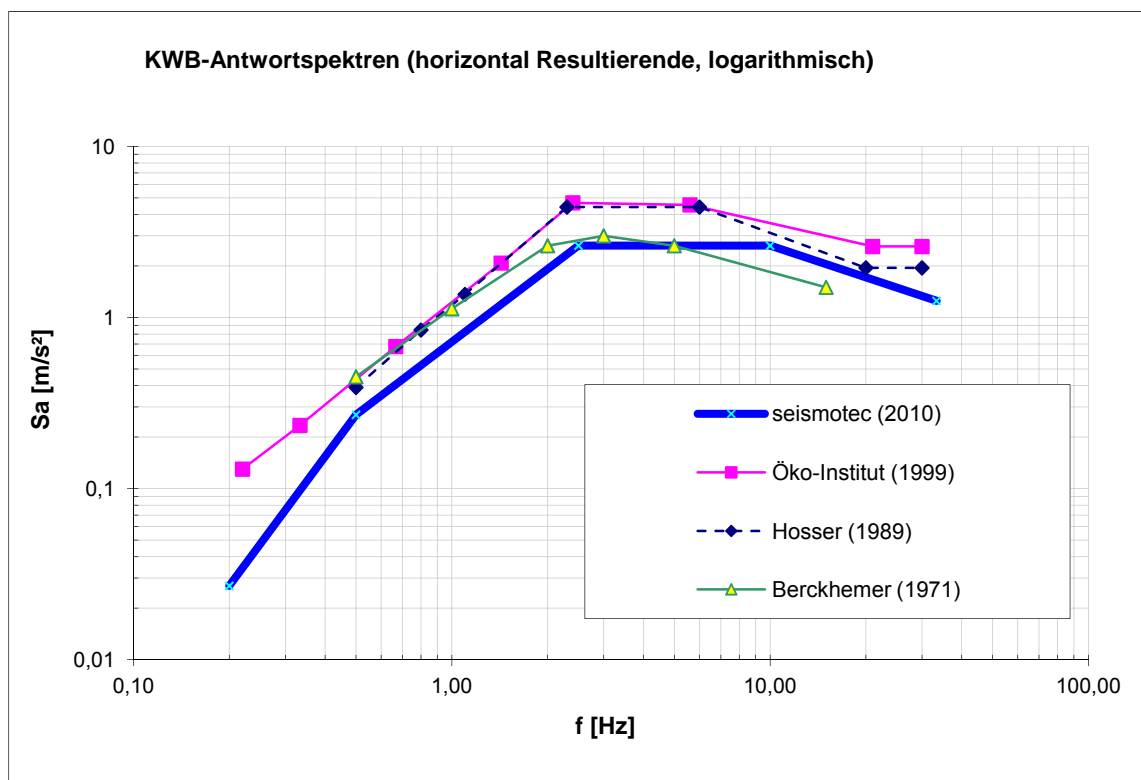
Die Standortintensität und Überschreitenswahrscheinlichkeit bleiben unverändert. Die maximale horizontale Bodenbeschleunigung wurde auf 2,6 m/s² festgelegt.

Die Behörde teilt in oben genanntem Schreiben zur Anwendung der seismischen Lastannahmen mit:

„Diese Daten sind in den laufenden Nachweisverfahren für Block A und der laufenden Sicherheitsanalyse für Block B sowie in allen Änderungsverfahren zu berücksichtigen.“

Für die periodische Sicherheitsüberprüfung wurde aktuell eine seismische probabilistische Sicherheitsanalyse erstellt. Hierzu ermittelt die Firma seismotec 2010 realistische standortbezogene Freifeld-Antwortspektren. Die Spektren wurden unter den in der KTA 2201.1 (Nov. 2010) vorgegebenen Kriterien erstellt. Es erfolgte eine umfassende Würdigung aller vorliegenden Untersuchungen des vorhandenen Untergrundes am Standort Biblis und den immer umfangreicher und detaillierter vorliegenden Erdbebendatenbanken. Demnach beträgt die maximale Bodenbeschleunigung $1,25 \text{ m/s}^2$ am Standort Biblis für eine Überschreitungswahrscheinlichkeit von ca. $10^{-5}/\text{a}$.

Die für den Standort Biblis ermittelten Spektren von der Errichtung bis heute sind in folgendem Diagramm dargestellt.



Die neuesten Untersuchungen zur Ermittlung der ingenieurseismologischen Parameter zeigen, dass alle vorher ermittelten Auslegungsgrundlagen insbesondere von Hosser und Öko-Institut sehr konservativ angesetzt wurden.

2.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens

Die Ermittlung des Bemessungserdbebens erfolgte auf Basis deterministischer und probabilistischer Untersuchungen. Eine wesentliche Grundlage bildet hierbei der sehr umfassende Erdbebenkatalog für Deutschland und angrenzende Gebiete. In Deutschland ist die maßgebende Größe des Bemessungserdbebens die Intensität, um so alle verfügbaren Daten aus dem ca. 1000 Jahre umfassendem Erdbebenkatalog berücksichtigen zu können.

Für den Standort Biblis sind abdeckend alle Erdbeben im Umkreis von ca. 200 km berücksichtigt worden. Nach Wahl geeigneter Zonenmodelle erfolgt bei deterministischer Betrachtung eine fiktive konservative Verschiebung der historischen Erdbeben an den Standort für alle Erdbeben, die sich in der gleichen seismischen Zone befinden. Alle anderen Erdbeben werden an den nächstgelegenen Zonenrand verschoben.

Auch unter Berücksichtigung der probabilistischen Überlegungen sind für den Standort Biblis die standortnahen Erdbeben (also alle Erdbeben in der gleichen seismischen Zone) maßgebend. Größere Erdbeben liegen so weit entfernt, dass über die Distanz die am Standort zu erwartenden Erschütterungen deutlich kleiner sind als bei den standortnahen Erdbeben. Die in der Standortzone maximal beobachtete Intensität beträgt $I = VII$ nach der MSK-Skala.

Für die Blöcke A und B am Standort Biblis ist bedingt durch die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik das Bemessungserdbeben in zeitlichen Abständen neu ermittelt worden. Es wird hierbei auch mit aktuellsten Untersuchungen entsprechend der KTA 2201.1 (Nov. 2010) bestätigt, dass bereits das bei der Auslegung zugrundeliegende Spektrum von Prof. Berckhemer eine jährliche Überschreitenswahrscheinlichkeit in der Größenordnung von 10^{-5} aufweist. Nach Berücksichtigung und Diskussion aller Streuungen und Unsicherheiten bei der Herleitung der Standortintensität und des daraus resultierenden Bemessungserdbebens wird eine Standortintensität von $I = VII \frac{3}{4}$ bestimmt.

Seit Vorlage der aktuellsten seismologischen Gutachtens sind keine Erdbeben aufgetreten, welche die maßgebenden historischen Erdbeben überschreiten.

2.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung

Bei der Auslegung der Blöcke A und B für den Standort Biblis sind die seismischen Lastannahmen von Prof. Berckhemer zugrunde gelegt worden. Aufgrund der damaligen vereinfacht gewählten konservativen Berechnungsansätze und auch unter Berücksichtigung neuester Untersuchungen, die die Plausibilität des Auslegungsspektrums belegen, ist eine

angemessene Auslegung der Anlage gegeben. Wobei darüber hinaus Nachrüstmaßnahmen auf Basis des Spektrums von Hosser bzw. dem Öko-Institut stattgefunden haben.

Für die Errichtung des Standortzwischenlagers wurde das sogenannte Öko-Spektrum eingereicht und von dem durch die atomrechtliche Behörde bestellten Gutachter, der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR, 2002), bestätigt. Die BGR begründet durch Auswertung deterministischer und probabilistischer Berechnungsmodelle, wie sie auch Bestandteile der KTA 2201.1 (Nov. 2010) sind, die Standortintensität von $I = VII \frac{3}{4}$ MSK mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von ca. $10^{-5}/a$:

„Bei Betrachtung der probabilistischen Analyse und unter Berücksichtigung des deterministischen Ergebnisses stellt die Festlegung des Bemessungserdbebens auf die Intensität $7 \frac{3}{4}$ MSK ($VII \frac{1}{2}$ bis $VIII$ MSK) eine hinreichend konservative Annahme dar. Dem Bemessungserdbeben liegt eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von ca. $10^{-5}/Jahr$ zugrunde.“

Auch nach einer direkten Gegenüberstellung mit den bereits von Hosser ermittelten Spektren empfiehlt die BGR die Anwendung des Öko-Spektrums.

Die neuesten Untersuchungen zur Ermittlung der ingenieurseismologischen Parameter zeigen, dass alle vorher ermittelten Auslegungsgrundlagen insbesondere von Hosser und Öko-Institut sehr konservativ angesetzt wurden (siehe Kapitel 2.1.1.1).

2.1.2 Vorkehrungen zum Schutz der Anlage vor dem Bemessungserdbeben

2.1.2.1 Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten

Die wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten, die erforderlich sind zum Erreichen eines sicheren abgeschalteten Zustands nach einem Erdbeben und zur langfristigen Sicherstellung der Einhaltung der Schutzziele, sind nachfolgend aufgeführt:

Bauwerksstrukturen

- Reaktorgebäude
- Hilfsanlagegebäude mit Armaturenkammer
- Schaltanlagegebäude einschließlich der Warte
- Zwischentrakt bzw. Nebenanlagegebäude (Dieseltrakt)
- Kühlwasserentnahmebauwerk und Kühlwasserpumpenbauwerk
- Verbindende Kanäle

- Maschinenhaus
- RZ-Gebäude
- Abluftkamin

Systeme und Komponenten

Sicherstellung der Unterkritikalität

- Reaktorschutzsystem mit Reaktorschnellabschaltung durch Einfallen der Steuerstäbe in den Reaktorkern

Sekundärseitige Wärmeabfuhr

- Frischdampfabblassestation mit 15%-Sicherheitsventilen,
- Sekundärkreisabschluss mit Absperrung der betrieblichen Teile und des Dampferzeugerabschlämmsystems,
- Teile des Hauptspeisewassersystems, die zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr benötigt werden,
- Teile des Notspeisewassersystems, die zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr benötigt werden (Notspeisepumpen),
- Deionatsystem mit Deionatbehälter,

Primärseitige Wärmeabfuhr

- Primärkreis mit Reaktordruckbehälter,
- Primärkreisabschluss zur Absperrung möglicher Leckagen,
- Kerneinbauten innerhalb des Reaktordruckbehälters,
- Not- und Nachkühlsystem mit Flutbehälter, Nachwärmekühler, Druckspeicher, Sicherheitseinspeisepumpen, Nachkühlpumpen,
- Nukleares Zwischenkühlkreislaufsystem mit Zwischenkühlpumpen und Zwischenkühlern,
- Nukleares Nebenkühlwassersystem mit Nebenkühlwasserpumpen,
- Volumenregelsystem mit Hochdruckförderpumpen, Hochdruckkühler, Wärmetauscher,

Brennelement-Beckenkühlung

- Brennelement-Beckenkühlsystem mit Beckenkühpumpen und –kühlern

Aktivitätseinschluß

Gebäudeabschlußsystem

E- und L-Technik

Alle E- und L-Technik der o.g. Systeme zur Erfüllung der Schutzziele einschließlich der Notstromanlagen mit den Notstromdieseln.

Darüberhinaus sind wichtige Betriebsstoffe (Schmierstoffe, Deionat für Dampferzeugerbespeisung, Kühlmedium) in geschützten Gebäuden untergebracht. Die Dieselvorräte werden in erdverlegten Tanks in der Nähe der Notstromaggregate gelagert.

Bereits im Rahmen der Errichtungsgenehmigungen wurde durch behördliche Auflagen sichergestellt, dass die Systeme, die zur Einhaltung der Schutzziele nach einem Erdbeben erforderlich sind, verfügbar sind. Die obigen Ausführungen basieren auf einem gutachtlichen Schreiben aus den Errichtungsverfahren und den aktuellen Ausführungen zur periodischen Sicherheitsüberprüfung eines Blocks in Biblis.

Bzgl. der Robustheit im Zusammenhang mit dem Bemessungserdbeben und der Bewertung der Auslegungsreserven verweisen wir auf unsere Ausführungen in Kap. 2.2.

2.1.2.2 Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten

Die gegen Erdbeben ausgelegten Systeme, Strukturen und Komponenten sind unter 2.1.2.1 aufgeführt. Diese Systeme reichen aus, um die Anlage in den sicheren Abschaltzustand zu überführen und zu halten. Schäden an den nicht gegen Erdbeben ausgelegten Systemen sind bei Auftreten eines Bemessungserdbebens nicht auszuschließen, haben jedoch keine Auswirkungen hinsichtlich der sicheren Anschaltung der Anlage. Siehe auch Antwort unter 2.1.2.3.1.

„Hauptschadensmöglichkeiten“, die im Falle eines Erdbebens auftreten und das Erreichen eines sicheren Abschaltzustandes verhindern könnten, sind nicht bekannt. Für den sicheren Abschaltzustand sind die Steuerstäbe, die Aufborierungsmöglichkeiten mit dem Volumenregelsystem und das Inventar eines Flubehälters, das entsprechend aufboriert ist, ausreichend dimensioniert. Falls unvorhergesehene Schadensfälle auftreten sollten, werden diese über das schutzzielorientierte Betriebshandbuchkapitel erkannt und Maßnahmen eingeleitet zur Sicherstellung der Einhaltung der Schutzziele.

2.1.2.3 Folgewirkungen des Erdbebens

2.1.2.3.1 Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten

Systeme, die große Mengen an Flüssigkeit enthalten, rotierende Maschinen, druckführende Komponenten oder massive Strukturen, deren Erdbebenfestigkeit nicht nachgewiesen ist und bei denen somit konservativ ein Versagen nicht ausgeschlossen werden kann, dürfen nicht den Wärmetransport zur Wärmesenke durch mechanische Unterbrechung oder interne Überflutung bedrohen. Dies betrifft insbesondere die Nachweise, dass es durch

- Umfallen oder Herabfallen von Komponenten und
- das Versagen hochenergetischer oder wasserführender Systeme

nicht zu unzulässigen Folgeschäden insbesondere durch

- mechanische Einwirkungen,
- Überflutung,

kommen kann.

Die entsprechenden Systeme, Einrichtungen oder massiven Strukturen, deren Funktion zwar sicherheitstechnisch nicht erforderlich ist, deren unterstelltes Versagen aber zu unzulässigen Ausfällen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen führen könnte, werden einer separaten Erdbebenklasse zugeordnet. Solche Systeme und Komponenten sind:

- Hochenergetische Behälter und Systeme,
- Behälter und Systeme mit Überflutungspotential,
- lokale Baustrukturen und Hebezeuge,

Die dieser Erdbebenklasse zuzuordnenden Systeme, Einrichtungen und massiven Strukturen wurden erfasst, bewertet und bei Nachrüstungen berücksichtigt.

2.1.2.3.2 Ausfall der externen Stromversorgung

Gemäß dem deutschen Regelwerk ist jedem Auslegungsstörfall der Notstromfall zu überlagern. Damit ist die Anlage gegen den Auslegungsstörfall Bemessungserdbeben mit Notstrom ausgelegt. Ein negativer Einfluss auf erdbebeninduzierte interne Schäden der Anlage wird damit ausgeschlossen.

Die vier Notstromdiesel pro Block stellen bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung die Versorgung der Notstromschaltanlagen mit elektrischer Energie sicher. Jedes Dieselaggregat ist für 50 % der benötigten Notstromleistung (4 x 50 %) ausgelegt. Der Start der Notstromdiesel erfolgt automatisch.

Für weitere Ausführungen bzgl. des Notstromfalls wird auf Kapitel 5.1.2 verwiesen.

2.1.2.3.3 Situation außerhalb der Anlage

Nachfolgend wird die Situation nach einem potentiellen Erdbeben außerhalb der Anlage bzgl. Gebäuden, innerbetrieblicher Transporte, Personalverfügbarkeit, Versorgung mit Betriebsstoffen und die Zugänglichkeit der Anlage beschrieben.

Gebäude:

Die sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke und Anlagenteile einschl. Warte, Notsteuerstelle sind für das Bemessungserdbeben ausgelegt (Klasse I) und ebenso diejenigen, deren Versagen unmittelbar schädlichen Einfluss auf jene haben könnten (Klasse IIA).

Für das Werkstattgebäude als Teil des Nebenanlagengebäudes ist der Nachweis der Standsicherheit gemäß EK IIA geführt worden.

Das Bemessungserdbeben in Biblis ist mit der Intensität (MSK) = 7.75 und der Überschreitungswahrscheinlichkeit $< 2.5 \times 10^{-5}/a$ definiert. Gemäß Intensitätsskala ist für die nächstgrößere Intensität I(MSK) = 8 (VIII) folgendes Szenario anzunehmen:

„Viele Personen verlieren das Gleichgewicht. An vielen Gebäuden einfacher Bauart treten schwere Schäden auf; d.h. Giebelteile und Dachsimse stürzen ein. Einige Gebäude sehr einfacher Bauart stürzen ein.“

Die am Standort Biblis betreffenden Bauwerke der Klasse II sind durch Rahmen oder durch Schubwände ausgesteifte Stahlbetontragwerke mit Erdbebenauslegung nach DIN 4149. Nach EMS-98 fallen sie in die Vulnerabilitätsklasse D. Die Schäden für I(MSK) = VIII sind:

„A few of class D suffer damage of grade 2.“

Schäden des Grades 2 an Stahlbetontragwerken sind definiert als:

„Moderate damage (slight structural damage, moderate non-structural damage), Cracks in columns and beams of frames and in structural walls. Cracks in partition and infill walls; fall of brittle cladding and plaster. Falling mortar from the joints of wall panels.“

Damit ist davon auszugehen, dass die genannten Infrastrukturgebäude bei einem Bemessungserdbeben der Stärke VII $\frac{3}{4}$ nicht spontan katastrophal versagen und weiter genutzt werden können (z.B. Materialausfassung).

In der Anlage vorhandene temporäre Gebäude, wie Containerbüros oder Gebäude in Holzleichtbauweise, sind im Erdbebenfall als statisch stabil anzusehen. Zudem ist die Anordnung so gewählt, dass ein etwaiges Umfallen (Containerstapelung) oder Zusammenfallen (Gebäude in Holzleichtbauweise) weder sicherheits- oder infrastrukturelevante Gebäude gefährden noch wichtige Verkehrsflächen beeinträchtigen kann.

Innerbetrieblicher Transport:

Zum innerbetrieblichen Transport sowie zum Ausfassen von Lagermaterial und Betriebsstoffen sind in der Anlage netzunabhängige Flurförderfahrzeuge in ausreichender Anzahl vorhanden.

Personalverfügbarkeit:

Beim Bemessungserdbeben, das beherrscht wird und auslegungsgemäß zum Abfahren der Anlage führt, können die notwendigen Handhabungen und Schalthandlungen durch das in der Anlage befindliche Personal abgewickelt werden. Alle Funktionsbereiche sind ausreichend abgedeckt; es sind mindestens 2 Schichtbesetzungen auf der Anlage. Mit Auftreten eines solchen Ereignisses werden organisatorische Maßnahmen gemäß Betriebsbuch bzw. Krisenstabhandbuch eingeleitet.

In der Regelarbeitszeit sind etwa 500 Personen ständig auf der Anlage. Dieses Personal steht für Interventionen auf Anweisung des Krisenstabes zur Verfügung.

Auch außerhalb der Regelarbeitszeit ist die Personalverfügbarkeit insoweit sichergestellt, als die Anlagenbesetzung vor Ort aus je einer Schicht pro Block, der Werkfeuerwehrbesetzung und des Personals des Werkschutzes besteht.

Eine Personalaufstockung ist möglich, da Personal disloziert über die Region wohnt und allenfalls nur wenige Gebäude in der Region bei einem Bemessungserdbeben einstürzen würden und bei einem solchen Erdbeben nicht davon ausgegangen werden kann, dass die Zuwege so zerstört würden, dass gar kein Erreichen der Anlage mehr möglich sein würde. Im Extremfall ist der Zugang für Personal bzw. die Anlieferung von Ausrüstung auch über den Rhein mit Booten möglich oder aus der Luft mit Hubschraubern.

Betriebsstoffe:

Für die vitalen Funktionen notwendige Betriebsstoffe einschließlich Schmierstoffe werden in der Anlage selbst vorgehalten. Die notwendigen Kraftstoffvorräte für die Notstromdiesel sind in erdverlegten Tanks gelagert und gegen BEB-Belastungen nachgewiesen.

Wasser- und Stromversorgung:

Die Vorhaltung des zum Abfahren der Anlage notwendigen Speisewassers (Deionat) ist Bestandteil der vitalen Anlagenfunktion und daher gegen BEB ausgelegt.

Sollte durch das Erdbebenereignis die Spannungsversorgung aus dem Hochspannungsnetz nicht mehr zur Verfügung stehen, so werden die zum Abfahren und Halten der Anlage in einem sicheren Zustand notwendigen Anlagenteile über die vier für Belastungen aus Bemessungserdbeben nachgewiesenen Notstromdiesel spannungsversorgt.

Zugänglichkeit der Kraftwerksanlage:

Das Kraftwerk ist auch nach einem Bemessungserdbeben über die Landstraße L 2361 und die Kraftwerksstraße sowie über parallel verlaufende Feldwege erreichbar, da eine Schädigung der Brückenbauwerke oder Straßenführungen nicht zu unterstellen ist.

Die Zugänglichkeit zur Anlage selbst ist auch für Großfahrzeuge und Räumgerät bei ereignisbedingtem Ausfall/Beschädigung des Zugangskontrollgebäudes über den Kraftwerksparkplatz und die Baustellenzufahrt möglich.

Sowohl die Zugangstore im Zugangskontrollgebäude als auch der Durchfahrtschutz sind bei einem Spannungsausfall manuell zu öffnen. Die Zufahrt zum Kraftwerksgelände für Hilfsfahrzeuge ist damit gewährleistet.

2.1.2.3.4 Andere Folgewirkungen

In diesem Zusammenhang werden die nachfolgend aufgeführten Folgewirkungen nach einem Bemessungserdbeben betrachtet:

Folgebrände

Folgebrände am Standort können nicht ausgeschlossen werden.

Der Schutz der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude gegen Brände auf dem Anlagen-gelände beruht im Wesentlichen nicht auf aktiver Brandlöschung sondern auf baulichem Schutz gegen ein Übergreifen auf diese Gebäude bzw. andere Brandschutzabschnitte.

Die Auswirkungen sind jedoch durch die räumliche Anordnung und minimierten Lagermen-gen in den Gebäuden lokal begrenzt.

Mit der Brandmeldeanlage werden Folgebrände erkannt und lokalisiert. Durch die installierten Brandschutzmaßnahmen (bauliche und anlagentechnische) und mit den in der Brandschutzordnung beschriebenen administrativen Maßnahmen (eigene, ständig auf der Anlage anwesende Werkfeuerwehr) werden mögliche Folgebrände am Standort sicher beherrscht. Durch Rauchüberwachungssysteme in den Ansaugöffnungen wird das Eindringen von Rauchgasen in die Warte verhindert.

Auswirkungen von Folgebränden in der Umgebung haben keine relevanten Auswirkungen auf den Standort.

Das Entstehen zündfähiger Gemische in sicherheitstechnisch wichtigen Raumbereichen ist ausgeschlossen. Die H₂-Begasung des Volumenausgleichsbehälters im Volumenregelsystem wird vor dem Wiederanfahren des Block A umgestellt.

Freisetzung von Gefahrstoffen

Gefahrstoffe sind nicht in einem gefährdendem Ausmaß in der Anlage vorhanden. Damit ergibt aus einer Freisetzung kein Gefährdungspotential.

Versagen von Brandschutzmaßnahmen

Bei Brandschutzklappen und Brandschutztüren ist die Funktionsfähigkeit nach BEB in der Regel nachgewiesen (umfangreich durchgeführte Brandschutzertüchtigungen). Löschanlagen innerhalb der Anlage sind in der Regel als EKIIA-Systeme ausgeführt.

Daher ist eine Nutzung der Löschwasserleitungen auch nach einem BEB möglich.

Als Folge eines Bemessungserdbebens ist daher lediglich das Versagen einzelner Einrichtungen zu unterstellen. Potentielle Folgebrände werden durch die Brandmeldeanlage sicher erkannt und lokalisiert und von der eigenen, immer an Standort anwesenden Werkfeuerwehr gelöscht.

Bodenverflüssigung

Bereits im Rahmen der Errichtungsgenehmigungen wurde der Nachweis gegen Bodenverflüssigung am Standort erbracht.

Hangrutschung

Der Standort liegt nicht am Fuß eines Hangs, so dass Hangrutschungen ausgeschlossen werden können.

2.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage

2.1.3.1 Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen

Nachfolgend ist der allgemeine Prozess des Genehmigungsinhabers zur Sicherstellung eines sicheren Anlagenbetriebs dargestellt. Dies beinhaltet auch den Prozess zur Sicherstellung, dass alle für den Erdbebenfall erforderlichen Systeme, Strukturen und Komponenten verfügbar und nicht durch Folgeschäden beschädigt sind.

Maßstab für die Anforderungen an einen sicheren Anlagenbetrieb und eine sicherheitsgerichtete Organisation sind Schutzziele und Vorgaben, die in Gesetzen (z.B. Atomgesetz, Arbeitsschutzgesetz, Kreislauf-, Wirtschafts- und Abfallgesetz etc.) und in der Strahlenschutzverordnung sowie in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke und den RSK-Leitlinien festgelegt sind.

Basierend auf diesen Vorgaben hat die zuständige atomrechtliche Aufsichtsbehörde im Rahmen der Bestimmungen in Genehmigungsbescheiden (§7 AtG) oder allgemeinen Zulassungen und desweiteren in Bestimmungen aus nachträglichen Auflagen (§17 AtG), Anordnungen und Verfügungen erlassen, die jederzeit durch den Betreiber und die von ihm eingesetzte Aufbauorganisation zu befolgen sind.

Diese Anordnungen und Verfügungen bilden die derzeitige genehmigungsrechtliche Grundlage für den sicheren Anlagenbetrieb im Kraftwerk Biblis.

Zur Sicherstellung der Einhaltung aller genehmigungsrechtlichen Vorgaben sowie eines jederzeit sicheren Anlagenbetriebes existiert im Kraftwerk Biblis ein implementiertes, intern und extern zyklisch überprüftes und behördlich bestätigtes prozessorientiertes Managementsystem mit den inetrgrierten Aspekten zum

- Sicherheitmanagement
- Qualitätsmanagement
- Umweltmanagement und
- Alterungsmanagement.

Die Grundlagen zur Gestaltung des prozessorientierten Managementsystems im Kraftwerk Biblis bilden die gültigen Normen, Regeln und Richtlinien, insbesondere

- KTA 1401
- KTA 1403
- KTA 1404

- IAEA Safety Guide GS-R-3.1
- DIN ISO 9001
- DIN ISO 14001

deren Einhaltung und Anwendung von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde zyklisch bestätigt und von externen Zertifizierungsgesellschaften zu den Aspekten Qualität und Umwelt zertifiziert wird.

Durch Managementprozesse wird sichergestellt, dass alle genehmigungsrechtlichen Anforderungen an das Kraftwerk Biblis erfasst, deren Umsetzung geplant und deren Einhaltung überwacht werden.

Die Anforderungen aus der Erfassung der genehmigungsrechtlichen Anforderungen und deren Umsetzungsplanung werden zielgerichtet in die Kernprozesse "Anlage betreiben", "Anlage instandhalten" und "Anlage und Verfahren ändern" eingesteuert und dort mit Hilfe von Unterstützungsprozessen realisiert.

Durch die in den Managementprozessen etablierte zyklische Überwachung der Einhaltung von Anforderungen und Planung daraus resultierender Korrekturmaßnahmen wird der Kreislauf im Sinne eines PDCA-Zyklus (Plan, Do, Act, Control) geschlossen.

Durch wiederkehrende Schulungsmaßnahmen wird den Mitarbeitern die Bedeutung, die Funktion und der Stellenwert des Managementsystems vermittelt. Dabei liegt der Fokus auf der vorrangigen Priorität von Sicherheit und Sicherheitskultur.

Die Einhaltung aller Prozesse durch die Mitarbeiter (Eigenpersonal und Auftragnehmer) ist zwingend vorgeschrieben und wird im Rahmen der Überwachung des Managementsystems zyklisch überprüft.

Die im Kraftwerk Biblis etablierten Kernprozesse "Anlage betreiben", "Anlage instandhalten (inkl. Wiederkehrende Prüfungen)" und "Anlage und Verfahren ändern" detaillieren und konkretisieren dabei die übergeordneten Vorgaben, die auf Basis der KTA 1201 im Betriebshandbuch KW Biblis und nach KTA 1202 im Prüfhandbuch KW Biblis festgelegten Anforderungen.

Die Sicherheit der Anlage und ihrer wesentlichen Anlagenmerkmale, die Aufrechterhaltung von Sicherheits- und Barrierefunktionen sowie die Qualität und Wirksamkeit von sicherheitstechnischen Maßnahmen und Einrichtungen werden durch wiederkehrende Prüfungen nachgewiesen und sichergestellt.

Die rechtlich verpflichtende Grundlage wurde mit Bestimmungen in den Genehmigungsbescheiden (§7 AtG) oder allgemeinen Zulassungen und desweiteren in Bestimmungen aus nachträglichen Auflagen (§17 AtG) erlassen und in die Sicherheitspezifikationen und die Sicherheitsdokumentation der Anlage aufgenommen.

Die als Sicherheitspezifikation (SSP) anzusehende Dokumentation ist Bestandteil der genehmigungspflichtigen Dokumentation des Kraftwerks Biblis und unterliegt somit dem atomrechtlichen Aufsichtsverfahren.

Änderungen, Anpassungen und Aktualisierung der Festlegungen zur Prüfungsdurchführung erfolgen unter Berücksichtigung der Inputs aus dem Prozess "Rückfluss aus Betriebs-erfahrungen" sowie aus der fortlaufenden sicherheitstechnischen Weiterentwicklung der Anlage im Rahmen des Prozesses "Anlage und Verfahren ändern". Jede Änderung wird dabei einem atomrechtlichen Verfahren unterworfen.

Hinsichtlich der Erdbebensicherheit werden so z.B. wiederkehrend Halterungssichtprüfungen von Rohrleitungen und Komponenten entsprechend PHB durchgeführt

Das Betriebshandbuch (BHB) enthält alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage sowie zur Beherrschung von Störfällen durch das Betriebspersonal erforderlich sind, einschließlich der im gesamten Kraftwerk gültigen Betriebsordnungen.

Die betriebstechnischen Kapitel 01 – 14 bzw. 15 und 17 des BHB umfassen Anweisungen über die vom Betriebs- und Leitstandspersonal durchzuführenden Schalthandlungen und Handhabungen sowie die Schrittfolgen (auch bei automatischen Betriebsvorgängen) einschließlich der sicherheitstechnisch wichtigen Daten, Grenzwerte, Meldungen und Voraussetzungen.

Damit werden auch die im Rahmen des Betriebes der Anlage erforderlichen Vorgaben für den Betrieb von bei Erdbeben notwendigen Systemen (z.B. Mindestfüllstände von Behältern, Mindestverfügbarkeiten der Stromversorgung, etc.) verbindlich vorgegeben.

Bei der Einstufung von Änderungen ist die Anwendung eines geregelten Verfahrens verpflichtend vorgeschrieben. Durch das im Betriebshandbuch 00.09 geregelte Verfahren wird eine einheitliche Verfahrensweise gewährleistet und sichergestellt, dass die Gesamtanlage und ihre Betriebsweise stets dem genehmigten Zustand entsprechen.

Ferner wird durch das geregelte Verfahren vermieden, dass aufgrund von Änderungen oder Instandhaltungen sicherheitstechnisch unzulässige Auswirkungen auf die Anlage oder ihren Betrieb entstehen.

Zu unterscheiden sind wesentliche Änderungen und nicht wesentliche Änderungen.

Ein Indiz für die Wesentlichkeit einer Änderung ist u. a. dann gegeben, wenn die Maßnahme zu erheblichen Änderungen hinsichtlich des Auslegungskonzeptes der Anlage und ihres Betriebes bezüglich der Einwirkung von innen (EVI), Einwirkung von außen (EVA), Störmaßnahmen Dritter, Schäden und Fehlhandlungen führt.

Für Maßnahmen zu wesentlichen Änderungen der Anlage oder ihres Betriebes im Sinne des § 7 Abs. 1 AtG (wesentliche Änderungen) ist eine entsprechende Genehmigung bei der Genehmigungsbehörde zu beantragen.

Alle darüber hinausgehenden Änderungen werden gemäß BHB in das jeweils korrekte atomrechtliche Verfahren eingestuft (z. B.: Aufsichtsverfahren nach §19 AtG).

In jedem Fall beinhaltet die Betreiber-interne Planung von Änderungsmaßnahmen, ebenso wie die behördliche und sachverständige Überprüfung der Änderungsmaßnahmen, eine erneute Überprüfung der Auswirkungen auf die Genehmigungslage und sicherheitstechnischen Anforderungen der Kraftwerksanlage. Damit einher geht auch die Berücksichtigung der sich aus dem unterstellten Bemessungserdbeben ergebenden Anforderungen an die Anlage und ihre Systeme.

Abweichungen von den genehmigten Vorgehensweisen, Anlagenzuständen sowie sonstige für die kerntechnische Sicherheit bedeutsame Ereignisse sind, gemäß der "Verordnung über den Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (AtSMV)" durch den Genehmigungsinhaber zu melden.

Der Meldeprozess im Kraftwerk Biblis ist verbindlich festgelegt und wird durch Prozesse zur Ursachenanalyse bei Ereignissen und Beinaheereignissen sowie zur Störungs- und Befundanalyse unterstützt.

In Summe resultieren aus den innerbetrieblichen Festlegungen zur Handhabung von Abweichungen eine systematische Analyse der Ursachen, eine sachgerechte Ableitung von Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen und eine nachvollziehbare Umsetzung dieser Maßnahmen zur Vermeidung einer Wiederholung der Abweichung.

Weitere wesentliche Prozesse zur Sicherstellung, dass die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme anforderungsgerecht zur Verfügung stehen, sind nachfolgend aufgeführt.

Wiederkehrende Prüfungen

Im Rahmen der von der Aufsichtsbehörde zugestimmten Liste der wiederkehrenden Prüfungen (SSP-Prüfliste) werden diejenigen Anlagenkomponenten und Systeme wiederkehrend geprüft, die eine sicherheitstechnisch wichtige Aufgabe besitzen. In der SSP-Liste ist angegeben:

- Prüfgegenstand
- Prüfmethode
- Anzuwendende Prüfanweisung
- Prüfintervall
- Anlagenzustand

Die Prüfungen finden in Abstimmung mit dem zuständigen Sachverständigen statt.

Instandhaltung

Die technischen Einrichtungen der Anlage unterliegen einer betriebs- und alterungsbedingten Abnutzung. Die grundsätzliche Aufgabe der Instandhaltung ist es, dieser Abnutzung gezielt entgegenzuwirken, um den so genannten Abnutzungsvorrat von Systemen und Komponenten angemessen aufrecht zu erhalten. Der Instandhaltungsumfang ist für die Sicherheitssysteme eines Kernkraftwerks aus Gründen der Anlagen- und Arbeitssicherheit sowie des Strahlen- und Umweltschutzes von der Behörde, auf der Grundlage von Gesetzen, Verordnungen, technischen Regeln und Auflagen in Prüf- und Wartungshandbüchern (PHB und WHB) festgeschrieben.

Die Instandhaltung bezieht sich auf sicherheits- und verfügbarkeitsrelevante Systeme und Komponenten.

Um die geforderte Funktionssicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen, kommen zwei sich gegenseitig ergänzende Instandhaltungsstrategien zur Anwendung. Zum einen die geplante Instandhaltung, welche störungsbedingte Anlagenausfälle durch vorbeugende Maßnahmen vermeiden soll, sowie zum anderen die ungeplante Instandhaltung, welche ausschließlich die Behebung störungsbedingter Ausfälle zum Ziel hat, d. h. Fehler werden erst nach ihrem Auftreten behoben. Bei der Festlegung von geplanten Instandhaltungsmaßnahmen wird aufgrund unterschiedlicher Beurteilungskriterien zwischen dem Sicherheitssystem mit seinen Sicherheitseinrichtungen und den Betriebssystemen unterschieden.

Die wesentlichen Ziele der vorbeugenden Instandhaltung sind die Sicherstellung der Funktionsfähigkeit, die Sicherstellung der Verfügbarkeit und die Aufrechterhaltung der Arbeitssicherheit, Dokumentation und Auswertung von Erkenntnissen sowie das Sicherstellen des Erfahrungsrückflusses. Insbesondere bei sicherheitstechnisch wichtigen Systemen werden die Funktionalitäten der Systeme durch das Konzept der vorbeugenden Instandhaltung bestmöglich erhalten. Die dazu notwendigen Instandhaltungsmaßnahmen werden soweit möglich in den Revisionszeiten durchgeführt.

Um das Vorgehen bei Instandhaltungsvorgängen während des Leistungsbetriebs in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen zu regeln, bilanzieren und überwachen, wurde in 2008 das Instrumentarium der vorbeugenden Instandhaltung Betrieb (VIB) im Kraftwerk Biblis eingeführt.

Im Rahmen der Instandhaltung werden auch Inspektionen und Wartungen durchgeführt.

Periodische Sicherheitsüberprüfung

Ein weiteres Instrumentarium zur Überprüfung der Einhaltung der Genehmigungsvoraussetzungen ist die „Periodische Sicherheitsüberprüfung“, die gemäß dem Atomgesetz alle zehn Jahre durchzuführen ist. Durch diese Überprüfung wird auf Basis der erteilten Genehmigungen und des Ist-Zustandes der Anlage der Sicherheitsstatus ganzheitlich erfasst und schutzzielorientiert beurteilt.

Diese Überprüfung ergänzt die ständige Überprüfung der Anlage aufgrund der Eigenverantwortung des Genehmigungsinhabers und durch die atomrechtliche Aufsicht. Ziel ist neben der Aus- und Bewertung der Betriebserfahrung schwerpunktmäßig die schutzzielorientierte Bewertung, ob mit der installierten Anlagentechnik und der Betriebsorganisation eine ausreichend zuverlässige Beherrschung der zu unterstellenden Störfälle durch ein ausgewogenes Sicherheitskonzept gegeben ist.

2.1.3.2 Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen

Die Beherrschung des Auslegungsstörfalls „Erdbeben“ wird in Biblis allein über auslegungsgemäße Maßnahmen beherrscht, so dass keine mobile Einrichtungen, Notfallmaßnahmen oder externe Geräte benötigt werden.

Unabhängig davon wird der Prozess des Genehmigungsinhabers zur Sicherstellung, dass in den Notfallvorschriften berücksichtigte externe mobile Einrichtungen verfügbar sind und einsatzbereit bleiben, detailliert im Kapitel 6 „Anlageninterner Notfallschutz“ erläutert.

2.1.3.3 Festgestellte Abweichungen

Die Anlage unterliegt der ständigen Aufsicht durch die zuständige atomrechtliche Behörde. Im Rahmen dieser Aufsicht finden auch regelmäßige Begehungen und Überprüfungen der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme statt.

Abweichungen von den geltenden Genehmigungen bei den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Bauwerken sind derzeit nicht bekannt. Die Vorgehensweise bei erkannten eventuellen Abweichungen ist in Kapitel 2.1.3.1 beschrieben.

2.2 Bewertung von Auslegungsreserven

2.2.1 Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke

Im Hinblick auf die Erdbebenauslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerksstrukturen und Komponenten bestehen z. T. erhebliche Reserven. Hintergrund dieser Einschätzung sind u. a. die in der Berechnungskette enthaltenen Konservativitäten und die Kenntnisse aus der im Jahr 2010 durchgeführten seismischen PSA.

Es gibt ausgehend vom Bemessungserdbebens von VII $\frac{3}{4}$ MSK das Potential für Reserven in der Höhe einer Intensitätsstufe.

Ausgehend von der Intensität des Bemessungserdbebens von VII $\frac{3}{4}$ wird das Auftreten erdbebenbedingter Gefährdungszustände bis Intensität VIII $\frac{1}{2}$ für einen Block am Standort probabilistisch mit Sicherheitsreserfefaktorenverfahren bewertet. Die Analyse wurde in 10 Intensitätsintervallen (von I = VI bis I = VIII $\frac{1}{2}$) durchgeführt. Die kumulierte Eintrittshäufigkeit für Erdbeben einer Intensität größer I = VIII $\frac{1}{2}$ beträgt am Standort ca. $10^{-7}/a$ und nimmt zu höheren Intensitäten stark ab. Für die Intensität I = IX ist die Überschreitungshäufigkeit bereits kleiner als $10^{-8}/a$.

Im untersuchten Intensitätsintervall (I = VIII $\frac{1}{4}$ bis I = VIII $\frac{1}{2}$) beträgt die Eintrittshäufigkeit $5,1 \cdot 10^{-7}/a$. Die auf dieser Basis für einen Block ermittelte Kerngefährdungshäufigkeit liegt in diesem Intervall mit $1,3 \cdot 10^{-8}/a$ um mehr als eine Zehnerpotenz niedriger. Somit ergäbe sich in diesem Intervall bei Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen eine Kernschadenshäufigkeit in der Größenordnung von $10^{-9}/a$.

BE-Schäden im RDB

Das Eintreten erdbebenbedingter Kernschäden ist damit für den Block B bereits bei Intensitäten oberhalb von I = VIII $\frac{1}{2}$ (ca. eine Intensitätsstufe oberhalb Bemessungserdbeben) praktisch auszuschließen. Aufgrund der ebenfalls für den Block A geltenden Standortdaten (Eintritts- bzw. Überschreitungshäufigkeiten) und der vergleichbaren Erdbebenauslegung

der Gebäude und Komponenten von Block A ist davon auszugehen, dass auch für den Block A oberhalb von $I = VIII \frac{1}{2}$ (ca. eine Intensitätsstufe oberhalb Bemessungserdbeben) erdbebenbedingter Kernschäden praktisch auszuschließen sind.

BE-Schäden im Lagerbecken

Das Lagerbecken besteht aus einer wasserdichten Stahlbetonschale, die als Teil des Reaktorgebäudes gegen Erdbeben ausgelegt ist und über eine wasserdichte Auskleidung aus austenitischen Stahlblechen verfügt. Der Zwischenraum zwischen Beton (wasserdichte Stahlbetonschale) und Auskleidung (Beckenliner) wird auf Leckagen überwacht, so dass Undichtigkeiten über das System zur Feststellung von Beckenleckagen frühzeitig erkannt werden. Ein relevanter Wasserverlust wird auch über die Füllstandsüberwachung des BE-Beckens erkannt. Es wurden weiterhin Untersuchungen zum Schwappen und Verlust der Flüssigkeit im Brennelementlagerbecken infolge Erdbeben durchgeführt. Es zeigt sich, dass die Flüssigkeit eine sehr niedrige Schwapp-Eigenfrequenz von ca. 0,3 Hz besitzt. Es können Schwapphöhen von bis zu 43 cm erwartet werden. Ein möglicher Flüssigkeitsverlust aufgrund dieser Schwapphöhe und bei konservativer Annahme einer vollen Füllung des Beckens (Oberkante Wasser = Oberkante Beckenrand) ist im Vergleich zur gesamten Flüssigkeitsmenge als vernachlässigbar zu bewerten ($< 2\%$). Folgeschäden an Brennelementen im Brennelementlagerbecken durch Standsicherheitsverlust der Lagergestelle oder durch Flüssigkeitsverlust infolge Schwappbewegungen sind damit auch für doppelte Erdbebenbeschleunigungen nicht zu erwarten.

Grundsätzlich ist davon auszugehen, dass die Kernkühlung im RDB und die Wärmeabfuhr aus dem BE-Becken auch bei einem auslegungsüberschreitenden Erdbeben gewährleistet bleibt, da die dafür notwendigen Systeme gegen Erdbeben ausgelegt sind und somit über entsprechende Auslegungsreserven verfügen. Bei einem unterstellten Ausfall von Systemen wird die Kern- bzw. BE-Beckenkühlung mit Notfallmaßnahmen sichergestellt.

Bzgl. der Notfallmaßnahmen, der Infrastruktur, der personellen und organisatorischen Voraussetzungen, dem Zugang von Personal, Verpflegung und Verbrauchsmaterial wird auf Kapitel 6 „Anlageninterner Notfallschutz“ verwiesen.

Es liegen außerdem Erfahrungen vor, dass es auch bei höheren Erdbebenintensitäten nicht zu BE-Schäden kommt. Erdbeben in höherer Intensität, die zu schweren Kernschäden führen könnten, sind aufgrund der geologischen Gegebenheiten am Standort nicht zu unterstellen.

2.2.2 Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses

Die Aufgabe des Sicherheitseinschlusses besteht darin, die Umgebung gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe und gegen radioaktive Direktstrahlung unter allen angenommenen Störfallbedingungen zu schützen.

Insgesamt bestehen vier Barrieren gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe:

- die UO₂-Matrix des Brennstoffes
- Brennelementhüllrohre,
- Primärkreis einschließlich Reaktordruckbehälter bzw. Lagergestelle im BE-Becken
- Sicherheitsbehälter.

Das Ziel dieses Barrierenkonzeptes ist, bei Ausfall einer Barriere die übrigen Barrieren funktionsfähig zu halten. Die Barrieren werden teils durch Überwachung bei Betrieb, teils durch Wiederholungsprüfungen geprüft.

Der Sicherheitsbehälter und die nuklearen Lüftungsanlagen bilden gemeinsam den Schutz gegen Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung bei Normalbetrieb.

Der Sicherheitseinschluss besteht aus

- dem kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl
- der umgebenden Stahlbetonhülle mit Fundamentplatte
- den Absperrarmaturen
- den Hilfssystemen Ringraumabsaugung und Leckabsaugesystem zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter

Durch den Sicherheitsbehälter führen die Schleusen, die Rohr- und die Kabeldurchführungen.

Im Rahmen der aktuellen probabilistischen Sicherheitsanalyse für einen Block am Standort wurde ein mögliches erdbebenbedingtes Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters (inkl. Durchführungen und Gebäudeabschlussarmaturen) und des Reaktorgebäudes im Intensitätsbereich von I = VI bis I = VIII ½ probabilistisch bewertet. Zu der ermittelten erdbebenbedingten Kerngefährdungshäufigkeit von $5,1 \cdot 10^{-7}/a$ (siehe Kapitel 2.2.2) liefern diese Komponenten jedoch keinen Beitrag, da diese über den kompletten Intensitätsbereich sehr geringe Versagenswahrscheinlichkeiten aufweisen. D.h. bei auslegungsüberschreitenden Intensitäten bis I = VIII ½ ist davon auszugehen, dass die Integrität des Sicherheitsbehälters erhalten bleibt.

Darüber hinaus sind Erdbeben in höherer Intensität aufgrund der geologischen Gegebenheiten am Standort nicht zu unterstellen.

2.2.3 Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens

Zur Errichtung wurden alle Gebäude mit Vitalfunktionen für ein 1.000 jähriges Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN bei einer Durchflussmenge von 10.500 m³/s ausgelegt. Alle sonstigen Gebäude wurden für ein Hochwasser von 91,00 m üNN ausgelegt.

In der Genehmigung des Standort-Zwischenlagers (2003) wurde das 200 jährige Hochwasser bei einer berechneten Abflussmenge von 6.420 m³/s mit einer Höhe von 91,10 m üNN angegeben. Das 10.000 jährige Bemessungshochwasser wurde mit einer Höhe von 91,50 m üNN angegeben. Außerdem wurde im zuvor genannten Genehmigungsverfahren ein Wasserstand über 91,50 m üNN als nicht möglich angesehen. Dies wurde durch ein aktuelles Gutachten (2011) von Prof. Jensen erneut bestätigt. Die beiden oben genannten Quellen bestätigen, dass das Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN ausgeschlossen werden kann. Das Freibord beträgt gemäß den aktuellen Untersuchungen 1,00 m bzw. 1,10 m.

Durch den permanenten Hochwasserschutz (Aufschüttung auf 91,00 m üNN) ist die Sicherheit für Hochwasser auch nach einem Erdbeben gegeben. Selbst ein ggf. brechender Damm führt nicht zu einer unzulässigen Belastung der Bauwerke.

Somit ist ein auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge eines auslegungsüberschreitenden Erdbebens physikalisch unmöglich.

2.2.4 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Erdbeben

Wie obige Ausführungen zeigen, ist die Anlage sehr robust. Ergänzend hierzu wurden trotzdem im Nachgang zu den Ereignissen nach Fukushima die auf der Anlage bevorrateten Dieselvorräte mittels Lagerung weiterer Dieselvorräte in temporären Dieselbehälter erhöht. Außerdem werden zusätzliche mobile Notstromaggregate auf der Anlage vorgehalten.

Es besteht keine Notwendigkeit für Anlagenänderungen oder zusätzliche Vorkehrungen. Maßnahmen, die man vorsehen könnte, um die Robustheit der Anlage gegen seismische Phänomene zu verbessern und die Anlagensicherheit erhöhen würden, sind nicht erforderlich.

3 Hochwasser

3.1 Auslegungsgrundlage

3.1.1 Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist

3.1.1.1 Höhe des Bemessungshochwassers

Zur Errichtung wurden alle Gebäude mit Vitalfunktionen für ein 1.000 jähriges Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN bei einer Durchflussmenge von 10.500 m³/s ausgelegt. Alle sonstigen Gebäude wurden für ein Hochwasser von 91,00 m üNN ausgelegt.

In der Genehmigung des Standort-Zwischenlagers (2003) wurde das 200 jährige Hochwasser bei einer berechneten Abflussmenge von 6.420 m³/s mit einer Höhe von 91,10 m üNN angegeben. Das 10.000 jährige Bemessungshochwasser wurde mit einer Höhe von 91,50 m üNN angegeben. Außerdem wurde im zuvor genannten Genehmigungsverfahren ein Wasserstand über 91,50 m üNN als nicht möglich angesehen. Dies wurde durch ein aktuelles Gutachten (2011) von Prof. Jensen erneut bestätigt. Die beiden oben genannten Quellen bestätigen, dass das Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN ausgeschlossen werden kann. Der Freibord beträgt gemäß den aktuellen Untersuchungen 1,00 m bzw. 1,10 m.

3.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers

Methodik

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens zur Errichtung der Anlage wurden Untersuchungen bezüglich einer Gefährdung durch Hochwasser durchgeführt. Vom Hessischen Ministerium für Wissenschaft und Technik wurden dafür einheitliche Hochwasserpegel festgelegt, auf die die Betriebsgutachten zur Errichtung zurückgriffen.

Unter Berücksichtigung dieser Pegelstände wurde der gesamte nukleare Bereich am Standort zur sicheren Beherrschung eines 1.000-jährigen Hochwassers einschließlich der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile ausgelegt.

Zur Ermittlung des 1.000-jährigen Pegelstandes wurden anhand von Berechnungsmodellen zunächst Häufigkeits- bzw. Wahrscheinlichkeitsverteilungen für Hochwasserabflüsse als Volumenstrom bestimmt, die anschließend in Pegelstände am Standort umgerechnet wurden. Dabei ist die Retentionswirkung des Umlandes nicht berücksichtigt worden, sondern es wurde konservativ davon ausgegangen, dass der Rhein weiterhin in seinem vorhandenen Flussbett verlief.

In der Genehmigung des Standort-Zwischenlagers (2003) wurde das 200 jährige Hochwasser bei einer berechneten Abflussmenge von 6.420 m³/s mit einer Höhe von 91,10 m üNN angegeben. Das 10.000 jährige Bemessungshochwasser wurde mit einer Höhe von 91,50 m üNN unter Berücksichtigung der Retentionsflächen, welches in der gültigen KTA2207 zulässig ist, angegeben. Dies wurde durch ein aktuelles Gutachten (2011) von Prof. Jensen erneut bestätigt.

Die beiden oben genannten Quellen bestätigen, dass das Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN ausgeschlossen werden kann. Der Freibord beträgt gemäß den aktuellen Untersuchungen 1,00 m bzw. 1,10 m.

Ursachen für ein Hochwasser

Die witterungsbedingt beitragenden Faktoren, wie Eishochwasser und Schneeschmelze, für ein mögliches Hochwasser am Oberrhein sowie die Abflusssituation oberhalb des Kraftwerks sind umfänglich im Rahmen des regionalen und überregionalen Hochwasserschutzes und der Ertüchtigung der Rheindeiche untersucht. Entsprechende Ergebnisse und Modellrechnungen liegen bei den zuständigen Landesämtern in Hessen, Rheinlandpfalz und Baden-Württemberg vor. Weiterhin koordiniert die Internationale Kommission zum Schutz des Rheins (IKSR) in Koblenz die entsprechenden Untersuchungen. Da die Höhe der Hochwasserwellen, die durch diese Ereignisse verursacht werden, durch das Überströmen der Deichkrone begrenzt ist und damit entsprechender Retentionsraum zur Verfügung steht ist ein Erreichen des Bemessungshochwassers von 92,50 m üNN ausgeschlossen.

Sturmflut, Windstau, Wellenauflauf sowie Flutwellen/Tsunamis kommen geografisch bedingt (ca. 500 km zur Nordseeküste und 91,00 m üNN) am Oberrhein nicht vor und wurden deshalb nicht betrachtet.

Bezüglich des Bruches einer Staustufe ist die Staustufe Iffezheim zu betrachten. Eigene Aufschreibungen, die nach einem Versagen eines Schleusentores in Iffezheim durchgeführt wurden ergaben am Pegel Worms ab Pegel Maxau eine Vorwarnzeit von ca. 22h mit einer durchlaufenden Welle die im Scheitelpunkt ca. 90 cm über dem Pegel zuvor lag. Die Höhe der Flutwelle ist durch das Überströmen der Deichkrone begrenzt, d. h. ein Erreichen des Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN ist ausgeschlossen.

Der Bruch einer Staustufe bei extremem Hochwasser ist nicht zu berücksichtigen, da die Wehre der Staustufe dann überströmt sind.

Starkregenereignisse am Standort wurden im Rahmen einer internen Untersuchung 2004 betrachtet, bewertet und Vorsorgemaßnahmen getroffen. Ein Starkregenereignis führt nicht zu einer Überflutung des Kraftwerksgeländes, da das Wasser selbst bei Versagen des Regenwasserabflussnetzes in das tiefer liegende Gelände um das Kraftwerk abfließen kann.

Ein Pumpspeicherkraftwerk ist nicht im Oberlauf des Rheins integriert und damit nicht zu betrachten.

3.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung

Zur Errichtung des Standort Zwischenlagers (2003) und aufgrund der linksrheinischen Deichertüchtigung (2011) wurden aktuelle Untersuchungen erstellt. Alle diese Untersuchungen bestätigen, dass das Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN aufgrund der großen Retentionsflächen links- und rechtsrheinisch nicht erreicht werden kann und das 10.000 jährige Hochwasser mit 91,50 m üNN, bzw. 91,40 m üNN angegeben wird.

3.1.2 Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser

3.1.2.1 Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten

Alle erforderlichen Komponenten für den Erhalt der Vitalfunktionen, einschließlich der Notstromversorgung, sind auf oder über 92,50 m üNN (Bemessungshochwasser) installiert und somit ist deren Betrieb bis zu diesem Wasserpegel sichergestellt.

Der permanente Hochwasserschutz wird durch die Aufschüttung um 3,50 m auf 91,00 m üNN gewährleistet. Die temporären Hochwasserschutzmaßnahmen beginnen bei einem Hochwasserpegel von 86,00 m üNN und enden mit dem Abfahren bei 90,80 m üNN.

Das Anlagengelände ist 1,50 m beim Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN überflutet. Folgende Gebäude sind gegen die angegebenen Hochwasserstände ausgelegt:

AKZ	Gebäude	Hochwasserauslegung
10ZA / 10ZB	Reaktorgebäude	+ 92,50 m üNN
10ZC	Reaktorhilfsanlagengebäude	+ 92,50 m üNN
10ZE	Schaltanlagengebäude(Anlagenräume)	+ 91,00 m üNN (+ 92,50 m)
10ZF	Maschinenhaus	+ 91,00 m üNN
10ZM	VE Pumpenkammer im Pumpenbau-	+ 92,50 m üNN

AKZ	Gebäude	Hochwasserauslegung
	werk	
00ZL5	Nebenanlagengebäude(Notstromdiesel)	+ 91,00 m üNN (+ 92,50 m)
20ZA / 20ZB	Reaktorgebäude	+ 92,50 m üNN
20ZC	Reaktorhilfsanlagengebäude	+ 92,50 m üNN
20ZV	Zwischentrakt	+ 92,50 m üNN
20ZE	Schaltanlagegebäude(Anlagenräume)	+ 91,00 m üNN (+ 92,50 m)
20ZF	Maschinenhaus	+ 91,00 m üNN
20ZM	VE Pumpenkammer Pumpenbauwerk	+ 92,50 m üNN
50ZW	RX-Kanal	+ 92,50 m üNN

Das Kraftwerk wird ab einem Rheinpegel von 90,80 m üNN abgefahren und befindet sich in einem abgefahrenen Zustand. Somit sind nur noch die Systeme zur Abfuhr der Wärme erforderlich.

Kühlwasserversorgung

Die Funktion des Einlaufbauwerkes bei Hochwasser wird durch Ausschalten der Hauptkühlwasserversorgung und Ziehen der Fangrechen im Rheinvorland sichergestellt. Bereits bei einem Pegel von 86,70 m üNN werden die Fangrechen am Einlaufbauwerk gezogen. Dadurch wird sichergestellt, dass bei überschwemmtem Rheinvorland die dann nicht mehr zugänglichen Fangrechen nicht mehr verstopft werden können.

Eine gesicherte Nachwärmeabfuhr ist durch mechanische Reinigung des Flusswassers, Nutzung der gesamten Zulauffläche aller 6 Reinigungsstraßen und Auslegung gegen ein Hochwasser von 92,50 m üNN sichergestellt.

Notstromversorgung

Die Notstromversorgung ist bis 92,50 m üNN gewährleistet da die Notstromdiesel auf 92,50 m üNN stehen.

Gemäß dem deutschen Regelwerk ist jedem Auslegungsstörfall der Notstromfall zu überlagern. Damit ist die Anlage gegen den Auslegungsstörfall Bemessungserdbeben mit Notstrom ausgelegt.

Die vier Notstromdiesel pro Block stellen bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung die Versorgung der Notstromschaltanlagen mit elektrischer Energie sicher. Jedes Dieselaggregat ist für 50 % der benötigten Notstromleistung ausgelegt. Der Start der Notstromdiesel erfolgt automatisch.

Für weitere Ausführungen bzgl. des Notstromfalls wird auf Kapitel 5.1 verwiesen.

3.1.2.2 Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser

Der permanente Hochwasserschutz wird durch die Aufschüttung um 3,50 m auf 91,00 m üNN gewährleistet. Die temporären Hochwasserschutzmaßnahmen beginnen bei einem Hochwasserpegel von 86,00 m üNN und enden mit dem Abfahren bei 90,80 m üNN.

Detaillierte Betrachtung:

Permanenter Hochwasserschutz

Aus der PSÜ Block A von 2001:

„Für den permanenten Hochwasserschutz wurde beim Bau des Kraftwerks das Gelände im Bereich des Standortes von 87,50 m üNN auf 91,00 m üNN erhöht und damit etwa 3,50 m höher als weite Teile des flach verlaufenden Hinterlandes aufgeschüttet.

Ein weiterer Vorteil der lokalen Erhöhung des Kraftwerksgeländes von 3,5 m gegenüber dem Umland liegt in der Vermeidung eines Anstauens von Oberflächenwasser auf dem Gelände. Das Wasser würde sich bereits ohne die vorhandene Kanalisation auf dieser künstlich geschaffenen Anhöhe nicht halten können.“

Gemäß der 1. TEG Block A vom 31.07.1970 verfügen die beiden nuklearen Gebäude (Reaktor- und Reaktorhilfsanlagegebäude) über einen Hochwasserschutz bis zu einem Pegelstand von 92,50 m üNN, was einer Überflutung des Kraftwerksgeländes mit einem Wasserstand von 1,50 m über der Nullkote des Kraftwerksgeländes entspricht.

Das Kraftwerksgelände im Bereich der Blockanlagen wurde für den permanenten Hochwasserschutz auf 91,00 m üNN durch Aufschüttungen erhöht und liegt damit etwa 3,50 m höher als weite Teile des flach verlaufenden Hinterlandes. So liegt etwa der Ort Biblis auf einer mittleren Höhenkote von 88,50 m üNN. Die Deichkrone am kraftwerksseitigen Ufer des Rheins schließt auf einer Höhe von 91,60 m üNN ab.

Temporärer Hochwasserschutz

Aus der PSÜ Block A von 2001:

„Das Betriebshandbuch [...] regelt Vorsorgemaßnahmen zum praktischen Hochwasserschutz. Die folgende Aufstellung führt alle bedeutenden BHB-Maßnahmen auf, die von der Schichtmannschaft jeweils bei Erreichen der entsprechenden Pegelstände durchzuführen sind:

86,00 m üNN

Beginn der Pegelverfolgung [...]. Die Einbeziehung der Kraftwerksanlage in den Hochwasserwarndienst sowie eine permanente Kontrolle des Pegelstands und der Pegeltendenz wird für beide Blöcke durch den Block A sichergestellt. [...]

86,70 m üNN

VC-Hochwasserschütze schließen

Die Kühltürme müssen außer Betrieb genommen werden.

Fangrechen beider Blöcke am Einlaufbauwerk ziehen, da bei 87,00 m üNN das Rheinvorland überflutet wird und dann der Kran nicht mehr zum Ziehen hinausgefahren werden kann. [...]

90,80 m üNN

Abfahren des Blocks. Die Abfahrmarke ist so gewählt, dass die zum Abfahren benötigte Zeit (etwa 3 h) die maximale Steiggeschwindigkeit von Hochwasserwellen auf dem Rhein berücksichtigt [...] und der Block sich bei einem Pegelstand von 91,00 m üNN bereits im Nachkühlbetrieb befindet. Dadurch wird sicher ausgeschlossen, dass gleichzeitig der Block noch nicht abgefahren ist während bereits das Kraftwerksgelände überflutet werden könnte. [...]

Bei weiterem Anstieg des Rheinwasserstandes oder bei Dammbbruchgefahr ist die Ablösung des Betriebspersonals für den Fall der Insellage des Kraftwerks zu regeln. Der Hauptbereitschaftshabende (HBH) ist zu informieren.“

Präventiver Hochwasserschutz

Aus der PSÜ Block B von 2010:

„Das KWB ist in die Zentrale Hochwasserwarndienstordnung (ZHWDÖ) für den Rhein in Hessen aufgenommen. Die letzte Kommunikationsübung hierzu fand im Jahr 2007 statt. Außerdem erfolgt einmal jährlich die Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen zum Einsetzen der Dammtafeln gemäß Prüfungshandbuch [...].“

Hochwasserschutzmaßnahmen werden wegen der wechselnden Rheinwasserstände regelmäßig angestoßen. Die Marke 86,00 m üNN wird jährlich mehrmals überschritten und damit erfolgt der Einstieg in das entsprechende BHB Kapitel [...] zur Pegelverfolgung. Ein zusätzliches Training der Betriebsmannschaft ist daher nicht erforderlich.

Da am Rhein keine Gefährdung einer überraschenden und plötzlichen Überflutung durch eine Sturmflut besteht, sondern allenfalls mit einem sehr langsamen Anwachsen der Pegel zu rechnen ist, besteht mit den vorhandenen Maßnahmen ein komfortabler Schutz gegen Überschwemmungen. Durch die organisatorischen und administrativen Maßnahmen im BHB ist auch für 10.000-jährliche Pegelstände ausreichend Zeit zum Treffen aller erforderlichen Hochwasserschutzvorkehrungen gegeben.“

3.1.2.3 Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser

Die wesentlichen Betriebsvorschriften sind das Betriebshandbuch (BHB), das Notfallhandbuch (NHB) und das Krisenstabhandbuch.

Aus der PSÜ Block B von 2010:

„Das KWB ist in die Zentrale Hochwasserwarndienstordnung (ZHWDO) für den Rhein in Hessen aufgenommen. Die letzte Kommunikationsübung hierzu fand im Jahr 2007 statt. Außerdem erfolgt einmal jährlich die Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen zum Einsetzen der Dammtafeln gemäß Prüfungshandbuch [...].“

Die temporären Hochwasserschutzmaßnahmen sind in Frage 3.1.2.2 vorgestellt.

3.1.2.4 Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage

Eine wesentliche Auswirkung außerhalb der Anlage stellt die Zugänglichkeit und die Infrastruktur dar.

Zugänglichkeit

Bis zu einem Pegelstand von 91,50 m üNN steht der Hochwasserdamm als Zugangsweg zur Anlage zur Verfügung. Darüber hinaus ist die Anlage per Wasserfahrzeug bzw. Helikopter zu erreichen.

Das Gelände um das Kraftwerk stünde im Falle des Bemessungshochwassers großflächig nach Norden bis etwa Rüsselsheim, nach Süden bis südlich von Mannheim bis zu 6m unter Wasser. Östlich bzw. westlich würde die Überflutung durch die Pfalzerhebung bzw. die Bergstraße begrenzt. Die Überflutung würde auch die Umspannanlage Bürstadt betreffen,

die mit etwa 5 m Wasserhöhe überflutet wäre. Die Spannungsversorgung des Kraftwerks würde in diesem Fall jedoch von der Umspannanlage Pfungstadt (ca. 100 m üNN) über das 220 kV-Netz sichergestellt.

Das erforderliche Personal für Schalthehandlungen und Instandhaltungsarbeiten wird bei einem Bemessungshochwasser zunächst aus den betroffenen Wohngebieten in sichere Lagen und dann mit Wasserfahrzeugen oder Helikopter zum Kraftwerk gebracht. Benötigte Betriebsstoffe werden über den gleichen Weg in das Kraftwerk transportiert.

Bei steigendem Pegelstand und zu erwartenden Pegelständen oberhalb der Deichkrone werden bereits vor Überflutung der Deichkronen temporäre Maßnahmen ergriffen. So würde sich etwa die Feuerwehr inklusive ihrer Fahrzeuge und Materialien auf höher gelegene Anlagenbereiche zurückziehen. Zur Brandbekämpfung ist zusätzliches Ausrüstungsmaterial (z.B. Schläuche, mobile Pumpe) für die Werkfeuerwehr disloziert über die Anlage verteilt. Bei Ausfall des brunnenwasserversorgten Löschwassernetzes kann mit diesem Material u.a. eine Löschwasserversorgung direkt vom Rhein aus aufgebaut werden. Sollte zusätzlich zum Hochwasserereignis ein Brand in vitalen Anlagenbereichen auftreten, wird die Brandbekämpfung durch das Hochwasserereignis nicht verhindert.

3.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage

3.1.3.1 Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen

Der allgemeine Prozess zur Sicherstellung der Einhaltung der Genehmigungsgrundlage ist in Kapitel 2.1.3.1 ausführlich beschrieben.

Speziell für Hochwasserschutzmaßnahmen existieren gemäß Prüfhandbuch folgende Prüfungen von für ein Hochwasser benötigten Bauteilen:

- Block A für verschiedene Toren und Türen,
- Block B, Lkw Schleuse und
- BE-Zwischenlagerzugang im Westen

3.1.3.2 Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen

Die Beherrschung des Auslegungstörfalls „Hochwasser“ wird in Biblis allein über auslegungsgemäße Maßnahmen beherrscht, so dass keine mobile Einrichtungen, Notfallmaßnahmen oder externe Geräte benötigt werden. Eine Ausnahme stellt die Bereitstellung des Kraftstoffes und Schmierstoffen für die Notstromdiesel dar. Wird vom RP Darmstadt Deich-

bruchgefahr gemeldet, müssen über die Lagerbereitschaft zwei Tankwagen Dieselkraftstoff mit jeweils 60m³ zur Verfügung gestellt werden. Im Zuge der Nachbewertung der Ereignisse in Fukushima wurden die Dieselvorräte auf dem Kraftwerksgelände um 140m³ für den Standort erhöht.

Unabhängig davon wird der Prozess des Genehmigungsinhabers zur Sicherstellung, dass in den Notfallvorschriften berücksichtigte externe mobile Einrichtungen verfügbar sind und einsatzbereit bleiben, detailliert im Kapitel 6 „Anlageninterner Notfallschutz“ erläutert.

3.1.3.3 Festgestellte Abweichungen

Dem Betreiber sind keine sicherheitstechnisch relevanten Abweichungen von der Genehmigung in Bezug auf Hochwasser bekannt. Die Vorgehensweise bei erkannten eventuellen Abweichungen ist in Kapitel 2.1.3.3 beschrieben.

3.2 Bewertung von Auslegungsreserven

3.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung

In der Genehmigung des Standort-Zwischenlagers (2003) wurde das 200 jährige Hochwasser bei einer berechneten Abflussmenge von 6.420 m³/s mit einer Höhe von 91,10 m üNN angegeben. Das 10.000 jährige Bemessungshochwasser wurde mit einer Höhe von 91,50 m üNN angegeben. Außerdem wurde im Genehmigungsverfahren ein Wasserstand über 91,50 m üNN als nicht möglich angesehen. Dies wurde durch ein aktuelles Gutachten (2011) von Prof. Jensen erneut bestätigt.

Die beiden oben genannten Quellen bestätigen, dass das Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN ausgeschlossen werden kann.

Der Freibord beträgt gemäß den aktuellen Untersuchungen 1,00 m bzw. 1,10 m.

3.2.2 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung

Wie in Kapitel 3.2.1 beschrieben wird ein Hochwasser größer 91,50 m üNN als unmöglich angesehen. Alle wichtigen Gebäude (siehe Kapitel 3.1.2.1) mit Vitalfunktionen sind gegen das Bemessungshochwasser von 92,50 m üNN ausgelegt. Somit gibt es keine Schwachstellen oder „Kipp“-Effekte nach welchen relevante Gebäude und Einrichtungen überflutet würden (siehe auch Kapitel 0.2).

Am Standort Biblis wird aufgrund seiner geographischen Situation ein Hochwasser größer 91,50 m üNN als unmöglich angesehen. Daher gibt es an dieser Stelle kein Potential für Anlagenänderungen, Verbesserungen oder zusätzlichen Vorkehrungen.

4 Extreme Wetterbedingungen

4.1 Auslegungsgrundlage

4.1.1 Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen

4.1.1.1 Verifizierung der Wetterbedingungen, welche bei der Auslegung von Systemen, Strukturen und Komponenten verwendet wurden

In der Anlagenauslegung wurden neben Erdbeben und Hochwasser folgende naturbedingte Einwirkungen von außen – wie ausgeführt – berücksichtigt:

- Wind und Schneelasten als Gebrauchslast entsprechend DIN 1055
- Hohe Umgebungstemperaturen
- Tiefe Umgebungstemperaturen / Eis
- Niedriger Wasserstand
- Biologische Phänomene
- Treibgut am Einlaufbauwerk
- Biomasse Anfall
- Blitz

Gegen diese Einwirkungen sind wirksame Maßnahmen getroffen, die sicherstellen, dass die für die jeweiligen Einwirkungen geltenden Schutzziele eingehalten werden. Für den Standort Biblis sind andere natürliche Einwirkungen von außen sicherheitstechnisch nicht relevant. Dies wird durch die Ergebnisse der durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen sowie der kontinuierlichen Aufsicht durch die zuständige Behörde bestätigt. Es liegen keinerlei diesbezügliche Defizite der Anlage vor.

Windlasten

Die Auslegung der Anlage gegen Windlasten erfolgte wie in der Sicherheitsanalyse ausgeführt:

„Die Auslegung der Anlage gegen Wind erfolgte im baurechtlichen Verfahren nach den Regeln der Technik.“

Im Jahr 2010 wurde die Grundlage der bautechnischen Auslegung für die Anlage im Bericht zusammengestellt und gutachterlich mit Schreiben von 18.03.2010 festgestellt:

„Die Grundlage der bautechnischen Auslegung für die Anlage Biblis Block A ist den beiliegenden Anlagen zu entnehmen. Dabei ist grundsätzlich für jedes Gebäude die Kombinatorik aus Eigenlasten, Wind, Schnee und Grundwasser berücksichtigt.

In den beiliegenden Unterlagen werden die Grundlagen für die Standsicherheitsnachweise der aufgeführten Gebäude und Bauteile des KW Biblis Block A zusammengestellt. Es wird angegeben, welche Lasten und welche Lastfallkombinationen für die Standsicherheitsnachweise in den einzelnen Bearbeitungsphasen angesetzt bzw. zugrundegelegt werden.“

Entsprechend des o.g. Berichts erfolgte die Auslegung der Kraftwerksgebäude gegen Windlasten gemäß Lastannahmen nach DIN 1055:

„Wind wird nach den einschlägigen Regelwerken (DIN 1055 Lastannahmen für Bauten) angesetzt.“

Schneelasten

Die Auslegung der Anlage gegen Schneelasten erfolgte wie in der Sicherheitsanalyse ausgeführt:

„Die Auslegung der Anlage gegen Schneelasten erfolgte im baurechtlichen Verfahren nach den Regeln der Technik.“

Im Jahr 2010 wurde die Grundlage der bautechnische Auslegung für die Anlage im Bericht zusammengestellt und gutachtlich geprüft mit Schreiben von 18.03.2010.

„Die Grundlage der bautechnischen Auslegung für die Anlage Biblis Block A ist den beiliegenden Anlagen zu entnehmen. Dabei ist grundsätzlich für jedes Gebäude die Kombinatorik aus Eigenlasten, Wind, Schnee und Grundwasser berücksichtigt.

In den beiliegenden Unterlagen werden die Grundlagen für die Standsicherheitsnachweise der aufgeführten Gebäude und Bauteile des KW Biblis Block A zusammengestellt. Es wird angegeben, welche Lasten und welche Lastfallkombinationen für die Standsicherheitsnachweise in den einzelnen Bearbeitungsphasen angesetzt bzw. zugrundegelegt werden.“

Entsprechend des o.g. Berichts erfolgte die Auslegung der Kraftwerksgebäude gemäß Lastannahmen nach DIN 1055:

„Schnee wird nach den einschlägigen Regelwerken (DIN 1055 Lastannahmen für Bauten) angesetzt.“

Hohe Umgebungstemperaturen (Wasser-, Lufttemperatur)

Die Anlage Biblis kann bis zu Extremlufttemperaturen von +39°C im Normalbetrieb fahren. Bei höheren Temperaturen wird in Abhängigkeit der Rheinwassertemperatur gemäß BHB 12 „Folgen und Maßnahmen“, die von den Notstromdieseln erzeugbare Leistung reduziert, gegebenenfalls ist die Anlage in den Nachkühlbetrieb abzufahren.

In den Änderungsanträgen zum Betrieb bei erhöhter Flusswassertemperatur wurden weitere entsprechende Vorgehensweisen sowie Grenzwerte im BHB festgelegt.

E- und L-Technik bei hoher Raumtemperatur:

Die Temperaturgrenzwerte in Räumen mit sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten (z.B. Umformerräume, Reglerräume, Rechnerräume...) sind in BHBs festgelegt. Die Einhaltung der Temperaturgrenzwerte wird kontinuierlich überwacht. Bei Erreichen der Grenzwerte werden Maßnahmen ergriffen gemäß BHB. Sollten diese nicht wirksam sein, wird die Anlage abzufahren.

Leistung der Notstromdiesel:

Die Notstromversorgung ist trotz Leistungsminderung bei erhöhten Ansauglufttemperaturen gewährleistet. Es ist nachgewiesen und gutachterlich bestätigt, dass die Notstromdiesel bei erhöhten Umgebungstemperaturen ausreichende Reserven aufweisen.

Not- und Nachkühlkette:

Es ist nachgewiesen und gutachterlich bestätigt, dass die Nachzerfallswärme in den Anforderungsfällen der Notnachkühlkette (KMV-Störfall) abgeführt werden kann. Dabei beträgt der Maximalwert für die Vorlaufeintrittstemperatur des Nebenkühlwassers beträgt 30,8°C und der Grenzwert für die Vorlauftemperatur im Zwischenkühlkreislauf TF 50°C:

Tiefe Umgebungstemperaturen (Wasser-, Lufttemperatur)/ Eis

Niedrige Rheinwasser- und Außenlufttemperaturen können indirekte Auswirkungen oder Einfluss auf die Wärmesenke haben. Bei niedrigen Luft- und Wassertemperaturen kann es zur Bildung von Oberflächeneis auf dem Rhein kommen. Die Kühlwasserkanäle befinden sich jedoch nahe der Rheinsohle und liegen mit ihrer Oberkante auf einer Höhe von ca. 81 m üNN Diese Höhe liegt fast 2 m unter dem niedrigsten, jemals aufgezeichneten Pegel von 82,98 m üNN und ca. 6 m unter dem mittleren Rhein-Wasserstand (86,3 m üNN gemäß Auswertung der Jahre 1996 bis 2008 für den Pegel Worms). Damit sind die Entnahmeöffnungen neben Treibgut auch gegen Eisschollen weitgehend geschützt.

Zur Gewährleistung der Kühlwasserentnahme ist während der Winterperiode ($t < 6^{\circ}\text{C}$ Rheinwassertemperatur, gemessen am Eingang des Entnahmebauwerks) der Grenzwert für die Standortwärmeeinleitung (Leistungsabgabe an den Rhein, berechnet nach Formblatt BHB) höher als bei höheren Rheinwassertemperaturen.

Bei schnell fließenden Gewässern, wie dem Rhein, ist die Bildung von Eis sehr unwahrscheinlich. Zusätzlich ist die Bildung von Schwebeis bei einer relativ ruhigen Oberfläche im Uferbereich sehr gering. Großer Wellenschlag, wie er zur Durchmischung von Oberflächeneis mit tieferen Wasserschichten notwendig ist, ist auf Binnenflüssen, wie dem Rhein, nicht zu erwarten.

Gemäß der Sicherheitsanalyse ist zu schließen, dass eine gefährliche Eisbildung unwahrscheinlich ist:

„Aus den vorliegenden Aufzeichnungen und der Tatsache, daß der Gefrierpunkt des Rheinwassers aufgrund der Belastung mit Salz unter 0°C liegt, ist zu schließen, daß eine gefährliche Eisbildung unwahrscheinlich ist. Dies ist insbesondere für die Bildung von Oberflächeneis gültig. Oberflächeneis ist im Übrigen weniger kritisch, da unter der Oberfläche weiterhin Wasserströmung besteht. Sulzeis (Schwebeis), das den Kühlwasserzulauf blockieren könnte, kann nur bei zusätzlichen extremen Bedingungen wie schnellen Temperaturstürzen entstehen.“

Durch Eis ist von keinen direkten Auswirkungen auf die Gebäude auszugehen. In ungünstigen Fällen kann es jedoch zur Vereisung der Lüftungsgitter der Zuluftanlage kommen. Dies würde über eine Messstelle registriert, die den Differenzdruck in der Zuluft überwacht und bei Überschreiten von Grenzwerten Meldungen abgesetzt. Daraufhin werden die Gitter gemäß BHB überprüft und bei Vereisung von Eislasten befreit. Insofern ist hier von keiner Störung des Betriebs auszugehen.

Niedriger Wasserstand

Die Wasserstände des Rheins bei Flusskilometer 455 auf Höhe des Kraftwerks werden von der Warte des KWB ab einem Pegel $< 83,93\text{m}$ üNN regelmäßig vom Schichtpersonal nach WHB überwacht.

Dabei ist das Kraftwerk ohne Einschränkungen bis zu einem Niedrigwasserstand von $82,6\text{m}$ üNN zu betreiben, bei Unterschreitung dieses Pegels ist der Block abzufahren.

Der Wasserstand wird sowohl am KWB selbst aufgezeichnet, als auch vom Hafen Worms. Dabei existieren aufgezeichnete Daten seit dem 01.01.1975.

Der niedrigste beobachtete Wasserstand lag bei 82,98 m üNN.

Die Pegelstände des Rheins verändern sich nicht sprunghaft, sondern sind sicher prognostizierbar über einen Zeitraum von Stunden bzw. Tagen, so dass für den Fall eines Absinkens des Rheinpegels unter 82,60 m üNN, ein sicheres Abfahren des Blockes in den Nachkühlbetrieb möglich ist.

Biologische Phänomene

Als biologische Phänomene kommen das Ansaugen von Fischschwärmen im Entnahgebauwerk oder die Belastung des Rheinwassers durch extremen Algenwuchs in Betracht. Extremes Algenwachstum auf Binnenflüssen ist nicht zu erwarten. Zudem werden beide Phänomene durch die Auslegung von Grob- und Feinrechen im Pumpenbauwerk sowie Grobrechen und Dammtafeln vor den Entnahmekanälen am Rhein abgedeckt. Gemäß der Sicherheitsanalyse ist eine Gefährdung der Kühlwasserversorgung durch das Wachsen von Muscheln, Algen etc. auszuschließen.

Treibgut am Einlaufbauwerk

Die Kühlwasserkanäle des KWB befinden sich nahe der Rheinsohle und liegen mit ihrer Oberkante auf einer Höhe von ca. 81 m üNN. Diese Höhe liegt fast 2 m unter dem niedrigsten, jemals aufgezeichneten Pegel von 82,98 m üNN und ca. 6 m unter dem mittleren Rhein-Wasserstand (86,3 m üNN gemäß Auswertung der Jahre 1996 bis 2008 für den Pegel Worms). Das anfallende Treibgut wird durch die Funktion der Fang-, Grob- und Feinrechen an den Entnahmekanälen und im Kühlwasserpumpenhaus verhindert (siehe auch Ausführungen zu Biomasse Anfall im nächsten Kapitel).

Zudem erstrecken sich die Entnahmeöffnungen auf einer Länge von 73,7 m. Es ist nicht zu erwarten, dass sich Anschwemmungen auf einer solchen Länge des Rheinuferes gleichzeitig ansammeln. Außerdem kann davon ausgegangen werden, dass der verbleibende Querschnitt selbst bei massiven Anschwemmungen den Betrieb der gesicherten Nachwärmeabfuhr gewährleistet.

Biomasse Anfall

Die Auslegung der Anlage gegen Schmutzanfall (Biomasse) erfolgte wie in der Sicherheitsanalyse ausgeführt:

„Die Kühlwasserreinigungsanlagen der Anlage Biblis A sind für die bei Leistungsbetrieb anfallende Kühlwassermenge ausgelegt. Im Verhältnis zur sicherheitstechnisch relevanten

Nebenkühlwasserversorgung mit ihren relativ kleinen Kühlwassermengen sind die Kühlwasserreinigungsanlagen überdimensioniert.

Auch ein Schmutzanfall, der durch Zusetzen der Rechen zu einer starken Füllstandsabsenkung im Querkanal und damit zu einem Ausfall der Hauptkühlwasserpumpen führen könnte, bedeutet bei der geringen Fördermenge der Nebenkühlwasserpumpen noch kein Wassermangel. Sicherheitstechnisch bedeutsam ist in diesem Fall die Verhinderung eines Leersaugens der Pumpenkammern durch die Hauptkühlwasserpumpen mit der Gefahr des Ausfalls (Trockenlaufen) der Nebenkühlwasserpumpen. Dies wird durch automatische Maßnahmen (Abschalten der Hauptkühlwasserpumpen) verhindert. Für den Fall einer Überlastung der Siebbandmaschinen mit Öffnen der Überdruckklappen sieht das BHB Maßnahmen zur Durchsatzreduzierung vor (z.B. Pumpenabschalten), um ein längeres Fahren mit nicht gereinigtem Kühlwasser und damit eine größere Verschleppung von Schlamm etc. in das Nebenkühlwassersystem zu verhindern. Die vorgesehenen Maßnahmen reichen u.E. aus, eine gesicherte Kühlwasserversorgung auch bei extremen Schmutzanfall zu gewährleisten“.

Diese Aussagen sind auch weiterhin gültig.

Die Einlaufbauwerke beider Blöcke sind jeweils für eine Entnahmemenge von ca. 200.000m³/h ausgelegt. Die mechanische Reinigung erfolgt über jeweils 6 Reinigungsstraßen mit Fangrechen, Grobrechen, Feinrechen und Siebbandmaschine. Das gereinigte Kühlwasser sammelt sich im so genannten Querkanal, aus dem dann sowohl die Hauptkühlwasserpumpen des Hauptwassersystems VC als auch die Nebenkühlwasserpumpen des VE-Systems ansaugen. Zwei der vier VE-Nebenkühlwasserpumpen entnehmen ihr Wasser aus der separaten Reinigungsstraße. Das Entnahmebecken dieser VE-Nebenkühlwasserpumpen kann bei Bedarf zum Querkanal verschlossen werden. Diese Reinigungsstraße ist im Normalbetrieb in Betrieb und das Entnahmebecken ist mit dem Querkanal verbunden.

Gemäß BHB ist ab einem Rheinwasserniveau von 90,5 m üNN die Hauptkühlwassermenge (VC) durch Zufahren der Vordrallsteller zu reduzieren, damit die Funktion des Kraftschlussbeckens sichergestellt bleibt.

Kommt es zu einer Störung (teilweise Verstopfung der Reinigungsrechen oder Siebbandmaschine) des Entnahmeweges, so führt dies zunächst zu einem verstärkten Einsatz der Reinigungsanlagen nachfolgend zum Niveauabfall im Querkanal. Unterschreitet das Querkanalniveau den Grenzwert TIEF, kommt es zur Schutzabschaltung der 6 Hauptkühlwas-

serpumpen und damit zum Ausfall der Hauptwärmesenke. Daraufhin wird in kurzer Folge der Druck innerhalb des Kondensators den Grenzwert Druck HOCH erreichen und es erfolgt eine Turbinen- und kurz darauf eine Reaktorschnellabschaltung. Durch das Abschalten der Hauptkühlwasserpumpen reduziert sich die Entnahmemenge sofort auf den viel geringeren Wert zur Abführung der Nachkühlwärme (ca. 1/20) mittels des Nebenwassersystems VE. Da diesem unverändert die gesamte Zulauffläche aller 6 Reinigungsstraßen zur Verfügung steht, kommt es wieder zum Niveaustieg im Querkanal.

Mit diesen Maßnahmen ist auch eine Gefährdung durch Biomasse aus biologischen Phänomenen wie Insektenschwärme, Quallen und Bakterien zu beherrschen.

Blitz

Mit verschiedenen Maßnahmen wurden umfangreiche Blitzschutzertüchtigungen (äußerer und innerer Blitzschutz) beantragt. Diese sind vollständig umgesetzt und gutachtlich bestätigt.

4.1.1.2 Annahmen für extreme Wetterbedingungen, falls diese nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt waren

Extreme Wetterbedingungen wurden in der Auslegung des Kraftwerkes berücksichtigt wie unter 4.1.1.1 dargelegt.

4.1.1.3 Bewertung der zu erwartenden Häufigkeit von unterstellten extremen Wetterbedingungen

Bei extremen Wetterbedingungen ist wie bei anderen Extremereignissen mit einer Häufigkeit zwischen $10^{-4}/a$ (Hochwasser) und $<10^{-5}/a$ (Erdbeben) zu rechnen.

4.1.1.4 Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen

In der Anlagenauslegung wurden neben Erdbeben und Hochwasser folgende kausal bedingte Kombinationen naturbedingter Einwirkungen von außen – wie ausgeführt – berücksichtigt bzw. durch andere Auslegungsereignisse abgedeckt:

- Wind und Schneelasten als Gebrauchslast entsprechend DIN 1055
- Hohe Umgebungstemperaturen
- Tiefe Umgebungstemperaturen/ Eis
- Niedriger Wasserstand
- Blitz

Gegen diese Einwirkungen sind wirksame Maßnahmen getroffen, die sicherstellen, dass die für die jeweiligen Einwirkungen geltenden Schutzziele eingehalten werden.

Für den Standort Biblis sind andere natürliche Einwirkungen von außen sicherheitstechnisch nicht relevant. Dies wird durch die Ergebnisse der durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen sowie der kontinuierlichen Aufsicht durch die zuständige Behörde bestätigt. Es liegen keinerlei diesbezügliche Defizite der Anlage vor.

In der Anlagenauslegung berücksichtigte Kombinationen

Gebrauchslasten Wind und Schnee

Die Lastfallkombinationen wurden in beiden Blöcken mit dem Grundlagenbericht Bau, welcher im Zuge der Baulastverwaltung für beide Blöcke vom atomrechtlichen Gutachter bestätigt wurde, dokumentiert.

Weitere naturbedingte Ereigniskombinationen wie z.B. Starkregenereignisse und Treibgutanschwemmung wurden in dem Kapitel 3.2 Hochwasser explizit behandelt.

Sonstige denkbare Kombinationen

Nachfolgend werden weitere denkbare Kombinationen aufgelistet und verfahrenstechnisch dargelegt, warum diese durch die der Auslegung zu Grunde gelegten Kombinationen abgedeckt sind bzw. durch deren zeitlich trägen Ablauf hinreichend lange Vorlaufzeiten vorhanden sind:

Überlagerung von Eis und Schnee bzw. niedrigen Temperaturen mit Sturm oder Überlagerung von niedrigen Temperaturen mit Eis und Schnee:

Wie oben dargelegt, ist die Auslegung der Gebäude gegen Sturm sowie gegen Eis und Schnee gegeben. Allenfalls kann es zum Ausfall der Haupt-Netzanbindung kommen. In diesem Fall wird das Ereignis beherrscht durch die Reservenetzumschaltung bzw. beim Versagen dieser durch Lastabwurf auf Eigenbedarf. Sollten diese Maßnahmen versagen, führt es zu einem Notstromfall mit Starten der Notstromdiesel. Die oben angeführte Ausfallkombination ist durch Berücksichtigung betrieblicher Transienten abgedeckt. Die Überlagerung der angeführten Phänomene ist somit in der Anlagenauslegung enthalten.

Überlagerung von niedrigen Wasserständen mit hohen Temperaturen:

Die EVA-gesicherten Nebenkühlwassersysteme sind, wie gezeigt, bei niedrigen Wasserständen verfügbar. Die Wärmeabfuhr ist bis zu Rheinwassertemperaturen von 31 °C und durch die in Kapitel 4.1.1.1 erläuterten Maßnahmen gewährleistet. Die Überlagerung auch

dieser angeführten Phänomene ist in der Anlagenauslegung enthalten. Zudem ist für beide EVA-Fälle eine ausreichende Vorlaufzeit durch deren langsame Entwicklung gegeben.

Überlagerung von niedrigen Wasserständen mit niedrigen Temperaturen:

Die EVA-gesicherten Nebenkühlwassersysteme sind, wie gezeigt, bei niedrigen Wasserständen verfügbar. Wie in Kapitel 4.1.1.1 beschrieben, ist auch bei diesem Szenario der sichere Betrieb des KW gewährleistet. Die Überlagerung auch dieser angeführten Phänomene ist in der Anlagenauslegung enthalten. Zudem ist für beide EVA-Fälle eine ausreichende Vorlaufzeit durch deren langsame Entwicklung gegeben.

Blitzschutz:

Mit verschiedenen Maßnahmen wurden umfangreiche Blitzschutzertüchtigungen (äußerer und innerer Blitzschutz) beantragt. Diese sind vollständig umgesetzt und gutachtlich bestätigt.

Damit sind auch Blitzeinflüsse bei kausal zusammenhängenden Einwirkungen von außen durch die Anlagenauslegung abgedeckt und werden beherrscht.

Andere Kombinationen:

Für den Standort Biblis sind andere Kombinationen sonstiger natürlicher Einwirkungen von außen sicherheitstechnisch nicht relevant. Dies wird durch die Ergebnisse der durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen sowie der kontinuierlichen Aufsicht durch die zuständige Behörde bestätigt. Es liegen keinerlei diesbezügliche Defizite der Anlage vor.

4.1.1.5 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen extreme Wetterbedingungen

Aufgrund der umfangreichen Betrachtung extremer Witterungsbedingungen inklusive möglicher Kombinationen ist die Angemessenheit gegeben.

4.2 Bewertung von Auslegungsreserven

4.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen

Aufgrund der Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Systeme und Komponenten gegen mechanische Einwirkungen, wie z.B. Erdbeben, sind hohe Reserven vorhanden.

Der Schutz gegen witterungsbedingte Einflüsse wie hohe/ tiefe Temperaturen, Blitz usw. ist für das Kernkraftwerk Biblis durch seine Auslegung nach den entsprechenden DIN-Normen bzw. KTA-Regeln sichergestellt.

4.2.2 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen

Neben seiner Auslegung gegen extreme Wetterbedingungen werden im Kernkraftwerk Biblis bei Erreichen vorgegebener Werte Maßnahmen gemäß den Vorschriften des Betriebshandbuches durchgeführt wie unter 4.1.1.1 beschrieben.

Darüber hinaus existiert für das Kernkraftwerk Biblis eine Krisenorganisation, die im Notfallhandbuch beschrieben ist. Dort wird der Einstieg in die Notfallmaßnahmen dargestellt, d.h. auch die Maßnahmen bei Einwirkungen von außen durch Unwetter.

Eine weitere Erhöhung der Robustheit ist somit nicht erforderlich.

5 Auswirkungen eines Ausfalls von Sicherheitsfunktionen

Mit der Bewertung der Auswirkungen des Ausfalls der Stromversorgung und der primären Wärmesenke im Rahmen des EU-Stresstests sollen Aussagen zur Robustheit der Kernkraftwerke gegen beliebige Ereignisse gewonnen werden. Hierzu wird unabhängig von einem auslösenden Ereignis sowie seiner Eintrittshäufigkeit ein Ausfall von Sicherheitsfunktionen unterstellt, um die vorhandenen Vorkehrungen im Auslegungsbereich und auslegungsüberschreitenden Bereich der Anlagen einschließlich interner Notfallschutzmaßnahmen zu bewerten. Diese Betrachtung deckt damit implizit alle Arten von einleitenden Ereignissen ab, beispielsweise auch Ereignisse, die zu einer Verblockung des Nebenkühlwassers durch Fremdkörper (wie Schiffe, Ladungsteile, u.ä.), einer Zerstörung des Nebenkühlwassersystems oder einer Zerstörung/Ausfall der Netzanbindung bzw. der Notstromdiesel (z.B. durch großflächige Brände, Netzinstabilitäten, Flugzeugabsturz u.ä.) führen, wie dies von der ENSREG in Ihrer Erklärung vom 13.05.2011 gefordert wurde.

5.1 Ausfall der Stromversorgung

5.1.1 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss

5.1.1.1 Auslegung der Anlage

Das Kraftwerk Biblis ist als Doppelblockanlage ausgeführt (Block A (KWB-A) und Block B (KWB-B)).

Der Hauptnetzanschluss des Standorts Biblis erfolgt über zwei räumlich getrennte Freileitungen (220 kV und 380 kV). Die zugehörigen Maschinentransformatoren (Block A: 2 x 380 kV; Block B : 1 x 380 kV und 1 x 220 kV) sind brandschutztechnisch gegeneinander abgesichert und räumlich (Doppelblockanlage) von einander getrennt. Der für beide Blöcke A und B einsetzbare, luftgekühlte 220 kV-Reservenetztransformator wird über eine dritte redundante, räumlich getrennte Freileitung versorgt. Durch die Anbindung der Freileitungen an verschiedene Netzknoten (UA Bürstadt und UA Pfungstadt), auf verschiedenen Spannungsebenen, ist eine entsprechende elektrische Entkopplung im Verbundnetz gewährleistet.

Der Notstromfall in KWB-A tritt ein wenn folgende Komponenten, bzw. Anlagenteile nicht zur Verfügung stehen oder ausfallen:

- 380kV-Hauptnetzanschluß
- Nichtgelingen des Lastabwurfes auf Eigenbedarf (Inselbetrieb)

- 220kV-Reservenetzanschluß

Der Notstromfall in KWB-B tritt ein wenn folgende Komponenten, bzw. Anlagenteile nicht zur Verfügung stehen oder ausfallen:

- 380kV-Hauptnetzanschluß
- 220kV-Hauptnetzanschluß
- Nichtgelingen des Lastabwurfes auf Eigenbedarf (Inselbetrieb)
- 220kV-Reservenetzanschluß

Die Notstromversorgung am Standort besteht aus acht 10kV-Notstromdieseln (vier pro Block, 4x50%). Desweiteren steht eine, auf dem Kraftwerksgelände erdverlegte (Sandbett), 20kV-Einspeisung (Drittnetzanbindung) zur Ablösung des Notstromfalls zur Verfügung.

Da das KW Biblis als Doppelblockanlage konzipiert wurde, existieren zwischen den Blöcken A und B diverse elektrische Querverbindungen:

- Vier getrennte 10kV-Querverbindungen zwischen den 10kV-Normalnetzschaltanlagen
- Fünf getrennte 380V-Querverbindungen zwischen den 380V-Notstandsschaltanlagen

5.1.1.2 Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschluss ohne externe Unterstützung

Der Betrieb der Notstromdieselaggregate in KWB-A ist mit Handmaßnahmen bezogen auf die auf der Anlage bevorrateten Kraftstoffe (147 m³) ohne externe Unterstützung über einen Zeitraum von 74,1 h bzw. bezogen auf die bevorrateten Schmierölrreserven (5260 l) über einen Zeitraum von 188,3 h sichergestellt.

Der Betrieb der Notstromdieselaggregate in KWB-B ist mit Handmaßnahmen bezogen auf die auf der Anlage bevorrateten Kraftstoffe (162 m³) ohne externe Unterstützung über einen Zeitraum von 93,1 h bzw. bezogen auf die bevorrateten Schmierölrreserven (4696 l) über einen Zeitraum von 190 h sichergestellt.

Bei Betrieb der für die Störfallbeherrschung erforderlichen Anzahl von 2x50% Notstromdieseln verdoppelt sich die tatsächliche Betriebsdauer.

5.1.2 Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle

Der Notstromfall sowie der zeitgleiche Ausfall der normalen Reservestromquelle bedeuten für das Kraftwerk Biblis Block A folgendes:

- Ausfall des 380kV-Hauptnetzanschlusses
- Nichtgelingen des Lastabwurfes auf Eigenbedarf (Inselbetrieb)
- Ausfall des 220kV-Reservenetzes
- Nichtstarten bzw. Ausfall der vier 10kV-Notstromdiesel

Der Notstromfall sowie der zeitgleiche Ausfall der normalen Reservestromquelle bedeuten für das Kraftwerk Biblis Block B folgendes:

- Ausfall des 380kV-Hauptnetzanschlusses
- Ausfall des 220kV-Hauptnetzanschlusses
- Nichtgelingen des Lastabwurfes auf Eigenbedarf (Inselbetrieb)
- Ausfall des 220kV-Reservenetzes
- Nichtstarten bzw. Ausfall der vier 10kV-Notstromdiesel

Dieser Anlagenzustand führt im Kraftwerk Biblis Block A oder Block B zur elektrischen Umschaltung der 380V-Notstandsschaltanlagen auf den Nachbarblock (KWB-B oder KWB-A). Die Umschaltung erfolgt automatisch und nahezu unterbrechungsfrei (Sekundenbereich). Durch die Notstandsschaltanlagen werden alle sicherheitsrelevanten Armaturenfunktionen sowie die Funktion sicherheitsrelevanter E- und L-Technik gewährleistet.

Die Sicherstellung der Dampferzeugerbespeisung erfolgt durch das Notstandssystem vom Nachbarblock oder durch das völlig autarke zusätzliche Sekundäreinspeisesystem. Die langfristig notwendige Boreinspeisung erfolgt ebenfalls durch das Notstandssystem vom Nachbarblock.

Das Szenario führt nicht zu einem Station Blackout am Standort und ist in den Betriebunterlagen (BHB) beschrieben (entspricht der Anlagenauslegung).

Befindet sich der Nachbarblock nicht im Notstromfall erfolgt die Ablösung des „Station Blackout“ im betroffenen Block über die vierfach vorhandenen 10kV-Querverbindungen des 10kV-Normalnetzes.

5.1.2.1 Vorgehungen in der Anlagenkonzeption

Dieser Anlagenzustand (Notstandsfall in einem Block und Notstromfall im anderen Block) entspricht der Anlagenauslegung und kann über einen längeren Zeitraum beibehalten werden.

Neben den Dieselvorräten auf der Anlage erfolgt die vertraglich garantierte Nachlieferung von 150 m³ Kraftstoff innerhalb von 18 Stunden über diverse Versorgungsbasen per Ausnahme genehmigung. Entsprechende Regelungen und Ansprechpartner sind im Krisenstabhandbuch hinterlegt und vertraglich festgelegt.

Entsprechende Schmierölmengen für einen langfristigen Betrieb sind auf der Anlage vor Ort an den Dieselmotoren sowie im Lager vorhanden. Die Nachlieferung von Schmieröl über die lagerhaltige Menge hinaus erfolgt im Rahmen der üblichen Beschaffung. Bei Unterschreitung des Meldebestandes erfolgt eine automatische Nachbestellung.

Neben der Bevorratung von wesentlichen Ersatzteilen im Lager ist ein kompletter Notstromdieselmotor mit Generator auf der Anlage vorhanden. Darüber hinaus besteht mit dem Motorhersteller ein Dienstvertrag zur direkten techn. Unterstützung über eine separate Telefonhotline.

Desweiteren steht eine, auf dem Kraftwerksgelände erdverlegte (Sandbett), 20kV-Einspeisung (Drittnetzanbindung) zur Ablösung des Notstromfalls zur Verfügung. Diese kann über das Eigenbedarfsnetz auf jede Notstromschiene des Block B und über die 10kV-Querverbindung und das Eigenbedarfsnetz auf jede Notstromschiene des Block A geschaltet werden.

5.1.2.2 Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung

Befindet sich ein Block im Notstromfall und der andere Block im Notstandsfall (Anlagenauslegung) werden alle notwendigen Batterien ordnungsgemäß geladen. Im Notstandsblock erfolgt die Ladung der Notstandsbatterien über die zwischen den Blöcken vorhandenen elektrischen Notstandsverbindungen.

5.1.3 Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung

Fallen über das in 5.1.2 geschilderte Ereignis weitere Einrichtungen zur Wechselstromversorgung aus, führt dies in letzter Konsequenz zum vollständigen Verlust der Drehstromversorgung am Standort (KWB-A und KWB-B).

Dies setzt kumulativ voraus:

- Netzgroßstörung mit Ausfall des 380 kV-Hochspannungsnetzes, des 220 kV- Hochspannungsnetzes (Reservenetz) sowie des 20 kV-Drittnetzanschlusses
- Nichtgelingen des Lastabwurfs auf Eigenbedarf in Biblis A
- Nichtverfügbarkeit der 10 kV-Querverbindung
- Ausfall der 4 Notstromdiesel von Biblis A
- Nichtgelingen des Lastabwurfs auf Eigenbedarf in Biblis B
- Ausfall der 4 Notstromdiesel von Biblis B.

Zur Situation am Standort KW Biblis:

Eine Bespeisung beider Blöcke (A und B) durch das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem ist mit Handmaßnahmen durchgängig möglich. Während dieser Zeit wird die Versorgung des zusätzliche Sekundäreinspeisesystems mit Rohwasser und Kraftstoff langfristig durch das KW-Personal sichergestellt. Diese Handmaßnahmen werden von allen Schichten (Block A und B) jährlich geübt. Die ermittelten Zeiten für die Durchschaltung sind < 20 Minuten.

Nach etwa 2 Stunden erfolgt durch die Hauptschaltleitung in Brauweiler die Zuschaltung der 380kV-Hochspannungsversorgung (Leitung Biblis 1a oder 2b) von Vianden (Wasserkraft) oder Frimmersdorf (Braunkohlekraftwerk).

Der Zugang zum Ringraum, zur Durchführung der o.g. Handmaßnahmen, erfolgt durch das Schaltanlagegebäude oder direkt von außen über Fluchttüren und ist damit jederzeit auch bei eventueller Zerstörung der Infrastruktur auf dem Kraftwerksgelände gewährleistet.

Zur Durchführung der o.g. Maßnahmen steht am Standort Biblis mindestens folgendes qualifiziertes Personal zur Verfügung:

- 8 Fachkundeeinhaber (4 pro Block)
- 10 Handwerker (6 M- und 4-E-Handwerker; 5 pro Block)
- 3 hauptberufliche Feuerwehrmitarbeiter

Es wird kein externes Personal benötigt.

Zur Situation mit Erschöpfung des Batteriestroms:

Ohne Wiederherstellung der Blockbatterieversorgung wird die Bespeisung der Dampferzeuger zunächst über das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem sichergestellt. Die blockbezogene Einspeisung in zwei Dampferzeuger wird durch manuelles Öffnen von Armaturen eingeleitet.

Eine Bespeisung beider Blöcke (A und B) durch das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem ist mit den o.g. Handmaßnahmen mehr als 30 Stunden (Batteriekapazität) möglich. Während dieser Zeit wird die Versorgung des zusätzliche Sekundäreinspeisesystems mit Rohwasser und Kraftstoff langfristig durch das KW-Personal sichergestellt.

Unter der Voraussetzung, dass eine Spannungsversorgung der Schaltschränke im Gebäude des zusätzliche Sekundäreinspeisesystems nicht wieder hergestellt werden kann (z.B. mobile Stromversorgung), sind die Batterien nach ca. 30 Stunden erschöpft und die Diesel des zusätzliche Sekundäreinspeisesystems gehen außer Betrieb. Danach fallen die Niveaus in allen 4 DE < 2,1m ab. Die Druckentlastung der Sekundärseite erfolgt von Hand über die Abblasestation bzw. 15% SiV, die Bespeisung der Dampferzeuger erfolgt aus dem Speisewasserbehälter bzw. mit mobilen Pumpen gemäß NHB.

Mit Sicherstellung der DE-Bespeisung wird das Schutzziel Kernkühlung nicht verletzt. Die Barrieren sind intakt, damit ist das Schutzziel Aktivitätsrückhaltung ebenfalls nicht verletzt.

Dieser Anlagenzustand kann für einen beliebig langen Zeitraum beibehalten werden. Eine Re-Kritikalität ist im heißen Zustand ausgeschlossen (Schutzziel Unterkritikalität ist sichergestellt). Ein Aufborieren der Anlage ist erst mit dem Abkühlen der Anlage erforderlich, kann über mehrere Pfade erfolgen und wird mit Spannungswiederkehr durchgeführt.

Eine Wasserstoffbildung und ein erhöhter Strahlenpegel sind im o.g. Zustand in einem Druckwasserreaktor ausgeschlossen (keine Kernschäden).

Ein Unfall im Nachbarblock hat keinen Einfluss.

Bei einem vollständigen Verlust der Drehstromversorgung am Standort steht die BE-Beckenkühlung nicht zur Verfügung. Die Nachzerfallsleistung im BE-Becken liegt in den Größenordnungen von 0,5 MW bis ca. 2 MW (Kern ist im RDB). Damit ergibt sich ein Aufheizgradient von $\sim 0,3$ °C/h bis $\sim 1,1$ °C/h (Masse BE-Beckenwasser 1.500.000 kg) für KWB-A und $\sim 0,3$ °C/h bis $\sim 1,2$ °C (Masse BE-Beckenwasser 1.380.000 kg) für KWB-B.

Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C ergibt sich eine Karenzzeit von mind. 3 bis >10 Tagen bis 100°C erreicht sind. Die Wärmeabfuhr aus dem BE-Becken erfolgt über Verdampfung. In der angegebenen Karenzzeit wird über vorhandene anlagen-

technische Einrichtungen (z.B. Stutzen in der Sumpfsiebrückspüleleitung) die Ergänzung des BE-Beckenwassers sichergestellt. Mit dem Auffüllen des BE-Beckens ergibt sich kein erhöhter Strahlenpegel im Bereich des BE-Beckens. Der Dampf aus den BE-Becken steigt auf, kondensiert an den Anlagen- und Gebäudestrukturen, das Kondensat sammelt sich im Reaktorgebäudesumpf. Sollte langfristig der Containmentdruck auf ~6 bar (Differenzdruck SB/Atm.) ansteigen, erfolgt gemäß NHB die gefilterte Druckentlastung (Venting) über den Abluftkamin (Aktivitätsüberwachung) in die Atmosphäre.

Unmittelbar nach Kern entladen beträgt die Nachzerfallsleistung ca. 10 MW im BE-Becken. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C dauert es ca. 13 Stunden (KWB-A), bzw. 12 Stunden (KWB-B) bis eine BE-Beckentemperatur von 100°C erreicht ist. Das Kühlmittel aus dem BE-Becken verdampft. Bis zum Freilegen der BE-Köpfe (ca. 1005 m³ (KWB-A), bzw. 870m³ (KWB-B) Kühlmittel müssen verdampfen) vergehen ca. 64 Stunden (KWB-A), bzw. 55 Stunden (KWB-B). In der Karenzzeit von ca. 77 Stunden (KWB-A), bzw. 67 Stunden (KWB-B) wird über vorhandene anlagentechnische Einrichtungen (z.B. Stutzen in der Sumpfsiebrückspüleleitung) die Ergänzung des BE-Beckenwassers sichergestellt. Bei ~6 bar Containmentdruck (Differenzdruck SB/Atm.) erfolgt die gefilterte Druckentlastung (Venting) gemäß NHB.

Bei ausreichender Kühlung der Brennelemente im BE-Becken ist eine Wasserstoffbildung nicht zu erwarten. Vorsorglich stehen Wasserstoffrekombinatoren in ausreichender Anzahl im Containment zur Verfügung.

Zur Durchführung der o.g. Maßnahmen steht am Standort Biblis mindestens folgendes qualifiziertes Personal zur Verfügung:

- 8 Fachkundeinhaber (4 pro Block)
- 10 Handwerker (6 M- und 4-E-Handwerker; 5 pro Block)
- 3 hauptberufliche Feuerwehrmitarbeiter

Es wird kein externes Personal benötigt.

Die Zerstörung der Infrastruktur in der Umgebung hat auf die Durchführung der o.g. Maßnahmen damit keine Relevanz. Bei Zerstörung der Infrastruktur am Standort stehen Räumfahrzeuge zur Verfügung.

5.1.3.1 Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung

Auslegungsgemäß wird die Gleichspannungsversorgung von 24 V- und 220 V Batterien für mindestens 2,5h abgedeckt (RSK Empfehlung, KTA 3703 gibt 30 Min. vor). In der Praxis ergeben sich bis zum Erreichen der zulässigen Verbraucherspannung von <194,4 V bzw. 24,05 V jedoch wesentlich längere Zeiten.

Die Ermittlung des relevanten Strom-/Zeitprofils berücksichtigt den maximalen Strombedarf an den jeweiligen Batterien. Der Strombedarf der 24 V-Batterien ist auf Grund der angeschlossenen Verbraucher weitgehend störfallunabhängig. Bei den 220 V-Batterien entsteht der größte Strombedarf bei einem Leckstörfall, der im vollständigen Verlust der Drehstromversorgung am Standort jedoch nicht unterstellt wird (keine Anregung von Reaktorschutzsignalen).

In den jeweiligen Batterieberechnungen für das Sicherheitssystem der Anlage werden folgende Entladezeiten ausgewiesen:

Block A:

- Notstandsbatterien: > 10 Stunden
- Batterien für 1. Schiene Leittechnik/Dieselsteuerung: > 21 Stunden
- Batterien für 2. Schiene Leittechnik/Dieselsteuerung: > 6 Stunden
- Batterien für 1. Schiene Umformer, Prozessrechneranlage, Brandschutzklappen,... : > 5 Stunden
- Batterien für 2. Schiene Umformer, Prozessrechneranlage, Brandschutzklappen,... : > 9 Stunden
- Batterien des zusätzlichen Sekundäreinspeisesystems: ca. 30 Stunden

Block B:

- Notstandsbatterien > 7 Stunden
- Batterien Leittechnik/Dieselsteuerung > 7 Stunden
- Batterien für Umformer, Prozessrechneranlage, Brandschutzklappen,... : > 7 Stunden

5.1.3.2 Vorgesehene Maßnahmen zur Wiederherstellung einer Drehstromversorgung mit mobilen oder speziellen externen Einrichtungen

Nach etwa 2 Stunden erfolgt durch die Hauptschaltleitung in Brauweiler die Zuschaltung der 380kV-Hochspannungsversorgung (Leitung Biblis 1a oder 2b) von KW Vianden (Wasserkraft) oder KW Frimmersdorf (Braunkohlekraftwerk).

Desweiteren werden auf dem Kraftwerksgelände vier mobile Notstromaggregate (2 x 1250 kVA, 1 x 400 kVA, 1 x 250 kVA) an geeigneten Standorten vorgehalten, mit denen bei einem unterstellten Ausfall der Notstromdiesel beider Blöcke die Versorgung ausgewählter Komponenten, z.B.

- Versorgung einer 380V Notstromschaltanlage
- Versorgung der Notstandsnachkühlpumpe oder der Kolbenpumpe des Volumenregelsystems in einem Block
- Versorgung einer der jeweils zwei Beckenkühpumpen in einem Block

im Anforderungsfall bis zur Übernahme durch die stationären Einrichtungen sichergestellt werden kann, selbst wenn es mehrere Wochen in Anspruch nehmen sollte.

Der Anforderungsfall der mobilen Aggregate setzt das Nichtgelingen umfangreicher Maßnahmen gemäß Notfallhandbuch voraus.

5.1.3.3 Erforderliches Schicht- oder Fachpersonal für elektrischen Anschluss

Zur Durchführung der o.g. Maßnahmen steht am Standort Biblis mindestens folgendes qualifiziertes Personal zur Verfügung:

- 8 Fachkundeinhaber (4 pro Block)
- 10 Handwerker (6 M- und 4-E-Handwerker; 5 pro Block)
- 3 hauptberufliche Feuerwehrmitarbeiter

Desweiteren steht eine umfangreiche bereitchaftgehende Notfallorganisation mit entsprechenden technischen Equipment zur Verfügung, die im Anforderungsfall nach ca. 1 Stunde einsatz- und handlungsfähig ist.

Das bereitchaftsgehende Fachpersonal ist im Rahmen der Notfallorganisation mit den ggf. erforderlichen Anschluss der mobilen Aggregate betraut, bzw. kann Reparaturen und Instandsetzungen an Komponenten durchführen.

5.1.3.4 Zur Verfügung stehende Zeit zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und damit der Kernkühlung

Reaktor:

Bei Ausfall der gesamten Bespeisung inklusive des zusätzlichen Sekundäreinspeisesystems stehen ca. 2 Stunden zur Verfügung, um die beschriebenen Maßnahmen (Kapitel 5.1.3) durchzuführen.

BE-Becken:

KWB-A:

Die Nachzerfallsleistung im BE-Becken liegt zwischen 0,5 MW und max. 2 MW (Kern ist im RDB). Damit ergibt sich ein Aufheizgradient von ca. 0,3 °C/h bis ca. 1,1°C/h (Masse BE-Beckenwasser 1.500.000 kg). Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C ergibt sich eine Karenzzeit zwischen 3 und > 10 Tagen, bis die Beckentemperatur 100°C erreicht ist.

Unmittelbar nach Kern entladen beträgt die Nachzerfallsleistung ca. 10 MW im BE-Becken. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C dauert es ca. 13 Stunden bis eine BE-Beckentemperatur von 100°C erreicht ist. Das Kühlmittel aus dem BE-Becken verdampft. Bis zum Freilegen der BE-Köpfe (ca. 1005 m³ Kühlmittel müssen verdampfen) vergehen ca. 64 Stunden. In der Karenzzeit von ca. 77 Stunden (> 3 Tage) wird über vorhandene anlagentechnische Einrichtungen (z.B. Stutzen in der Sumpfrückspüleleitung) die Ergänzung des BE-Beckenwassers sichergestellt. Bei ca. 6 bar Containmentdruck (Differenzdruck SB/Atm.) erfolgt die gefilterte Druckentlastung (Venting).

KWB-B:

Die Nachzerfallsleistung im BE-Becken liegt zwischen 0,5 MW und max. 2 MW (Kern ist im RDB). Damit ergibt sich ein Aufheizgradient von ca. 0,3 °C/h bis ca. 1,2°C/h (Masse BE-Beckenwasser 1.380.000 kg). Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C ergibt sich eine Karenzzeit zwischen 3 und > 10 Tagen, bis die Beckentemperatur 100°C erreicht ist.

Unmittelbar nach Kern entladen beträgt die Nachzerfallsleistung ca. 10 MW im BE-Becken. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C dauert es ca. 12 Stunden bis eine BE-Beckentemperatur von 100°C erreicht ist. Das Kühlmittel aus dem BE-Becken verdampft. Bis zum Freilegen der BE-Köpfe (ca. 870 m³ Kühlmittel müssen verdampfen) vergehen ca. 55 Stunden. In der Karenzzeit von ca. 67 Stunden (~ 2,8 Tage) wird über vor-

handene anlagentechnische Einrichtungen (z.B. Stutzen in der Sumpfrückspüleleitung) die Ergänzung des BE-Beckenwassers sichergestellt. Bei ca. 6 bar Containmentdruck (Differenzdruck SB/Atm.) erfolgt die gefilterte Druckentlastung (Venting).

Fazit: Bei der Durchführung der oben aufgeführten Maßnahmen entstehen keine Kernschäden.

5.1.3.5 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust der Stromversorgung

Die Kapazitäten der vorhandenen Batterien gehen weit über das nach deutschem Regelwerk geforderte Maß hinaus. Aufgrund der hohen Anzahl der redundanten und diversitären Einrichtungen des Kraftwerks ist die Wiederherstellung der Stromversorgung innerhalb der Zeit bis zur Erschöpfung der Batteriekapazitäten grundsätzlich möglich.

5.1.3.6 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust der Stromversorgung

Unterstellt man dennoch den Ausfall der Stromversorgung über die Kapazität der Batterien hinaus, ist eine Bespeisung der Dampferzeuger mit Hilfe des zusätzlichen Sekundäreinspeisesystems oder vorhandener mobiler Einspeisepumpen und Wärmeabgabe an die Atmosphäre gegeben.

Desweiteren werden auf dem Kraftwerksgelände vier mobile Notstromaggregate (2 x 1250 kVA, 1 x 400 kVA, 1 x 250 kVA) an geeigneten Standorten vorgehalten, mit denen bei einem unterstellten Ausfall der Notstromdiesel beider Blöcke die Versorgung ausgewählter Komponenten, z.B.

- Versorgung einer 380V Notstromschaltanlage
- Versorgung der Notstandsnachkühlpumpe oder der Kolbenpumpe des Volumenregelsystems in einem Block
- Versorgung einer der jeweils zwei Beckenkühlpumpen in einem Block

im Anforderungsfall bis zur Übernahme durch die stationären Einrichtungen sichergestellt werden kann, selbst wenn es mehrere Wochen in Anspruch nehmen sollte.

Der Anforderungsfall der mobilen Aggregate setzt das Nichtgelingen umfangreicher Maßnahmen gemäß Notfallhandbuch voraus.

5.2 Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser

5.2.1 Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung

Die Kühlwassersysteme sorgen für die ausreichende Kühlung sicherheitsrelevanter Komponenten mit Rheinwasser und führen die anfallende Wärme in den Rhein ab. Das Nebenkühlsystem ist in zwei räumlich weit voneinander liegenden Pumpenkammern jeweils zweifach redundant aufgebaut. Die beiden Pumpenkammern sind mit einem Querkanal verbunden. Die redundanten Pumpen in den Pumpenkammern speisen in die jeweils zugeordnete redundante Vorlaufleitung ein.

Aufgrund der hohen Redundanzgrade stellt ein kompletter Ausfall des Nebenkühlwassersystems ein Postulat dar. In der Realität ist ein solches Ereignis am Standort Biblis praktisch nicht vorstellbar. Besonders gilt dies für den gleichzeitigen systematischen Ausfall der Kühlwassersysteme beider Blöcke.

Im Fall der Nichtverfügbarkeit der Kühlwasserversorgung erfolgt automatisch eine Reaktorschnellabschaltung. Die Nachwärme wird über die Sekundärseite an die Atmosphäre abgeführt. In Folge fehlender Kühlwasserversorgung stehen die Notspeisewasserpumpen nicht zur Verfügung. In diesem Fall ist das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem zur Bespeisung der Dampferzeuger verfügbar. Die Zuschaltung erfolgt automatisch. Desweiteren kann in KWB-A eine Notspeisewasserpumpe nach einer ca. 30 min. dauernden Freischaltung mit einer Deionatkühlung betrieben werden (im BHB beschrieben).

5.2.2 Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers

Postuliert man den Ausfall der Kühlwasserversorgung für beide Blöcke, so steht in beiden Blöcken die Notfallmaßnahme sekundärseitiges „feed and bleed“ letztlich mit einer Bespeisung der Dampferzeuger über mobile Pumpen zur Verfügung.

Da die Spannungsversorgung der Anlage verfügbar ist, erfolgt die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens über die Notstandsmaßnahme BE-Lagerbecken-Notkühlung. Die Rückkühlung des Beckenkühlsystems erfolgt durch das Feuerlöschsystem gemäß BHB.

Darüber hinaus kann die Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken bei nicht verfügbaren Beckenkühlern durch Überspeisen mit kaltem Kühlmittel aus unterschiedlichen Quellen auch unter Nutzung des Einspeisestutzens an der Leitung zum Sumpfrückspülsystem erfolgen.

Für die Brennelement-Lagerbeckenkühlung gelten weiterhin die bereits unter dem Postulat Station Blackout aufgeführten Maßnahmen.

Selbst ein postulierter langfristiger Ausfall des Nebenkühlwassersystems eines Blockes führt zu keinen Störfallsequenzen, die nicht beherrscht werden. Gleiches gilt für das Postulat eines solchen Ausfalls in beiden Blöcken.

Nach Ausfall der primären Wärmesenke wird die Wärme aus dem Reaktorkern über die Dampferzeuger an die Atmosphäre abgegeben. Die Dampferzeuger werden

- vom Nachbarblock (KWB-B oder KWB-A)
- vom zusätzlichen Sekundäreinspeisesystem
- passiv durch sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen
- nach Druckentlastung mit Hilfe einer mobilen Pumpe

bespeist. Durch diese Maßnahmen ist die Kernkühlung jederzeit sichergestellt, BE-Schäden im Reaktorkern sind dauerhaft auszuschließen.

Zur langfristigen Kühlung des BE-Beckens kann in beiden Blöcken der BE-Beckenkühler mit Feuerlöschwasser gekühlt werden. Auf Grund der vorhandenen Energieversorgung können die Beckenkühlpumpen ohne Einschränkung betrieben werden. Im BHB ist vorgesehen, das Feuerlöschwasser über den Auslauf des Nebenkühlwassersystems in das Kraftschlussbecken abzuleiten. Bei beschädigtem Auslauf kann das Wasser auch über das Kraftwerksgelände ablaufen.

Bei nicht verfügbarer Beckenkühlung kann die Wärmeabfuhr aus dem BE-Becken durch überspeisen mit kaltem Kühlmittel aus den Flutbehältern erfolgen. Zur Einspeisung eines Flutbehälters ins BE-Becken ist nur ein kurzzeitiger Betrieb der zugehörigen Nachkühlpumpe notwendig, so dass diese auch ohne Kühlwasserversorgung betrieben werden kann. Der Flutbehälter der ersten Redundanz kann auch mit der Notstandsnachkühlpumpe eingespeist werden. Diese Pumpe kann über das Feuerlöschsystem gekühlt werden.

Durch diese Maßnahmen sind BE-Schäden im BE-Becken dauerhaft auszuschließen.

5.2.2.1 Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke

Die beiden Blöcke verfügen jeweils über einen eigenen, voneinander getrennten Kühlwassereinlauf. Bei Ausfall der Kühlwasserversorgung eines Blocks wird die nötige Versorgung mit Speisewasser zur Wärmeabfuhr über die Blockstützung durch den Nachbarblock sichergestellt.

Sind beide Blöcke betroffen, ist die Wärmeabfuhr mit Hilfe des zusätzlichen Sekundäreinspeisesystems gegeben. Darüber hinaus kann die Versorgung mit Kühlwasser für die Dampferzeuger über mobile Pumpen gewährleistet werden.

Als alternative Wärmesenke zum Nebenkühlwasser kann zudem das Feuerlöschsystem für die Beckenkühlung und die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mit der Notstandsnachkühlpumpe verwendet werden.

5.2.2.2 Mögliche zeitliche Einschränkungen für die Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke und Möglichkeiten für weitere zeitlicher Reserven

Für die Verfügbarkeit des Feuerlöschsystems existieren keine zeitlichen Einschränkungen. Das Feuerlöschsystem steht kontinuierlich zur Verfügung und geht im Anforderungsfall ohne zeitliche Verzögerung in Betrieb.

5.2.3 Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser und der alternativen Wärmesenke

Auch ohne das Feuerlöschsystem als alternative Wärmesenke kann die Nachzerfallsleistung der Anlage wie in Kapitel 5.1.3 beschrieben über die DE mit Bespeisung vom zusätzlichen Sekundäreinspeisesystem (mindestens 10h) an die Atmosphäre oder durch die Notfallmaßnahme sekundärseitiges „feed and bleed“ bis zur Übernahme durch stationären Einrichtungen langfristig abgeführt werden.

Für die Notfallmaßnahmen stehen als Quellen für die Einspeisung in die Dampferzeuger und Kühlung des Lagerbeckens verschiedene Brunnen auf dem KW-Gelände oder natürliche Wasserspeicher in der Umgebung (z.B. Rhein, künstliche Seen) zur Verfügung.

5.2.3.1 (Externe) Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden

Alle notwendigen Maßnahmen um eine Degradation von Brennelementen zu vermeiden können, wie oben beschrieben, am Standort Biblis mit dem auf der Anlage befindlichen Eigenpersonal ohne zusätzliche externe Maßnahmen durchgeführt werden.

Desweiteren steht eine umfangreiche bereitschaftgehende Notfallorganisation mit entsprechenden technischen Equipment zur Verfügung, die im Anforderungsfall nach ca. 1 Stunde einsatz- und handlungsfähig ist.

Das bereitschaftsgehende Fachpersonal ist im Rahmen der Notfallorganisation mit den ggf. erforderlichen Anschluss der mobilen Aggregate betraut, bzw. kann Reparaturen und Instandsetzungen an Komponenten durchführen.

5.2.3.2 Zeit zur Wiederherstellung verlorener Wärmesenken oder für externe Maßnahmen

Reaktor:

Bei Ausfall der gesamten Bespeisung inklusive des zusätzlichen Sekundäreinspeisesystems stehen ca. 2 Stunden zur Verfügung, um die beschriebenen Maßnahmen (Kapitel 5.1.3.) durchzuführen.

BE-Becken:

KWB-A:

Die Nachzerfallsleistung im BE-Becken liegt zwischen 0,5 MW und max. 2 MW (Kern ist im RDB). Damit ergibt sich ein konservativer Aufheizgradient von ca. 0,3 °C/h bis ca. 1,1°C/h (Masse BE-Beckenwasser 1.500.000 kg). Dabei wurden Phänomene wie z.B. Verdunstungskühlung und Wärmeabfuhr durch Aufheizung der Strukturen nicht berücksichtigt. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C ergibt sich eine Karenzzeit zwischen 3 und > 10 Tagen, bis die Beckentemperatur 100°C erreicht ist.

Unmittelbar nach Kern entladen beträgt die Nachzerfallsleistung ca. 10 MW im BE-Becken. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C dauert es ca. 13 Stunden bis eine BE-Beckentemperatur von 100°C erreicht ist. Das Kühlmittel aus dem BE-Becken verdampft. Bis zum Freilegen der BE-Köpfe (ca. 1005 m³ Kühlmittel müssen verdampfen) vergehen ca. 64 Stunden. In der Karenzzeit von ca. 77 Stunden (> 3 Tage) wird über vorhandene anlagentechnische Einrichtungen (z.B. Stutzen in der Sumpfrückspüleleitung) die Ergänzung des BE-Beckenwassers sichergestellt. Bei ca. 6 bar Containmentdruck (Differenzdruck SB/Atm.) erfolgt die gefilterte Druckentlastung (Venting).

KWB-B:

Die Nachzerfallsleistung im BE-Becken liegt zwischen 0,5 MW und max. 2 MW (Kern ist im RDB). Damit ergibt sich ein konservativer Aufheizgradient von ca. 0,3 °C/h bis ca. 1,2°C/h (Masse BE-Beckenwasser 1.380.000 kg). Dabei wurden Phänomene wie z.B. Verdunstungskühlung und Wärmeabfuhr durch Aufheizung der Strukturen nicht berücksichtigt. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C ergibt sich eine Karenzzeit zwischen 3 und > 10 Tagen, bis die Beckentemperatur 100°C erreicht ist.

Unmittelbar nach Kern entladen beträgt die Nachzerfallsleistung ca. 10 MW im BE-Becken. Ausgehend von einer BE-Beckentemperatur von 25°C dauert es ca. 12 Stunden bis eine BE-Beckentemperatur von 100°C erreicht ist. Das Kühlmittel aus dem BE-Becken ver-

dampft. Bis zum Freilegen der BE-Köpfe (ca. 870 m³ Kühlmittel müssen verdampfen) vergehen ca. 55 Stunden. In der Karenzzeit von ca. 67 Stunden (~ 2,8 Tage) wird über vorhandene anlagentechnische Einrichtungen (z.B. Stutzen in der Sumpfrückspüleleitung) die Ergänzung des BE-Beckenwassers sichergestellt. Bei ca. 6 bar Containmentdruck (Differenzdruck SB/Atm.) erfolgt die gefilterte Druckentlastung (Venting).

5.2.4 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers

Fazit: Bei der Durchführung der oben aufgeführten Maßnahmen entstehen bei Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers keine Kernschäden.

5.2.5 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers

Die beiden Blöcke verfügen jeweils über einen eigenen, voneinander getrennten Kühlwassereinlauf. Bei Ausfall der Kühlwasserversorgung eines Blocks wird die nötige Versorgung mit Speisewasser zur Wärmeabfuhr über die Blockstützung durch den Nachbarblock sichergestellt.

Sind beide Blöcke betroffen, ist die Wärmeabfuhr mit Hilfe des zusätzlichen Sekundäreinspeisesystems gegeben. Darüber hinaus kann die Versorgung mit Kühlwasser für die Dampferzeuger über mobile Pumpen gewährleistet werden.

Als alternative Wärmesenke zum Nebenkühlwasser kann zudem das Feuerlöschsystem für die Beckenkühlung und die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mit der Notstandsnachkühlpumpe verwendet werden.

5.3 Ausfall der primären Wärmesenke mit „Station Blackout“

Für die Definition des „Station-Blackout“ wird der IAEA Safety Guide NS-G-1.8 herangezogen, der folgenden ins Deutsche übersetzten Wortlaut hat:

“Ein Station-Blackout ist der vollständige Verlust der Wechselstromversorgung aus dem externen Netz, vom Generator und aus den Notstromsystemen. Es beinhaltet nicht den Ausfall der unterbrechungsfreien Wechselstromversorgung oder den Ausfall von alternativen Wechselstromversorgungen.“

Demnach wird im Kraftwerk Biblis der „Station Blackout“ nach obiger Definition für einen Block mit der Blockstützung vollständig beherrscht. Der sich ergebende Fall entspricht einem „Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle“ (siehe Abschnitt 5.2).

Beim Eintritt eines „Station Blackout“ in beiden Blöcken ergeben sich durch die Kombination mit dem Verlust der primären Wärmesenke keine neuen Aspekte, die über die bereits in den vorhergehenden Abschnitten behandelten hinaus gehen.

5.3.1 Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern

Siehe Abschnitt 5.3

5.3.2 Externe Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden

Siehe Abschnitt 5.3

5.3.3 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers mit „Station Black-out“

Siehe Abschnitt 5.3

6 Anlageninterner Notfallschutz

6.1 Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen

Notfallmaßnahmen sind für Ereignisse mit auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4 erstellt worden. Sie dienen dazu, die Anlage in den sicheren Zustand zurückzuführen, um die grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele: Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente, Einschluss der radioaktiven Stoffe) zu gewährleisten bzw. Auswirkungen solcher Anlagenzustände auf die Umgebung zu minimieren.

Dies bedeutet, dass ein Mehrfachversagen redundanter, diversitärer und räumlich getrennter Systeme, in Biblis betrifft dies insbesondere auch die Blockstützung, unterstellt wird. Beispielhaft für einen unterstellten Ausfall der Speisewasserversorgung setzt dies für die Doppelblockanlage Biblis das Versagen folgender Systeme voraus:

- drei betriebliche Hauptspeisewasserpumpen je Block,
- vier notstromgesicherte Notspeisewasserpumpen je Block, und
- zwei dieselbetriebene, unabhängige sekundärseitige Einspeisepumpen (zusätzliches Sekundäreinspeisesystem).

Notfallmaßnahmen beziehen sich nicht auf bestimmte Ereignisse, sondern sind geeignet, den Mehrfachausfall sicherheitstechnischer Systemfunktionen unabhängig von dessen Ursache zu überbrücken. Notfallmaßnahmen nutzen alle verfügbaren, auch nicht für die Störfallbeherrschung ausgelegten Systeme. Diese Systeme dürfen auch außerhalb ihres normalen Einsatzbereiches eingesetzt werden. Eine Beeinträchtigung ihrer normalen Funktion oder eine Beschädigung wird dabei in Kauf genommen.

Die in Biblis vorgehaltenen und in der Anlagendokumentation berücksichtigten Notfallmaßnahmen sind so konzipiert, dass sie unter Ausnutzung aller Reserven in erster Linie die Einhaltung der Schutzziele zum Ziel haben und bei unvermeidbarer Schutzzielverletzung die Auswirkungen von Ereignissen auch mit potentieller Kernschädigung minimieren. Dazu liegen in den Notfallhandbüchern und im Krisenstabhandbuch schriftliche Anweisungen und Konzepte etwa zur Wiederherstellung der Spannungsversorgung, der Kühlwasserversorgung von Dampferzeugern, dem Reaktorkern, dem Brennelementlagerbecken oder einzelner sicherheitstechnisch wichtiger Aggregate sowie zur Erhaltung der Barrieren vor.

Für auslegungsüberschreitende Ereignisse sind Entscheidungsprozesse für vorgedachte Maßnahmen ebenso wie für unvorhergesehene Abläufe, die über die schriftlichen Anweisungen im Notfall- und Krisenstabshandbuch hinausgehen, regelmäßig Gegenstand von Übungen.

Die Erkenntnisse und technischen Entwicklungen im Bereich der anlageninternen Notfallmaßnahmen sowie relevante Empfehlungen aus In- und Ausland werden mit dem Ziel ständiger Verbesserung durchgängig verfolgt, weiterentwickelt. Auch die Erkenntnisse aus der aktuell erstellten PSA der Stufe 2 haben das Verständnis zum Anlagenverhalten bei auslegungsüberschreitenden Szenarien weiter vertieft. Alle gewonnenen Erkenntnisse finden Eingang in die Regelungen zu Schulungen und Übungen zur Beherrschung von Notfällen.

6.1.1 Notfallschutzorganisation des Genehmigungsinhabers

Die anlageninterne Notfallschutzorganisation liegt in der Verantwortung des Betreibers und orientiert sich hinsichtlich der zu erbringenden Aufgaben am deutschen Atomgesetz, den darin enthaltenen Verordnungen, hier insbesondere der „Strahlenschutzverordnung“ und der „Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten und Meldeverordnung“. Weitere Vorgaben sind die Empfehlungen des Bundesumweltministeriums zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken (BMU Bekanntmachungen zuletzt vom 12.5.2011) und die Richtlinie Emission Immission (GMBI. 1993, Nr. 29, S. 502) sowie die Zusammenfassung der in Deutschland geltenden Regelungen in der Veröffentlichung „Nationale Notfallschutzorganisation“ Stand 12/00.

Hauptziele sind, bei einem Ereignis Kernschäden (auch im Lagerbecken) zu vermeiden, die Kernkühlung zu sichern oder wieder herzustellen. Die Auswirkungen, selbst bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen, sind frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren Folgen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen. Die hierfür vorgehaltene KW-interne Notfallorganisation orientiert sich an der Normalbetriebsorganisation, arbeitet allerdings mit einer der Situation angemessenen, schlankeren und flexibleren Struktur. Die Abläufe zu Aufbau und Etablierung, zu Weisungswegen, Kompetenzen etc. sind klar geregelt und werden regelmäßig getestet.

Die technischen Reserven der Anlage und externer Systeme sind den verantwortlichen Personen durch gezielte Schulungen bekannt und können im Bedarfsfall flexibel genutzt werden. Diese Systeme dürfen hierbei auch außerhalb ihres normalen Einsatzbereiches eingesetzt werden.

Die Organisation des KW Biblis hat die erforderlichen anlageninternen technischen und administrativen Maßnahmen vorbereitet, die hinsichtlich der Notfalleinrichtungen und Maßnahmen der aufsichtlichen Begutachtung unterliegen.

Die Notfallmaßnahmen sind für Ereignisse mit auslegungsüberschreitenden Auswirkungen der Sicherheitsebene 4 erstellt worden (Mehrfachversagen redundanter, diversitärer und räumlich getrennter Systeme). Sie dienen dazu, die Anlage in den sicheren Zustand zurückzuführen, um die grundlegenden Schutzziele zu gewährleisten.

Darüber hinaus sind ergänzende mitigative Notfallprozeduren (z.B. Krisenstabhandbuch), schriftlich und in Anlehnung an den Aufbau von Notfallhandbüchern, vorbereitet.

6.1.1.1 Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb

Die Schichtmindestbesetzung ist in der Warten- und Schichtordnung beschrieben.

Demnach besteht eine Schichtmannschaft mindestens aus folgendem Personal:

- 1 Schichtleiter (Ingenieur mit Fachkundeprüfung)
- 1 Schichtleitervertreter (Meister oder Techniker mit Fachkundeprüfung)
- 2 Reaktorfahrer (Techniker oder Techniker mit Fachkundeprüfung)
- 3 Anlagenwärtern „M“ (Maschinentechnische - Facharbeiter mit Zusatzausbildung)
- 2 Anlagenwärtern „E“ (Elektrotechnische - Facharbeiter mit Zusatzausbildung)

Die Mindestschichtbesetzung im KWB entspricht in Bezug auf die Fachkundeinhaber (Schichtleiter und Reaktorfahrer) der von der Reaktorsicherheitskommission empfohlenen Mindestschichtbesetzung.

Die Besetzung mit Handwerkern (Elektriker und Schlosser) überschreitet die geforderte Mindestschichtbesetzung der RSK-Empfehlung um einen Mitarbeiter.

Die Organisation des Schichtbetriebes sowie die jeweiligen Verantwortlichkeiten sind detailliert in der Personellen Betriebsorganisation sowie in der Warten- und Schichtordnung beschrieben.

6.1.1.2 Planungen zur Verstärkung die Kraftwerksorganisation für das Notfallmanagement

Aufbau und Besetzung der KW internen Notfallorganisation sind in der sicherheitsspezifizierten Alarmordnung beschrieben und darin in Ereignisfälle unterteilt.

Beim Eintritt eines außergewöhnlichen Ereignisses, das in der Regel vom Schichtleiter des betroffenen Blockes oder vom Objektsicherungsdienst gemeldet wird, entscheidet der Leiter des Kraftwerk / Abwesenheitsvertreter oder der Hauptbereitschaftshabende, ob und ggf. welche organisatorischen Einheiten der KW-Notfallorganisation einzuberufen sind.

Die Notfallorganisation besteht aus verschiedenen organisatorischen Einheiten und ist gegenüber der Organisation für den bestimmungsgemäßen Betrieb gestrafft, so dass Kommunikations- und Weisungswege verkürzt werden.

Die Notfallorganisation gliedert sich in drei Ebenen:

- Haupteinsatzleitung (HEL)
- Einsatzleitungen (EL)
- Einsatzeinheiten (EE)

Demgemäß trifft die HEL die wesentlichen Entscheidungen über Vorgehens- und Verhaltensweisen hinsichtlich durchzuführender Maßnahmen im KW-Bereich, beschließt und veranlasst die Auslösung der noch erforderlichen Alarme, informiert die in Frage kommenden Stellen und setzt die erforderlichen Meldungen ab.

Die EL werden auf Veranlassung der HEL bedarfsorientiert gebildet. Sie beurteilen die Situation, lösen Fachfragen in ihrem Zuständigkeitsbereich und veranlassen die Durchführung von erforderlichen Maßnahmen durch die ihnen zugeordneten Einsatzeinheiten. Sie setzen die von der HEL getroffenen Entscheidungen um und informieren die zuständige Funktion in der HEL über die aktuelle Lage und die bereits getroffenen Maßnahmen. Untereinander stimmen sich die EL über die durchzuführenden Maßnahmen ab.

Die EE werden auf Veranlassung der HEL bedarfsorientiert gebildet. Sie führen alle erforderlichen Maßnahmen im Rahmen ihres Zuständigkeitsbereiches auf Weisung der übergeordneten EL oder der HEL durch. Die Besetzung (Anzahl und Personen) der EE ist organisatorisch festgelegt. Erforderlichenfalls können auch bestehende organisatorische Einheiten personell umstrukturiert werden (z. B. Hinzuziehung von Spezialisten). Die Einberufung und Besetzung der EE richtet sich nach den speziellen Erfordernissen des eingetretenen außergewöhnlichen Ereignisses.

6.1.1.3 Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz

Details zur Notfallorganisation und deren Aufbau sind im Kraftwerks- Organisationshandbuch festgelegt. Je nach Lage und Ereignis werden die Bereitschaften, Führungskräfte,

eine Einsatzleitung (Alarmierungsvorstufe) oder die gesamte Notfallorganisation mit allen Einsatzleitungen und Einsatzeinheiten gebildet.

Bereits bei einer zu besorgenden Schutzzielverletzung wird die gesamte Notfallorganisation vorsorglich aufgebaut.

Für alle wesentlichen Funktionen sind rund um die Uhr festgelegte Bereitschaftsdienste eingerichtet, die jederzeit auch über ein Alarmierungssystem erreichbar sind.

Durch den Bereitschaftsdienst der Betriebsleitung ist sichergestellt, dass die Betriebsleitung ständig erreichbar und innerhalb kurzer Zeit anwesend sein kann. Der zuständige Mitarbeiter der Rufbereitschaft kann nach den Erfordernissen des Betriebes aus verschiedenen Fachbereichen/Teilbereichen/Gruppen Unterstützung anfordern. Für die im jeweiligen Alarmfall zu rufende Bereitschaft sind Bereitschaftspläne vorhanden.

In regelmäßig stattfindenden Notfallschutzübungen wird die Alarmierung des Notfallstabes mit den Einsatzeinheiten und Bereitschaften geübt. Dabei wird die verfügbare und ausreichende Personalstärke und die Zeit bis zur Einsatzbereitschaft überprüft. Dadurch wird sichergestellt, dass der KW-Notfallstab, bestehend aus den Leitern der Einsatzleitungen, nach einer Stunde und die gesamte Notfallorganisation des Kraftwerks nach zwei Stunden einsatzbereit ist.

Im KW-Biblis gliedert sich die Notfallorganisation in eine Haupteinsatzleitung (HEL), untergeordnete Einsatzleitungen für Betrieb (EL-B) Überwachung (EL-U) und Sonderdienste (EL-S) sowie in der letzten Ebene in Einsatzeinheiten für Werkfeuerwehr, Strahlenschutz, Chemie, Physik etc. Je nach Sachlage werden alle oder nur einige dieser organisatorischen Einheiten gebildet. Dem Spektrum der möglichen Aufgabenstellungen entsprechend sind alle Funktionen im Notfallstab vertreten. Die Gesamtverantwortung liegt in allen Fällen beim Haupteinsatzleiter, besetzt durch den Leiter der Anlage, seinen Vertretern bzw. dem Hauptbereitschaftshabenden.

6.1.1.4 Externe technische Unterstützung bei Notfall- und Schutzmaßnahmen

Es sind vertragliche Vereinbarungen mit folgenden Organisationen getroffen und in der Alarmordnung aufgeführt:

- Kerntechnischer Hilfsdienst GmbH Karlsruhe (technische Hilfeleistung, Umgebungsüberwachung, Kommunikationseinrichtungen)
- AREVA DWR Krisenstab, Erlangen (Beratung und Hilfestellungen bei kerntechnischen Ereignissen)

Weiter gibt es vertragliche Vereinbarungen mit den nahegelegenen KKW zur Umgebungsüberwachung:

- EnBW GKN, Neckarwestheim
- EnBW KKP, Phillipsburg
- EnBW KWO, Obrigheim

Weiter bestehen regelmäßige Kontakte zu den für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden wie Landratsamt Heppenheim (Amt für Brand- und Katastrophenschutz), Regierungspräsidium Darmstadt (Arbeitssicherheit, Polizei, Gewässerschutz, etc.), Hessisches Innenministerium (Katastrophenschutz, GABC-Züge), Umweltministerium Baden Württemberg, Bundesamt für Strahlenschutz (diverse Forschungsvorhaben rund um das Thema Ausbreitungsprognosen), umliegende öffentliche Feuerwehren, Technisches Hilfswerk THW, Technische Überwachungsvereine (TÜV SÜD / Nord / Köln / ESN), RWE Netzbetriebe, Firmen (Notlieferungen: z.B. Kraftstoffe, Borsäure, Strahlenmess- und Strahlenschutztechnik), Örtlicher Bundeswehrstützpunkt KVK Bergstraße.

Mit den aufgeführten Institutionen und Firmen wurden deren technische und personelle Möglichkeiten analysiert und in wichtigen Punkten (z.B. Kraftstofflieferung, technische Hilfeleistung und Beratung, s.o.) vertraglich geregelt. Die Möglichkeiten wurden entweder auditiert, geübt oder durch gegenseitige Besuche verifiziert.

Der GRS – Katalog „Hilfsmöglichkeiten bei kerntechnischen Unfällen“ bietet weitere Möglichkeiten zur Anforderung von Hilfsgütern und personeller Unterstützung.

Darüber hinaus bestehen vielfältige Kontakte zu anderen Betreibern, einschlägige Fachgremien (insbesondere VGB AK Krisenstab und Bundesamt für Strahlenschutz, Arbeitskreis Notfallschutz im Dachverband der International Radiation Protection Assoziation, Fachverband Strahlenschutz, ISOE, WANO, RSK, SSK) zu denen auch Mitglieder aus der Schweiz, Niederlande, Belgien, Spanien und Frankreich zählen. Auch diese könnten im Anforderungsfall für Unterstützungsleistungen angefragt werden. Die Kontakte sind der Alarmordnung und den Krisenstabunterlagen zu entnehmen, beides wird durch wiederkehrende Prüfungen aktuell gehalten.

6.1.1.5 Verfahren, Ausbildung und Übungen

Die notwendige Ausbildung des Personals sowie der Erhalt der Fachkunde ist durch die deutschen Fachkunderichtlinien und BMI-Rahmenempfehlungen geregelt. Weiterhin werden die Fähigkeiten des Personals sowie die Zusammenarbeit des Notfallstabes mit der

Betriebsmannschaft, dem Einsatzpersonal und den externen Stellen im Rahmen regelmäßig stattfindender, realitätsnahen Evakuierungs- und Katastrophenschutzübungen getestet und wenn nötig verbessert. Die Szenarien sowie die erforderliche Fachkunde des Notfallstabes orientieren sich an den Vorgaben der RSK, wobei in den meisten Fällen der Kraftwerkssimulator zur Übungssteuerung eingesetzt wird.

Zur Erfüllung der Auflagen aus der Errichtungsgenehmigung sind jährlich 2 Übungen mit Beteiligung der gesamten Notfallorganisation nachzuweisen.

Das Konzept mit den zu erwartenden Abläufen und Zielen der Übung und die Ergebnisse werden in Berichtsform festgehalten, einschließlich einer Mängel- und Verbesserungsverfolgung (Eingang auch im Qualitätsmanagement Verfahren).

6.1.2 Nutzung vorhandener Ausrüstung

Die verfahrenstechnischen Reserven der Anlage und externer Systeme sind den verantwortlichen Personen bekannt und können flexibel genutzt werden. Weiter sind in den Notfallhandbüchern und in den Notfallprozeduren des Krisenstabhandbuches die erforderlichen Hilfsmittel einschließlich der Angabe der Lagerorte aufgeführt. Wiederkehrende Prüfungen sichern die Einsatzbereitschaft.

6.1.2.1 Nutzung externer mobiler Geräte

Alle zur Störfallbeherrschung notwendigen mobilen Geräte sind im Notfall- oder Krisenstabhandbuch einschließlich Lagerort und der benötigten Zeit sowie der zur Verfügung stehenden Karenzzeit aufgeführt.

Die Zugänglichkeit des Geländes wird bei Bedarf durch eigenes schweres Räumgerät oder durch z.B. vertraglich gesicherte Unterstützung der KHG (Kerntechnische Hilfsdienst GmbH) ermöglicht. Regelmäßige Übungen oder wiederkehrende Prüfungen sichern die Einsatzfähigkeit. Die Kerntechnische Hilfsdienst GmbH verfügt zudem über ferngesteuerte Räumgeräte, die im Bedarfsfall verfügbar sind.

Außerdem stehen die öffentlichen Hilfsdienste wie THW, Feuerwehr, etc. mit entsprechenden Gerätschaften zur Verfügung.

Darüber hinaus befinden sich in der Metropolregion Rhein/Neckar große Industriekomplexe wie z.B.

- BASF
- Merck

- Bilfinger + Berger

über die ggf. auch zusätzliches Räummaterial angefordert werden kann.

6.1.2.2 Regelungen für und Management von Betriebs- und Hilfsmitteln

Zu betrachten sind an dieser Stelle Regelungen für Komponenten, die in einer unterstellten Notfallsituation erforderlich sind. Für alle weiteren Betriebs- und Hilfsmittel gibt es umfangreiche interne Vorgaben und Prüfungen, die eine ausreichende Bevorratung sicherstellen.

Die Lieferungen von z.B. Kraftstoffen, Borsäure, Wasser, Strahlenmess- und Strahlenschutztechnik, Wartungen etc. sind (auch für Notfälle) vertraglich gesichert. Durch örtlich getrennte Vorratshaltung oder gegenseitige Unterstützung (ortsnahe KKW, Betriebe, örtliche Feuerwehren etc.) ist ein Zugang zu Betriebs- und Hilfsmitteln jederzeit möglich.

6.1.2.3 Management des Strahlenschutzes

Anhand der vorhandenen Dosisleistungsmessungen (permanente Messung der Ortsdosisleistung und Edelgasaktivitätskonzentration auf der Warte, mobile Geräte in Notfallschränken) würden die Randbedingungen für das Vorgehen hinsichtlich Begrenzungsmaßnahmen, Management bezüglich der Strahlenbelastung des Personals und Maßnahmen zur Begrenzung durch die Strahlenschutzbeauftragten festgelegt werden. Bei schnellen Ereignissen sind die verantwortlichen Schichtleiter für die zu ergreifenden Erstmaßnahmen gemäß der deutschen Strahlenschutzverordnung (§59 StrlSchV) unterrichtet und bis zum Aufbau der Notfallorganisation zuständig.

Die Einsatzräume selbst bieten bereits eine Abschirmung, z.B. ist die Haupteinsatzleitung (HEL) im Keller des Kantinengebäudes untergebracht, der eine zuschaltbare Schwebstofffilter-/Aktivkohlefilteranlage (Abscheidegrad für J-131 >99 %, Schwebstofffilter Klasse H13) besitzt. Die Räume der Haupteinsatzleitung sind weit genug von den Reaktorgebäuden und Fortluftkaminen beider Blöcke entfernt. Der Zugangsweg von der Kraftwerkspforte aus zur Haupteinsatzleitung ist z.T. durch die Geländeform und weitere Gebäude (Verwaltungsgebäude, Sozialgebäude und Kantine) von der potentiellen Direktstrahlung der Kraftwerksblöcke abgeschirmt.

Die Zuluftanlagen der Blockwarten sind ebenfalls mit einer zuschaltbaren Filteranlage gleicher Qualität wie in der HEL ausgestattet (Abscheidegrad für J-131 >99 %, Schwebstofffilter Klasse H13).

Im Falle von luftgetragener Aktivität wäre in Anlehnung an die betriebliche Regelung zum Atemschutz bei Erreichen von Aktivitätskonzentrationen für an Schwebstoffen gebundene

radioaktive Partikel oder Jod 131 $> 1000 \text{ Bq/m}^3$ (dies entspräche bei einem Aufenthalt von 40 Stunden einer zu erwartenden effektiven Folgedosis von ca. 10 mSv) ein temporärer Einsatz unter Atemschutz als erster Schritt gegeben. Darüber hinaus würde gemäß Interne Anweisung „Maßnahmen zur Jodblockade im Kraftwerk Biblis“ bei absehbar länger anhaltender Aktivitätskonzentration von $1,0 \text{ E}+5 \text{ Bq/m}^3$ oder bei zu erwartender Spaltproduktfreisetzung ins Freie die Einnahme von Jodtabletten empfohlen.

Hinsichtlich einer Direktstrahlung sind in einem gestaffelten Konzept die Grenzwerte und Schutzwerte der Strahlenschutzverordnung zu beachten. Basis für die zu treffenden Entscheidungen ist die Interne Anweisung „Schutzmaßnahmen bei hoher Dosis“, die in einem gestaffelten Konzept die Schutzmaßnahmen auf dem Kraftwerksgelände bis zum Erreichen einer Dosis durch Direktstrahlung und Inkorporation in Höhe von 20 mSv und darüber hinaus regelt. Dies entspricht sogar noch den Vorgaben des §55 StrSchV bei beruflicher Strahlenexposition im Normalbetrieb.

Die Besetzung der Warte ist auch unter Beachtung der Vorgaben der Strahlenschutzverordnung in diesen Fällen gegeben, was im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens zur „Gefilterten Druckentlastung“ auf Basis eines angenommenen Kernschmelzunfalles für das Wartepersonal berechnet und bestätigt wurde.

Strahlenschutzverantwortlicher

Strahlenschutzverantwortlicher ist die RWE Power AG, vertreten durch den Vorstand. Das Vorstandsmitglied der RWE Power AG nimmt die Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen wahr. Der Leiter des Kraftwerks ist zum Strahlenschutzbevollmächtigten vor Ort bestellt und ist mit der Wahrnehmung der Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen im Sinne der §§ 15 und 31 bis 33 StrlSchV betraut.

Strahlenschutzbeauftragte

Der Strahlenschutzverantwortliche vor Ort hat im Bereich des Kraftwerkes Strahlenschutzbeauftragte im Sinne §§ 31 bis 33 StrlSchV bestellt. Die benannten Personen und deren Abwesenheitsvertreter sind im Betriebshandbuch aufgeführt. Die Erreichbarkeit eines Strahlenschutzbeauftragten außerhalb der Normalarbeitszeit ist durch einen Bereitschaftsdienst sichergestellt. Für die Zeit außerhalb der Normalarbeitszeit – und soweit kein Strahlenschutzbeauftragter im Kraftwerk anwesend ist –, ist der Schichtleiter für die ereignisbedingten Strahlenschutzaufgaben verantwortlich.

6.1.2.4 Interne und externe Kommunikations- und Informationsmittel

Dies sind:

- Betriebliche Telefonanlage im Nebenanlagengebäude. Energieversorgung über gesicherte Einspeisung mit Batteriepufferung für ca. 10h.
- Vodafone-Handys für die Bereitschaftshabenden. Unabhängige Stromversorgung (Akku).
- Ausnahmehauptanschlüsse, d.h. analoge Telefonanschlüsse, unabhängig von der Kraftwerkstelefonanlage mit Rufnummern aus dem Ortsnetz Lampertheim (Vorwahl Lampertheim) auf der Warte Block A und in der Haupteinsatzleitung.
- Eigenständige, unabhängige Direktverbindungen zur Polizeidirektion Darmstadt über
 - Drahtweg per Direktleitung
 - Satellitenfunk (Inmarsat, umschaltbar auf andere Satelliten).

Für eine innerbetriebliche elektronische Kommunikation steht das PC-Netzwerk (LAN-System) auch im Einsatzfall zur Verfügung. Es erlaubt den Zugriff auf alle erforderlichen Betriebsunterlagen. Eine Krisenstabsoftware für eine elektronische Lageerfassung und Darstellung (ELAB) steht ebenfalls zur Verfügung. ELAB hat sich bei Übungen, auch mit Externen, als wertvolles Hilfsmittel zur schnellen und exakten Kommunikation der Einsatzkräfte ausgezeichnet.

Ein Komplettausfall der Telefonnetze, Einrichtungen und deren Stromversorgung ist damit äußerst unwahrscheinlich, da eine Vielzahl von Kommunikationseinrichtungen mit zum Teil unabhängiger Stromversorgung zur Verfügung steht.

Bei Ausfall der öffentlichen Telefonnetze und Stromversorgung stehen die folgenden Systeme weiter zur Verfügung:

- Mobile Satellitentelefone, 4 Stück akkuversorgt (8 Stunden Sprechzeit, 100 Stunden Standby)
- BOS-Funk (nicht öffentlicher mobiler UKW-Landfunkdienst für Behörden und Organisationen mit Sicherheitsaufgaben) mit zwei Frequenzbändern.
- Cityruf: Die Bereitschaften werden über den satellitengestützten Cityruf alarmiert, wenn die öffentlichen Telefonnetze nicht mehr zur Verfügung stehen oder überlastet sind. Der

Cityruf-Dienst ist durch unterbrechungslose Stromversorgung gestützt und ist auch bei der Zerstörung herkömmlicher Übertragungswege noch verfügbar.

- Funkmeldeempfänger der Feuerwehr-Bereitschaft. Die Alarmierung erfolgt nach Anforderung des Kraftwerks von der Leitstelle Bergstraße in Heppenheim.

6.1.3 Ermittlung von Faktoren, welche das Notfallmanagement behindern können

6.1.3.1 Weitgehende Zerstörung der Infrastruktur oder Überflutung in der Standortumgebung, welche den Zugang zum Kraftwerksgelände behindert

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen wurden für den Anforderungsfall hinsichtlich ihrer Durchführbarkeit untersucht und sind von den „äußeren Randbedingungen“ des jeweiligen Unfallablaufes abhängig.

Aus den Ereignissen in Fukushima I ergaben sich weitere Aspekte bzgl. zu betrachtender Randbedingungen für Unfallabläufe und den zu ergreifender Notfallmaßnahmen, wie z. B.:

- weitgehender Zerstörung der Infrastruktur inkl. der Kommunikationseinrichtungen (erschwerte technische und personelle Unterstützung von außen)
- Durchführbarkeit und Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen äußerer Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabsturz)
- Aktivitätsfreisetzung am Standort
- Nichtzugänglichkeit und Beeinträchtigung von Arbeitsmöglichkeiten aufgrund hoher Ortsdosisleistungen oder Trümmerbildung
- Unverfügbarkeit der Stromversorgung
- Langfristiger Ausfall der Nebenkühlwasserversorgung
- Zerstörung elektro- und leittechnischer Einrichtungen durch Ereignisse innerhalb der Anlage
- Gleichzeitiges Auftreten ähnlich gearteter Vorgänge und Unfallabläufe in mehreren/allen Anlagen eines Standortes
- Räumung der Anlage (Besetzung der Ausweichstelle oder der Notsteuerstelle, Sicherstellung der Kommunikation, Einsatzplanung und -lenkung, Durchführung eines Störfallmessprogramms)

Die erforderlichen Notfallmaßnahmen und Prozeduren bei Kern-/Brennelementschäden (einschließlich BE-Lagerbecken) sind auch unter erschwerten Bedingungen durchführbar.

6.1.3.2 Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder -systemen

Siehe Kap. 6.1.2.4

6.1.3.3 Erschwerende radiologische Randbedingungen

Wie im Kapitel 6.1.2.3 erläutert wurden die radiologischen Bedingungen bei Unfällen untersucht. Die Durchführbarkeit der Notfallmaßnahmen und Notfallprozeduren wird dort auch unter erschwerten Bedingungen aufgezeigt.

Sollte sich die Notwendigkeit ergeben, die Einsatzräume der Notfallorganisation temporär oder längerfristig zu räumen stehen als Alternative mehrere Ausweichstellen in unterschiedlichen Entfernungen und Sektoren vom KW zur Verfügung. Die Entscheidung trifft die HEL unter Berücksichtigung der radiologischen Gegebenheiten und der Anlagensituation.

6.1.3.4 Auswirkungen auf den Zugang und die Nutzbarkeit der Hauptwarte und Notsteuerstelle sowie Gegenmaßnahmen

Im Falle einer Zerstörung der Hauptwarte, z. B. durch Einwirkungen von außen (EVA), stehen die EVA-geschützte Notsteuerstelle zur Verfügung. Gleichfalls können die wichtigsten Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzziele von der Notstands-Steuerstelle im jeweiligen Nachbarblock eingeleitet werden.

Darüberhinaus steht mit dem gegen EVA geschützten, autarkem und automatisierten zusätzlichen sekundärseitigen Einspeisesystem ein zusätzliches System zur Verfügung, welches die Anlage für mindestens 10 h in einem sicheren Zustand halten kann.

6.1.3.5 Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und/oder Einrichtungen

Für einen Anstieg des Strahlenpegels auf Werte im Bereich von bis zu einigen mSv/h außerhalb von Kontrollbereichen bleiben die Notfallräume besetzbar. Anhand der mobilen Messgeräte für Dosisleistungsmessungen (permanente Messung der Ortsdosisleistung und Edelgasaktivitätskonzentration auf der Warte, mobile Geräte in Notfallschränken) würden im Einzelfall die genaueren Randbedingungen festgelegt werden.

Wie in der Rahmenempfehlung zum Katastrophenschutz vorgesehen, ist für den Fall, dass die Anlage unfallbedingt verlassen werden muss, ein Ersatzeinsatzraum für die Notfallor-

ganisation eingerichtet (Ausweichstelle). Sie befindet sich außerhalb der Mittelzone und außerhalb der Hauptausbreitungsrichtung. Die vom Kraftwerk etwa 10 km entfernte Ausweichstelle enthält die nach BMU Rahmenempfehlungen zu Katastrophenschutz (2008) und Notfallschutz (2010) notwendigen Hilfsmittel wie Kommunikationseinrichtungen (Telefon, FAX, Fernseher usw.) und zum Personenschutz erforderliche Vorräte wie Dosimeter, Filtermasken, Jodtabletten etc. sowie die in KTA 1404 geforderte Zweiddokumentation.

Für den Fall der Besetzung der Ausweichstelle wird eine Direktverbindung zur Katastrophenschutzbehörde und zum Fachberater Strahlenschutz hergestellt. Damit besteht Zugang zu den erforderlichen Anlagenmessdaten/-anzeigen aus KFÜ auch in der Ausweichstelle.

Die Ausweichstelle kann im Bedarfsfall autark über mobile Stromgeneratoren versorgt werden.

Fazit:

Stehen die von der Notfallorganisation genutzten Räume nicht zur Verfügung kann auf die Ausweichstelle ausgewichen werden. Dort stehen alle zur Beurteilung der Lage und zum Einleiten von Maßnahmen notwendigen Informationen zur Verfügung. Es bestehen somit keine wesentlichen Behinderungen für das Notfallmanagement.

6.1.3.6 Durchführbarkeit und Wirksamkeit für Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen durch Erdbeben oder Hochwasser

Erdbeben:

Zum Räumen von Trümmerteilen aus z.B. Flugzeugabsturz, Erdbeben oder großen Schneemassen sind 15 Fahrzeuge (ab 3 t, z.B. Bagger, Stapler, Traktoren etc.) mit Ausrüstung dezentral am Standort ständig vorhanden.

Außerdem besteht die Möglichkeit über den Vertrag mit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH (KHG) auf diverse fernbedienbare Räum- und Inspektionsfahrzeuge mit entsprechendem Zubehör zurückzugreifen.

Darüber hinaus befinden sich in der Metropolregion Rhein/Neckar große Industriekomplexe wie z.B.

- BASF
- Merck
- Bilfinger + Berger

über die ggf. auch zusätzliches Räummaterial angefordert werden kann.

Hochwasser:

Das Kraftwerksgelände im Bereich der Blockanlagen wurde für den permanenten Hochwasserschutz durch Aufschüttungen auf 91,00 m üNN erhöht und liegt damit etwa 3,50 m höher als weite Teile des flach verlaufenden Umlandes.

Die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude der Anlagen Biblis A und B erfolgte auf Basis eines Hochwassers mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-3}/a$ (sog. 1000-jährliches Hochwasser), was einem Rheinwasserstand von 92,5 m üNN entspricht. Bis zu dieser Höhe verfügen die entsprechenden Gebäude über einen Hochwasserschutz (Hochbau bzw. Dammplatten).

Die heute gültigen Vorgaben zur Auslegung gegen Hochwasser gemäß KTA 2207 fordern eine Auslegung der Anlagen gegen ein Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ (sog. 10000-jährliches Hochwasser) und lassen für die Berechnung die Berücksichtigung der Retention vor Ort und im Einzugsgebiet zu. Auf dieser Grundlage wurde für die Anlage Biblis im Rahmen der Genehmigung des Standortzwischenlagers im Jahr 2003 das Bemessungshochwasser auf den Wert von 91,50 m üNN festgelegt. Dieses so ermittelte Bemessungshochwasser kann für den gesamten Kraftwerksstandort Biblis angesetzt werden. Damit beherrscht der Standort Biblis das 10.000-jährliche Hochwasser mit einer Sicherheitsreserve von 1,0 m für die vitalen Anlagenbereiche.

Bei Deichüberflutung oder Deichbruch ist auf Grund der deutlich niedriger liegenden, großflächigen Retentionsflächen beidseitig des Rheins eine Überflutung des Kraftwerksgeländes nicht zu unterstellen.

Für den Fall einer großflächigen Überflutung der für die umliegende Infrastruktur relevanten Retentionsflächen sind Vorsorgemaßnahmen vorgesehen, die die Personalverfügbarkeit und Versorgung der Anlage sicherstellen.

Fazit:

Die Durchführbarkeit der durchweg autarken Notfallmaßnahmen und Notfallprozeduren ist somit auch unter den erschwerten Bedingungen wie Hochwasser, Erdbeben etc. gegeben.

6.1.3.7 Unverfügbarkeit der Stromversorgung

Der Aufbau der Normal-, Reservenetz und Notstromanlagen sowie die gegenseitige elektrische Stützung der Doppelblockanlage und ihre Reserven sind in Kapitel 5 beschrieben.

Unterstellt man den Station Blackout am Standort Biblis müssen zeitgleich folgende Ereignisse eintreten:

- Netzgroßstörung (Ausfall Haupt- und Reservenetz)
- Nicht erfolgreicher Lastabwurf auf Eigenbedarf in beiden Blöcken (Leistungsbetrieb)
- Drittnetzanschluss nicht verfügbar
- 10kV-Querverbindung (Normalnetz) nicht verfügbar
- Nichtstarten von acht Notstromdieseln (4 Notstromdiesel pro Block)

Aufgrund der dreifachen Netzeinspeisung sowie der Stützung durch den jeweiligen Nachbarblock bestehen am Standort Biblis sehr hohe Reserven, bevor überhaupt ein Station Blackout angenommen werden kann.

Bei eingetretenem Station Blackout gewährleisten die vorhandenen Batteriekapazitäten und die darüber hinaus vorhandenen mobilen Stromerzeugungskapazitäten am Standort eine ausreichende Energieversorgung im Wochenbereich bis zur Wiederherstellung des Netzanschlusses.

Das Notfallhandbuch beschreibt die Maßnahmen, die bei einem Station-Blackout die Anlage für eine Wiederaufnahme der Spannungsversorgung aus dem Verbundnetz vorbereiten, sobald die Verbundnetzversorgung wieder zur Verfügung steht.

Die darüber hinaus zur Schutzzeleinhaltung notwendigen Maßnahmen sind in ereignisorientierten Schutzzielbetriebshandbüchern und Notfallhandbüchern festgelegt, oder es sind (bei Versagen der Notfallmaßnahmen) im Krisenstabhandbuch weitere Notfallprozeduren zu Ersatzstromeinspeisung beschrieben.

Die Durchführung dieser Notfallprozeduren bei nicht vorhandener Spannungsversorgung wird in Abhängigkeit der erforderlichen Systeme durch den Notfallstab angeordnet.

Folgende Notfallmaßnahmen sind auch ohne Spannungsversorgung (Normalnetz und Notstromnetz ausgefallen, Batteriekapazität für > 2h vorhanden) durchführbar:

- Automatische Dampferzeugerbespeisung über das zusätzliche sekundärseitige Einspeisesystem
- Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung der Dampferzeuger

- RKL-Druckentlastung über DH-Ventile und anschließende Sicherstellung der Kernbedeckung und Wärmeabfuhr mit mobilen Feuerlöschpumpen (ebenfalls Beschrieben in Notfallprozeduren).
- Gefilterte Druckentlastung des SHB
- Aufbau der EB-Versorgung nach einer Netzstörung und Ausfall aller Notstromdiesel. Die Notfallmaßnahme nutzt die Zeit bis zur Wiederherstellung der Netzversorgung um die Normalnetz- und Notstromschienen für die Spannungswiederkehr vorzubereiten.
- Wasserstoffabbau im SHB: Das Wasserstoffabbausystem im SHB basiert auf passiven autokatalytischen Rekombinatoren.
- In Notfallprozeduren sind die verschiedenen Möglichkeiten zur BE-Beckennotkühlung bei fehlender Energieversorgung mittels mobiler Feuerlöschpumpen geregelt.

Ist das Normalnetz und Notstromnetz nur in einem Block (sog. Notstandsblock) nicht gegeben, können durch die im Notstands-BHB beschriebenen Maßnahmen die Schutzziele des Notstandsblocks eingehalten werden.

6.1.3.8 Potenzial für den Ausfall von Instrumentierungen

Erst mit Eintreten einer Kernschmelze ist damit zu rechnen, dass die Parameter der Auslegung hinsichtlich eines Kühlmittelverluststörfalls überschritten werden. Daher ist davon auszugehen, dass die Instrumentierung, die der Störfallinstrumentierung zugerechnet wird, bis zum Eintreten einer Kernschmelze zuverlässig Daten liefert.

Zu den störfallfesten Messungen zählen insbesondere:

1. Temperaturmessstellen für Kühlmittelin- und Austritt je Loop mit einem Messbereich bis 400° C,
2. Messstellen für die Kernaustrittstemperaturen mit einem Messbereich bis 1000° C
3. Füllstand im Reaktordruckbehälter, MIN1-MIN3
4. Messstellen zur Überwachung des Primärkreisdrucks (je Loop eine und eine am RDB)
5. Füllstandsanzeigen Druckhalter und Dampferzeuger sekundär,
6. Temperatur im Sicherheitsbehältersumpf

7. Füllstand des Wassers im Sicherheitsbehältersumpf
8. Temperatur des Wassers im Brennelementlagerbecken bis 150° C
9. Füllstand im Brennelementlagerbecken
10. Sekundärseitiger Druck der Dampferzeuger
11. Druck im Sicherheitsbehälter
12. Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter
13. Temperatur im oberen Bereich des Sicherheitsbehälters bis 200° C
14. Dosisleistung im Sicherheitsbehälter
15. Emission von Radioaktivität mit der Fortluft

Unter Kernschmelzbedingungen werden die Messgrößen (2, 4, 7, 9, 11, 12, 14, 15) weiterhin zur Verfügung stehen. Die Eignung dieser Messgrößen bei Bedingungen, wie sie bei einem Kernschadensereignis erwartet werden, wurde untersucht und im Rahmen der Genehmigungsverfahren zur Gefilterten Druckentlastung und dem Unfallprobenahmesystem PRONAS berücksichtigt.

Zur Einschätzung des Zustandes von Kern und BE- Becken bei Ausfall der unmittelbaren Instrumentierungen (Temperaturen, Drücke, Neutronenfluss, Füllstandssonden etc.), können die verbliebenen oder alternative Messungen Rückschlüsse auf den Kern/BE-Beckenzustand zulassen oder liefern zumindest wichtige Hinweise. Diese sind vornehmlich:

- Notstandsmessungen die auch im jeweiligen Nachbarblock vorhanden sind (Speisewasserdruck, DE-Füllstand, RKL-Temperatur und RKL-Druck, Neutronenfluss, BE-Beckentemperatur)
- Druck und Temperaturen im Reaktorsicherheitsbehälter und Ringraum
- Dosisleistungen im Containment
- Dosisleistung und (Beta -) Aktivität im Ringraum
- Brennelementaustrittstemperaturen im Kern
- Ventilstellungen, z. B. Primärsicherheitsventile, Gebäudeabschlüsse
- H₂ Konzentration im Containment
- Brandmelder

- Dampferzeugerfüllstände / Bespeisung / Ersatz- Temperaturmessungen
- Füllstand Sümpfe und Flutbehälter
- Leckageüberwachungssystem LÜS
- Gasmessung aus RSB (Hand - Analyse auf CO) oder Borprobe aus Probenahmesystem (RKL, Notnachkühlsystem, BE-Becken)
- Schienenspannung der Steuerstab – Antriebe
- Gasprobe aus SHB, Auswertung auf CO / CO₂
- transportable Messeinrichtungen
- Auswertung vorhandener Prozessrechnerprotokolle zum Ereignisverlauf
- Beobachtungen allgemein (z.B. Kameras in den Anlagenräumen)

Nachfolgend sind die Möglichkeiten zur Messwertermittlung aufgeführt, welche vom KW-Personal mit einfachen Mitteln durchführbar sind und von der Notfallorganisation durchgeführt werden können:

- In den Schaltschränken im Ringraum (Notstandsreaktorschutz- und Schaltschränke der jeweiligen Notsteuerstelle) ist das Anmessen der jeweiligen Signale über festinstallierte Prüfbuchsen möglich. Dies ist unabhängig von der Funktion der Notstandstafeln in der jeweiligen Warte.
- Zur Ermittlung weiterer Messwerte kann z.B. in den Analogschränken, Unterverteilern, etc. die Thermospannung bzw. der Fühlerwiderstand gemessen und der Messwert bestimmt werden.
- Zur Ermittlung von Drücken und Füllständen kann an den Geräteabsperungen mittels vorhandener Mess- und Prüfmittel der Druck bestimmt und daraus Füllstand bzw. Systemdruck ermittelt werden.
- Durch fehlende Spannungsversorgung ausgefallene Messungen können durch provisorisch hergestellte Hilfsenergieversorgung wieder in Funktion gesetzt werden.

Der Ausfall oder eine Messbereichsüberschreitung einzelner Instrumentierungen wird durch alternative Messstellen, z.B. zwei Hochdosisleistungsmessstellen (eine im SHB und eine im Ringraum), bzw. durch weitere Krisenstabhilfsmittel kompensiert.

Resultierend daraus ist in Zusammenarbeit mit dem Hersteller bzw. dem AREVA-Krisenstab eine Analyse/Berechnung des vorliegenden Anlagenzustandes durchzuführen und daraus die weitere Vorgehensweise festzulegen.

6.1.3.9 Potenzielle Auswirkungen durch Nachbarblock

Es gibt keine Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf die Funktionsfähigkeit der für die Vitalfunktionen erforderlichen Systeme im Nachbarblock, da die erforderlichen Systeme im Nachbarblock autark, völlig unabhängig und räumlich getrennt zur Verfügung stehen.

Darüber hinaus stellen die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme des intakten Nachbarblocks und das zusätzliche Sekundäreinspeisesystem auch die Einhaltung der Schutzziele in dem vom Unfall betroffenen Block langfristig sicher.

Bei einem durch Einwirkung von Innen verursachten (EVI) Unfall sind nicht beide Warten gleichzeitig betroffen. Wie bereits zuvor beschrieben stehen Notzuluffilteranlagen für beide Warten zur Verfügung, so dass die Warten besetzt bleiben können. Der Zugang ist bei der zu erwartenden Direktstrahlung über die räumliche Entfernung gewährleistet.

Ebenfalls können die Notsteuerstellen bei Bedarf besetzt werden. Die permanent auf dem Kraftwerksgelände anwesende Werkfeuerwehr in einer Einsatzstärke von mindestens 13 Feuerwehrleuten entlastet das verantwortliche Schichtpersonal von Lösch- und Rettungsaufgaben und erlaubt die Konzentration auf den betroffenen sowie auch auf den intakten Block.

Vorteilhaft bei der Doppelblockanlage ist die doppelte Anzahl anwesender, verantwortlicher Personen rund um die Uhr. Es ist sichergestellt, dass das erforderliche Bedienpersonal die notwendigen Tätigkeiten langfristig durchführen kann.

Weitere technische Anlagen, auch in der Umgebung des Werksgeländes oder dem BE Zwischenlager, die Auswirkungen auf einen Unfallverlauf haben könnten, wurden ohne Befund untersucht.

6.1.4 Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement

Aufbau und Aufgaben des KW internen Notfallstabes sind in der Alarmordnung beschrieben. Der Aufbau der Notfallorganisation orientiert sich an der Personellen Betriebsordnung und bindet damit das gesamte technische Personal am Standort Biblis ein. Die Notfallorganisation greift mit ihrer Einberufung auf verkürzte Weisungs- und Entscheidungswege zurück. Diese sind im NHB und im Organisationshandbuch beschrieben.

Im OHB sind die Mitglieder der Notfallorganisation namentlich mit vorgesehener Funktion aufgeführt. Darin ist geregelt, dass jährlich eine Überprüfung der Mindestbesetzung, auch zu außergewöhnlichen Zeiten erfolgt.

Die Mindestbesetzung jeder wesentlichen Funktion der Notfallorganisation wird dadurch sichergestellt, dass jede Funktion von mindestens vier dafür qualifizierten Personen wahrgenommen werden kann (Zufallsbereitschaft). Darüber hinaus ist eine wöchentlich wechselnde Rufbereitschaft für beispielsweise Hauptbereitschaftshabender, Strahlenschutzbeauftragter, Betriebsingenieure und mehrere Personen aus allen technischen Bereichen eingerichtet.

Die interne Notfallorganisation sieht dabei vor, das gesamte beruflich strahlenexponierte Personal bei Einberufung vorzuhalten, um rechtzeitig Schichtwechsel auch unter radiologischen Bedingungen sicher stellen zu können.

Notfallübungen zeigen durchgängig, dass auch zu ungewöhnlichen Übungszeiten eine einsetzsfähige Besetzung in weniger als einer Stunde erreicht wird. Bei den Übungen wurde durchgängig innerhalb von 2 Stunden die komplette Besetzung der Notfallorganisation erreicht (sofern Übungsziel) und es haben sich in diesen Fällen meist mehr als 100 Personen namentlich (per Unterschrift) in den Anwesenheitslisten ihrer Einheit registriert.

Personalablösung / Schichtwechsel ist in den Checklisten des Krisenstabshandbuchs (KSH) vorgegeben.

Die Untersuchungen sowie die deutschen Begutachtungsverfahren gemäß Atomgesetz zur Genehmigung der Notfallhandbücher zeigen, dass die Verfahren zur Vermeidung oder zumindest zur engen Begrenzung von Kernschäden angemessen, abdeckend und geeignet sind.

Die zur Beurteilung des Anlagenzustandes während schwerer Störfälle verbleibenden Instrumentierungen sind ebenfalls grundsätzlich zur Beurteilung und Verfolgung der Ereignisse geeignet. Dies zeigen auch Untersuchungen in vergleichbaren Anlagen.

Die Zugänglichkeit und Nutzbarkeit von Sonderbereichen der Anlage (Warte, Einrichtungen des Notfallschutzes, lokale Kontroll- und Messstellen, Reparaturmöglichkeiten) ist auch unter erschwerten Bedingungen unter Einhaltung der gesetzlichen Regelungen, insbesondere der Strahlenschutzverordnung gegeben.

Ansammlungen von Wasserstoff in anderen Raumbereichen als dem Reaktorsicherheitsbehälter sind nicht zu erwarten.

6.1.5 Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements

Für auslegungsüberschreitende Ereignisse sind Entscheidungsprozesse für vorgedachte Maßnahmen ebenso wie für unvorhergesehene Abläufe, die über die schriftlichen Anweisungen im Notfall- und Krisenstabshandbuch hinausgehen, regelmäßig Gegenstand von Übungen.

Die Erkenntnisse und technischen Entwicklungen im Bereich der anlageninternen Notfallmaßnahmen sowie relevante Empfehlungen aus In- und Ausland werden mit dem Ziel ständiger Verbesserung durchgängig verfolgt, weiterentwickelt. Auch die Erkenntnisse aus der aktuell erstellten PSA der Stufe 2 haben das Verständnis zum Anlagenverhalten bei auslegungsüberschreitenden Szenarien weiter vertieft. Alle gewonnenen Erkenntnisse finden Eingang in die Regelungen zu Schulungen und Übungen zur Beherrschung von Notfällen.

6.2 Verfügbare präventive Notfall-Maßnahmen in den verschiedenen Phasen eines Szenarios „Verlust der Kernkühlfunktion“

6.2.1 Präventive Maßnahmen vor Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktor Druckbehälter

Präventive Maßnahmen zur Vermeidung von Brennelementschäden sind, neben den vom Reaktorschutz ausgelösten, automatischen Maßnahmen, Bestandteil der Betriebsvorschriften, hier insbesondere die Kapitel „Anormaler Betrieb, Schadensfälle, Schutzzielhandbuch und Notfallhandbuch“.

Als präventive Mittel zur Vermeidung von Brennelementschäden sind alle Maßnahmen zu sehen, die dazu führen, dass die Nachzerfallswärme der Brennelemente abgeführt werden kann. Als wesentliche Größen sind hier zum einen eine ausreichende Kühlmittelvorlage im Reaktor Druckbehälter als auch eine verfügbare Wärmesenke zu nennen.

Die vom Betriebspersonal durchzuführenden Maßnahmen haben ausreichende Karenzzeiten, um eine Fallanalyse durchzuführen, bevor Handmaßnahmen erforderlich werden. Danach werden die identifizierten Maßnahmen eingeleitet und die Anlage in einen sicheren Zustand überführt.

Die präventiven Maßnahmen berücksichtigen vor allem sekundärseitige und primärseitige Schadensfälle sowie Ausfälle der Spannungsversorgung.

Bleiben die Maßnahmen des Betriebs- oder Schutzzielhandbuchs wirkungslos, wird vorrangig eine sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung angestrebt. Die hierzu erforderlichen

derlichen Handlungen, die im Notfallhandbuch unter Angabe von Karenzzeiten und Hilfsmitteln beschrieben sind, können mit Spannungsversorgung von der Warte aus, oder ohne Spannungsversorgung vor Ort durchgeführt werden.

Bei Versagen der sekundärseitigen Maßnahmen wird, abhängig vom Druck, Temperatur und Reaktordruckbehälter-Füllstand eine Primärkreisdruckentlastung durchgeführt. Dies ist von der Warte oder von der Notsteuerstelle aus durchführbar.

Anschließend wird eine Bespeisung und Kühlung des Reaktors mit Niederdruckeinspeisesystemen oder ggf. mit Prozeduren aus dem Krisenstabhandbuch sicher gestellt.

Im beschriebenen Ablauf sind keine oder nur geringe Brennelementschäden zu erwarten.

Die Vorkehrungen und Maßnahmen bei einem Station Blackout sind in Kapitel 5 aufgeführt.

Bei unterstelltem Versagen der zuvor beschriebenen präventiven Maßnahmen werden Ersatzmaßnahmen entweder über die unabhängigen Schutzzielkontrollen oder durch Abfragen im Schadensfall- Betriebshandbuch durch die Betriebsmannschaft erkannt. Bleiben die Maßnahmen wirkungslos, erfolgt der Übergang ins Krisenstabhandbuch. Vorrangiges Ziel ist in diesem Fall die Primärkreisdruckentlastung und Bespeisung zur Vermeidung von Kernschäden.

6.2.2 Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter

Die mitigativen Maßnahmen bestehen aus den passiven Rekombinatoren zur H₂ Verbrennung und aus der Containmentdruckentlastung vor Erreichen des Versagensdruckes sowie die Filterung des Ventingstromes.

Weitere mitigative Maßnahmen (Notfallprozeduren, die nach Versagen der Notfallmaßnahmen gem. NHB zum Einsatz kommen) sind Bestandteil des Krisenstabhandbuches. Dazu gehören Ersatzmaßnahmen zur Dampferzeuger- und Primärkreisdruckentlastung und Bespeisung, sowie zur Wärmeabfuhr im Brennelementlagerbecken. Weiter sind Maßnahmen zu z.B. Ersatznotstromeinspeisungen im Krisenstabhandbuch beschrieben.

6.2.3 Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters

Nach einem Durchschmelzen des RDB ist bei Vorhandensein einer Wasservorlage im Sumpf die dorthin gelangende Schmelze mit hoher Wahrscheinlichkeit kühlbar: *„Therefore, core debris on the main floor will quickly quench and solidify. If quenching does not allow even spreading, this still does not change the conclusion that debris is coolable.“* [PSA Level2 Stand 12/2010]

Weiter kann durch Wiederinbetriebnahme eines ausgefallenen Einspeisesystems oder durch Einspeisung über z.B. mobile (Feuerlösch-) Pumpen über Einspeisung in den RKL oder durch Überspeisen des BE-Beckens die Schmelze in der Reaktorgrube bedeckt werden.

Infolge eines Versagens des biologischen Schildes oder einer Verlagerung der Schmelze über die Lüftungsspinne in den Ringspalt zwischen biologischen Schild und Tragschild ist zudem eine passive Flutung sehr wahrscheinlich. Somit wäre eine Kühlung von Schmelze im Sumpf gegeben.

6.3 Verfügbare Notfall Maßnahmen zur Erhaltung „Integrität Sicherheitsbehälter“

Die Rückhaltung der Spaltprodukte im Reaktorsicherheitsbehälter wird durch den Gebäudeabschluss und die Integrität des Sicherheitsbehälters sichergestellt.

Ein katastrophales großflächiges Versagen des SHB könnte in Folge eines RDB-Hochdruckversagens auftreten. Die L2-PSA weist hierfür jedoch eine äußerst geringe Wahrscheinlichkeit aus ($<1E-9/a$, $<1\%$ Kernschadenshäufigkeit).

Eine weitere Gefährdung ist nach einem Durchschmelzen des RDB denkbar. Bei Vorhandensein einer Wasservorlage im Sumpf ist die dorthin gelangende Schmelze mit hoher Wahrscheinlichkeit kühlbar: *„Therefore, core debris on the main floor will quickly quench and solidify. If quenching does not allow even spreading, this still does not change the conclusion that debris is coolable.“*

Durch Wiederinbetriebnahme eines ausgefallenen Einspeisesystems oder durch Einspeisung über z.B. mobile (Feuerlösch-)Pumpen kann über Einspeisung in den RKL die Schmelze in der Reaktorgrube bedeckt werden. Infolge eines Versagens des biologischen Schildes oder einer Verlagerung der Schmelze über die Lüftungsspinne in den Ringspalt zwischen biologischen Schild und Tragschild ist zudem eine passive Flutung sehr wahrscheinlich. Somit wäre eine Kühlung von Schmelze im Sumpf gegeben.

Im Rahmen der aktuell durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 2 (PSA-L2) wurden die Zeitfenster für Herstellung einer Einspeisemöglichkeit in den SHB analysiert, die bis zum Durchschmelzen des Betons bis zur Stahlschale zu erwarten sind. Es ist zu erwarten, dass die Notfallorganisation des Kraftwerks in dieser Zeit (geschätzt knapp 30 Stunden nach Durchschmelzen des RDB) in der Lage ist, eine Bespeisungsmöglichkeit herzustellen.

Das Brennelement-Lagerbecken, für das mehrere Notkühlmaßnahmen und Bespeisungsmöglichkeiten vorbereitet sind, befindet sich im Sicherheitsbehälter (SHB).

Weiter wurden strukturelle Untersuchungen des Sicherheitsbehälters durchgeführt. Danach besteht eine hohe Wahrscheinlichkeit, dass die Integrität auch über den Auslegungs- und Ventingdruck hinaus bestehen bleibt. Die PSA-L2 weist für das Auftreten von Leckagen des SHB, die die Auslegungsleckage überschreiten, eine Wahrscheinlichkeit von $< 5E-9/a$ und damit $< 2\%$ der gesamten Kernschadenshäufigkeit aus.

Zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters nach Versagen des RDB's sind im Wesentlichen zwei Maßnahmen vorgesehen:

- Der Abbau von Wasserstoff aus der Zirkon-Wasser-Reaktion der Brennstabhüllrohre vor Versagen des RDB's sowie Rekombination von anderen brennbaren Gasen (CO aus Schmelze-Beton-Wechselwirkung) durch passive autokatalytische Rekombinatoren zur Verhinderung einer Gefährdung der Integrität durch unkontrollierte Verbrennung dieser Gase,
- und die gefilterte Druckentlastung zur Verhinderung eines Überdruckversagens des Containments.

Die Rekombinatoren sind gem. RSK-Störfallszenarien ausgelegt und begrenzen die Aufkonzentration brennbarer Gase im Sicherheitsbehälter. Der Nachweis, dass integral die Bildung eines detonationsfähigen Gasmisches im SHB verhindert wird, liegt vor.

Diese Notfallmaßnahmen funktionieren passiv (Rekombination) bzw. es ist eine elektrische Versorgung nicht zwingend erforderlich. Die gefilterte Druckentlastung wird unabhängig vom Szenario bei einem Sicherheitsbehälterüberdruck von 6 bar eingeleitet.

Fazit:

Ein SHB Versagen ist nicht zu unterstellen. Alle mitigativen und passiven Maßnahmen haben den Erhalt der SHB – Barriere zum Ziel. Sollte dennoch der SHB versagen, sind Maßnahmen zur weiteren Kerninventarkühlung wie bei intaktem SHB notwendig. Weiter wären Katastrophenschutzmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung des KW erforderlich.

6.3.1 Vermeidung von Brennelementschäden/-schmelzen bei hohem Druck

6.3.1.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Bei dem Konzept des Notfallhandbuches werden vorrangig die Maßnahmen zur Druckentlastung der Dampferzeuger und Einspeisen in die druckentlasteten Dampferzeuger vorgesehen. Als weitere Maßnahme ist das Öffnen der primärseitigen Druckhalter-Ventile vorgesehen.

Nur wenn das präferierte „Sekundärseitige Druckentlasten und Bespeisen“ keine Wirkung zeigen sollte, wird das „Primärseitige Druckentlasten und Bespeisen“ notwendig.

Im Notfallhandbuch „Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ sind alle Maßnahmen und Randbedingungen, die im Zusammenhang mit dem Öffnen der Druckhalter-Ventile notwendig sind beschrieben. Durch Öffnen aller Druckhalter-Ventile soll der Primärdruck soweit abgesenkt werden, dass die Notkühlsysteme/Druckspeicher den Primärkreis wieder auffüllen können. Das Ansteuern der PDE-Ventile kann durch Betätigung eines Schließers sowohl von der Warte als auch von der Notsteuerstelle erfolgen. Mit dem Öffnen der PDE-Ventile gehen die Druckhalter-Sicherheitsventile und das Druckhalter-Abblaseventil in ständige AUF-Stellung.

Bei Erfüllung der im Notfallhandbuch beschriebenen Bedingungen ist davon auszugehen, dass die beschriebene Notfallmaßnahme auch unter den genannten Randbedingungen eine Kernschädigung effektiv vermeidet.

Sollten die Maßnahmen gem. Notfallhandbuch versagen, kommen die Notfallprozeduren (Krisenstabhandbuch) zum Einsatz. Darin ist beschrieben wie die Kernbedeckung und damit -kühlung bei druckentlastetem RKL mit mobilen (Feuerlösch-) Pumpen sichergestellt werden kann.

Ein Brennelementschaden kann somit auch bei hohem Druck vermieden werden.

6.3.1.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die organisatorischen Vorkehrungen sind unter Kapitel 6.1.1 beschrieben. Die durchzuführenden Maßnahmen werden vom einberufenen Notfallstab festgelegt.

6.3.2 Behandlung von Risiken durch Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters

6.3.2.1 Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Bewertung der Angemessenheit unter Berücksichtigung von Wasserstoffproduktionsrate und -menge

Zur Vermeidung von H₂-Detonationen ist ein System aus passiven autokatalytischen Rekombinatoren installiert. Die Funktion der Rekombinatoren wurde in mehreren Versuchsprogrammen für die nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen zu erwartenden atmosphärischen Bedingungen und Belastungen nachgewiesen. Diese Bedingungen und Belastungen sind abdeckend.

Im Falle einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist zur Vermeidung von H₂-Detonationen im Bereich der Ventingleitung oder der Filter die Druckentlastungsleitung vor Durchführung der Druckentlastung mit Stickstoff inertisiert. Die Inertisierung ist im entsprechenden Notfallhandbuch beschrieben bzw. wird durch den Notfallstab initiiert.

Leckagen aus dem SHB werden über die Ringraumabsaugung abgesaugt, eine Anreicherung von H₂ im Ringraum ist daher kaum möglich. Somit ist auch eine Außenbelastung des SHB durch H₂-Reaktionen nicht zu unterstellen.

6.3.2.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die passiven autokatalytischen Rekombinatoren im Sicherheitsbehälter zur Beherrschung von H₂- und CO- Verbrennungen erfordern keine Vorkehrungen in der Betriebsführung. Darüber hinausgehende Maßnahmen werden vom Notfallstab je nach Unfallablauf unter Berücksichtigung der zur Verfügung stehenden Systeme festgelegt.

6.3.3 Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck

6.3.3.1 Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung

Die gefilterte Druckentlastung wird bei Überschreiten des Auslegungsdruckes gestartet. Der Prüfdruck des RSB soll nicht überschritten werden und mittelfristig der halbe Auslegungsdruck wieder erreicht werden.

Die Möglichkeit des Entstehens zündfähiger Gemische im Ventingsystem wurde untersucht und durch geeignete Maßnahmen zur Inertisierung ausgeschlossen.

Das System zur gefilterten Druckentlastung wurde im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens nach §7 AtG geprüft, genehmigt und installiert.

Aufbau des Systems:

Wesentliche Komponenten sind ein im SHB (+12,00 m) aufgestellter Aerosolfilter, die SHB-Durchführung, zwei hintereinander geschaltete Gebäudeabschlussarmaturen, eine Drosselblende, ein Jodsorptionsfilter und Rohrleitungsverbindungen bis zur Spitze des Fortluftkamins.

Grundlagen der Auslegung:

Die mechanische Festigkeit der Komponenten für Lastfälle und Lastfallüberlagerungen, zu erwartende Drücke und Temperaturen sowie die zu erwartende radiologische Situation bei der Benutzung des Systems wurden bei Auslegung berücksichtigt und gutachterlich bestätigt. Die Gebäudeabschluss-Armaturen sind sowohl elektrisch (380V) als auch per Handfernbedienung fahrbar.

Die Zugänglichkeit zur Bedienung ist gegeben durch Anlehnung an die Auslegungsstörfall-Richtwerte der KTA1301.1. Entsprechende Berichte liegen vor.

Um bei der Einleitung der Druckentlastung oder während der Druckentlastung die Zündung von Gasgemischen auf dem Entlastungsweg zu verhindern, wurde die Druckentlastungsleitung inertisiert. Diese Maßnahme dient der weiteren Risikominderung der gefilterten Druckentlastung.

Mit der Errichtung des Ventingsystems wurde die Aktivitätsableitung über den Fortluftkamin durch Aerosol- und Jodfilterung entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik minimiert.

Es werden folgende Abscheidegrade der Filter bei der gefilterten Druckentlastung angegeben:

Jodsorptionsfilter: >99% für elementares Jod, >90% für organisches Jod

Aerosolfilter: >99,9% für Aerosole

Im Genehmigungsprozess wurde bestätigt, „dass die vorgesehenen Rückhalteeinrichtungen für Aerosole und gasförmiges Jod im Falle einer Druckentlastung diese Stoffe den Bewertungsmaßstäben gemäß abscheiden“.

6.3.3.2 Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen

Zur Vermeidung eines Überdruckversagens des Sicherheitsbehälters ist bei Erreichen des Auslegungsüberdrucks (ca. 6 barü) die Durchführung der Notfallmaßnahme „gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters“ vorgesehen und im NHB beschrieben. Der Prüfdruck des Sicherheitsbehälters soll nicht überschritten und mittelfristig soll wieder der halbe Auslegungsdruck erreicht werden.

Hierzu ist ein System zur gefilterten Druckentlastung installiert. Wesentliche Komponenten des Systems sind im Sicherheitsbehälter aufgestellte Aerosolfilter, die SHB-Durchführung, zwei hintereinander geschaltete Gebäudeabschlussarmaturen, eine Drosselblende, ein Iodabsorptionsfilter und Rohrleitungsverbindungen bis in den Fortluftkamin.

Zur Abschätzung der Menge an freigesetztem radioaktiven Material wird während der gefilterten Druckentlastung eine kontinuierliche Emissionsüberwachung durchgeführt, die ebenfalls im Notfallhandbuch beschrieben ist.

6.3.4 Vermeidung von Rekritikalität

Bei Verlust der Kernintegrität verschlechtert sich auslegungsgemäß das Moderationsverhältnis Brennstoff/Wasser und damit die Wahrscheinlichkeit einer Rekritikalität. Weiter sind alle Notfallmaßnahmen und vorbereitete Krisenstab-Prozeduren zum Wiedererreichen der Kernbedeckung und zur Kühlung mit hochaufboriertem Wasser vorgesehen.

6.3.4.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Aufgrund der negativen Temperaturkoeffizienten (Kernbrennstoff und Moderator) sowie die Kerngeometrie ergibt sich bereits durch die Auslegung ein inhärent sicheres Anlagenverhalten. Flutspeicher, Druckspeicher und Borsäurespeicher enthalten hochaufboriertes Kühlmittel zur Gewährleistung der Unterkritikalität. Deionatsperren verhindern den Eintrag von nichtboriertem Wasser in den Kern.

Die Auslegung der Lagergestelle im BE-Becken ist derart, dass es selbst bei Kühlung mit borfreiem Wasser nicht zu einer Kritikalität kommen kann.

6.3.4.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Alle Prozeduren und Maßnahmen gemäß BHB, schutzzielorientiertem BHB, Notfallhandbuch NHB bzw. Notfallprozeduren gemäß Krisenstabshandbuch KSH sind daraufhin gerichtet, dass immer mehr Bor mit dem Kühlmittel eingespeist wird, als mindestens zur Sicherstellung der Unterkritikalität erforderlich ist. Die Borsäurekonzentration in den unter 6.4.3.1 genannten Behältern unterliegt periodischen Kontrollen gemäß PHB.

6.3.5 Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte

6.3.5.1 Potenzielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter

Für die Anlage KWB B wurde eine Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2 durchgeführt und begleitend begutachtet. Im Rahmen dieses Verfahrens wurden Betrachtungen zur Kühlbarkeit von Kernschmelzen angestellt und probabilistisch gewürdigt.

Die Ergebnisse der PSA L2 für KWB-B sind aufgrund vergleichbarem Aufbau des KWB-A bei geringerer thermischer Leistung als übertragbar anzusehen (PSA L2 wird im Rahmen der SÜ 2011 für KWB-A derzeit erstellt).

Abhängig vom Grad der Kernzerstörung wird eine Wahrscheinlichkeit angesetzt, eine Wiederkühlbarkeit der Schmelze innerhalb des RDB herstellen zu können. So wird davon ausgegangen, dass bei einem Zerstörungsgrad von weniger als 70% des Kerns eine Rückhaltung der Kerntrümmer im RDB gelingt, wenn eine interne Kühlung des RDB hergestellt werden kann. „Brennstoffzerstörung bei der eine Rückhaltung der „Core-debris“ im RDB allein durch interne Kühlung möglich ist: 0,7“.

6.3.5.2 Potenzielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters

Die präventiven Notfallmaßnahmen sind auf die Wiederaufnahme der Bespeisung und Kühlung ausgerichtet. Diese Maßnahmen führen unweigerlich zu einem Wasseranfall im RDB bzw. im Reaktorgebäudesumpf. Infolge eines Versagens des biologischen Schildes oder einer Verlagerung der Schmelze über die Lüftungsspinne in den Ringspalt zwischen biologischen Schild und Tragschild ist eine passive Flutung sehr wahrscheinlich. Somit wäre eine Kühlung von Schmelze im Sumpf gegeben.

Im Rahmen der L2-PSA wurde festgestellt, dass die Schmelze auch außerhalb des RDB mit hoher Wahrscheinlichkeit gekühlt werden kann: „Therefore, core debris on the main floor will quickly quench and solidify. If quenching does not allow even spreading, this still does not change the conclusion that debris is coolable.“

Die L2-PSA weist aus, dass das Durchschmelzen des RDB je nach betrachtetem Szenario ohne Maßnahmen frühestens 3 und in einem Großteil der untersuchten Fälle in 5 bis 6 Stunden nach Störfalleintritt auftritt. Für das Durchschmelzen des Betons bis zur Stahlschale lässt sich ein Zeitraum von knapp 30 Stunden nach Durchschmelzen des SHB abschätzen.

Der Notfallorganisation des Kraftwerks gelingt es in diesem Zeitfenster, Möglichkeiten der Kühlmittelzufuhr in den SHB wiederherzustellen.

Eine (passive) Flutung der Kernschmelze in der Reaktorgrube durch Einbruch von Sumpfwasser wird in Analysen unterstellt.

Fazit:

Selbst nach einem Durchschmelzen des RDB kann mit den vorhandenen Notfallmaßnahmen und Notfallprozeduren mit hoher Wahrscheinlichkeit ein katastrophales großflächiges Versagen des SHB verhindert werden.

6.3.5.3 Cliff-edge-Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze

„Cliff-Edge-Effekte“ werden mit dem plötzlichen oder sehr schnellen Verlust eines Schutzziels in Verbindung gebracht, der knapp jenseits der Auslegung auftritt und dann entsprechend schwerwiegende Auswirkungen im Sinne des Verlusts des Einschlusses radioaktiver Stoffe zu erwarten sind. Da für derartige Fälle weitere Maßnahmen zur Beherrschung vorgesehen sind (Notfallmaßnahmen gemäß NHB, Notfallprozeduren gemäß KSH), gibt es keine „Cliff-Edge Effekte“.

6.3.6 Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters

6.3.6.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Die Rekombinatoren zur Verhinderung von Gefährdungen des Sicherheitsbehälters durch Wasserstoffdetonationen arbeiten rein passiv und stehen somit uneingeschränkt zur Verfügung. Dasselbe gilt für die Filter der gefilterten Druckentlastung.

Die Gebäudeabschlussarmaturen der gefilterten Druckentlastung sind elektrisch (380 V) von der Warte aus fahrbar; bei einem Ausfall der Stromversorgung steht diversitär eine Handfernbedienung zur Verfügung. Elektro- und leittechnische Einrichtungen sind somit zur Durchführung der Notfallmaßnahmen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters nicht erforderlich.

6.3.6.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die Inbetriebnahme der gefilterten Druckentlastung erfolgt gemäß Notfallhandbuch. Die Druckentlastungsarmatur kann fernbetätigt oder alternativ auch ohne Energieversorgung durch Handbetätigung geöffnet werden.

Die bei der Handbetätigung zu erwartende Strahlenbelastung wurde als zulässig nachgewiesen. Daher ist es unter den zu erwartenden Randbedingungen, insbesondere der Strahlenbelastung des Bedienpersonals möglich, den Betrieb der gefilterten Druckentlastung in dem erforderlichen Zeitraum einzuleiten und ggf. wiederholt durchzuführen.

6.3.7 Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität

Die erforderliche Instrumentierung (Druck im Sicherheitsbehälter) ist vorhanden und für die entsprechenden Umgebungsbedingungen ausgelegt. Vergleiche auch Kap. 6.1.3.8.

6.3.8 Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort

Durch die räumliche Trennung der Anlagen und deren verfahrenstechnische Unabhängigkeit sind gegenseitige Beeinflussungen nicht zu unterstellen. Beide Anlagen verfügen über Betriebsmannschaften, mit denen die erforderlichen Maßnahmen und Prozeduren durchgeführt werden können. Durch die Größe und ausreichende Besetzung der Notfallorganisation ist sichergestellt, dass auch Unfälle in beiden Blöcken beherrscht werden.

6.3.9 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters

Die Untersuchungen sowie die deutschen Begutachtungsverfahren gemäß Atomgesetz zur Genehmigung der Wasserstoffrekombination, zur Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs und zur Containmentdruckentlastung zeigen, dass die Verfahren zur Vermeidung von H₂-Detonationen oder ein Überdruckversagen des Containments angemessen, abdeckend und geeignet sind. Mögliche Freisetzungen aus den hier vorliegenden Kernschäden werden minimiert.

Die zur Beurteilung des hier zu unterstellenden Anlagenzustandes erforderlichen Instrumentierungen sind grundsätzlich zur Beurteilung und Einleitung der Maßnahmen geeignet.

Die Zugänglichkeit und Nutzbarkeit von Sonderbereichen der Anlage (Warte, Einrichtungen zur Druckentlastung des Containments etc., lokale Kontroll- und Messstellen, Reparaturmöglichkeiten) ist auch unter erschwerten Bedingungen unter Einhaltung der gesetzlichen Regelung, insbesondere der Strahlenschutzverordnung gegeben.

Im Rahmen der kürzlich durchgeführten L2-PSA wurde die Ansammlung von H₂ außerhalb des Sicherheitsbehälters untersucht. Die Unfallablaufrechnungen ergaben dass es in der Spätphase von Abläufen mit Schmelze-Beton-Wechselwirkung durch die Auslegungslücke des Sicherheitsbehälters nach einigen Tagen zu brennbaren Gemischen im

Ringraum kommen kann. Dies kann aber zuverlässig durch Inbetriebnahme der Ringraumlüftung (in den Unfallablaufrechnungen wurde konservativ deren Ausfall angenommen) verhindert werden. Auf Grund der großen Karenzzeit ist davon auszugehen, dass diese Inbetriebnahme durch die Notfallorganisation des Kraftwerks gelingt, bevor es zu Wasserstoffverbrennungen im Ringraum kommt. Weitere Gebäudebereiche, in denen gefahrbringende H₂-Ansammlungen auftreten könnten, sind nicht zu besorgen.

6.3.10 Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen

Wie unter Kap. 6.3.9 dargestellt, werden weitere mitigative Maßnahmen (Notfallprozeduren, die nach potentielltem Versagen der Notfallhandbücher zum Einsatz kommen) im Rahmen der Erstellung des Handbuches mitigativer Notfallmaßnahmen (SAMG) betrachtet. Damit wird dem Fortschritt des Standes von Wissenschaft und Technik Rechnung getragen.

6.4 Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung

6.4.1 Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität

6.4.1.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Die kürzlich durchgeführte probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2 ergab eine hohe Wahrscheinlichkeit dafür, dass im Falle eines Kernschadens die Integrität des Sicherheitsbehälters gewahrt werden kann und Freisetzung radioaktiver Stoffe allenfalls zu einem späten Zeitpunkt und gefiltert erfolgen. Dies gilt für knapp 3/4 der Kernschadensszenarien.

Knapp 1/4 der Kernschadensfälle sind solche mit einem Bypass des Sicherheitsbehälters in Form eines Dampferzeugerheizrohrlecks ohne Isolierung des betroffenen Dampferzeugers. Hierbei ist jedoch zu beachten, dass es sich um relativ langsam ablaufende Szenarien handelt, d.h. der Kernschaden tritt erst nach > 10 h ein. In mehr als der Hälfte dieser Fälle ist eine sekundärseitige Überdeckung des Heizrohrlecks gegeben, die für eine Auswaschung radioaktiver Stoffe sorgt und so mildernd wirkt. Im Falle eines nicht bedeckten Heizrohrlecks bleibt aber der Notfallorganisation des Kraftwerks Zeit, durch Bespeisung des betroffenen Dampferzeugers für eine Überdeckung und damit eine Reduzierung der Freisetzung zu sorgen. Hierfür besteht die Möglichkeit einer Bespeisung der Dampferzeuger in Anlehnung an die Notfallmaßnahmen zur sekundärseitigen Bespeisung. Somit ist die

Möglichkeit zur Begrenzung der Auswirkungen bei einem Bypass des Sicherheitsbehälters gegeben.

Bei einem kleinen Teil der Kernschadensszenarien wird von einem Versagen der gefilterten Druckentlastung und anschließendem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ausgegangen. Für das Überdruckversagen wird jedoch in strukturmechanischen Berechnungen ein Erwartungswert von 9,4 barü ausgewiesen. Bis zum Erreichen dieses Druckes bleibt der Notfallorganisation des Kraftwerks also eine Karenzzeit von mehreren Tagen, um die gefilterte Druckentlastung wieder in Betrieb zu nehmen und ein großflächiges Sicherheitsbehälterversagen mit ungefilterter Freisetzung zu verhindern.

Nach den Ergebnissen der L2-PSA bleibt somit für mehr als 99% der Kernschmelzszenarien entweder die Integrität des Sicherheitsbehälters erhalten, oder es stehen große Karenzzeiten zur Verhinderung des Integritätsverlustes zur Verfügung.

Die gefilterte Druckentlastung kann auch nach einem teilweisen Versagen der Druckdichtigkeit des Sicherheitsbehälters zu einer Begrenzung der Auswirkung führen.

Hinweis: Die Ergebnisse der PSA L2 für KWB-B sind aufgrund vergleichbaren Aufbaus des KWB-A bei geringerer thermischer Leistung als übertragbar anzusehen.

6.4.1.2 Vorkehrungen der Betriebsführung

Die erforderlichen Prozeduren und Maßnahmen sind in den Betriebshandbüchern und im Notfallhandbuch festgeschrieben. Der Notfallstab ergreift bei Erfordernis weitergehende Maßnahmen bis hin zur Aktivierung des Katastrophenschutzes.

6.4.2 Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken

Die Notfallmaßnahmen zum Auffüllen und Wiederherstellen der Kühlung des BE-Lagerbeckens nach der Freilegung sind dieselben wie vor der Freilegung der Brennelementköpfe. Auch hier sind mögliche Wasser-Dampf-Reaktionen und Quenching-Effekte etc. bei niedrigen Wasserständen im Becken zu berücksichtigen. Die H₂-Freisetzungen werden durch die vorhandenen Rekombinatoren im Containment begrenzt.

Bei allen genannten Beckennotkühlmöglichkeiten ist die Unterkritikalität im BE-Becken sichergestellt.

6.4.2.1 Wasserstoffmanagement

Aufgrund der Unterbringung des BE-Beckens im Sicherheitsbehälter bestehen wegen der dort installierten Rekombinatoren keine Probleme mit H₂.

Potentielle Ansammlungen von H₂ in Gebäuden außerhalb des SHB sind auslegungsgemäß nicht zu besorgen bzw. werden durch die Ringraumabsaugung beherrscht.

6.4.2.2 Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung

Eine ausreichende Abschirmung wird durch die Überdeckung der Brennelemente sichergestellt.

Bei drohendem oder erfolgtem Verlust der Überdeckung besteht die Möglichkeit das BE-Becken durch Nachspeisen aus verschiedenen betrieblichen oder Sicherheitssystemen oder über Notfallmaßnahmen wieder aufzufüllen.

- Durch Öffnen der Deionatnachspeisearmatur ins BE-Becken (Zeitbedarf ca. 1 Minute zum Öffnen der Armatur, Auffüllen mit 50t/h ergibt ca. 1 cm/min)
- Durch Ausbau einer der beiden Beckenreinigungspumpen und Anflanschen eines vorbereiteten Stutzens kann das BE-Becken aufgefüllt, überspeist und gekühlt werden (Zeitbedarf zur Einleitung < 60 min, auffüllen mit ca. 50sec/cm).
- Durch Anflanschen eines vorbereiteten Stutzens an die Entleerungsleitung (DN50) eines der beiden Beckenkühlsysteme kann das BE-Becken aufgefüllt, überspeist und gekühlt werden (Zeitbedarf zur Einleitung < 60 min, auffüllen mit ca. 50sec/cm).
- Durch Montage eines vorbereiteten Stutzens an den Spülanschluss der Sumpfsiebrückspüleleitung kann das BE-Becken aus dem Feuerlöschsystem oder per mobiler (Feuerlösch-)Pumpe überspeist und gekühlt werden (Zeitbedarf zur Einleitung < 60 min, auffüllen mit ca. 50sec/cm).

Das Wasser zum Be- bzw. Überspeisen des Beckens kann entweder aus dem Deionatsystem oder direkt aus dem Feuerlöschsystem oder über externe (Feuerlösch-)Pumpen bereitgestellt werden.

Eine Kritikalität der Lager-BE ist über den Aufbau der Lagergestelle mit Borkarbitabschirmungen selbst bei einer Befüllung mit reinem Wasser nicht zu besorgen.

Weitere Varianten bei Stillständen:

Ist der RKL geöffnet, die Reaktorgrube geflutet und das Beckenschütz zum BE-Becken gezogen, stehen gemäß BHB zwei weitere zu den bereits genannten Varianten zur Beckenfüllung und Notkühlung zur Verfügung:

- Beckennotkühlung über das Beckenreinigungssystem in und aus dem Flutbehälter gefahren und aufgefüllt.
Mit der zugehörigen Not- und Nachkühlpumpe wird über den Nachkühler gekühlt und wieder in den RKL / Reaktorgrube und BE-Becken eingespeist. Diese Möglichkeit besteht in allen Redundanzen.
- Zwei Redundanzen des Not- und Nachkühlsystems mit Anschluss an die Niederdruck-Reduzierstation zur Beckennotkühlung und Befüllung.

Die Notfallmaßnahmen zum Auffüllen und Wiederherstellen der Kühlung des BE-Lagerbeckens nach Beginn von BE-Schäden sind dieselben wie vor der Freilegung des oberen Teils der Brennelemente. Auch hier sind mögliche Wasser-Dampf-Reaktionen und Quenching-Effekte etc. bei niedrigen Wasserständen im Becken zu berücksichtigen. Die H₂-Freisetzungen werden durch die vorhandenen Rekombinatoren im Containment begrenzt.

Bei allen genannten Beckennotkühlmöglichkeiten ist die Unterkritikalität im BE-Becken sichergestellt.

6.4.2.3 Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken

Das BE-Lagerbecken befindet sich im (Reaktor)-Sicherheitsbehälter (SHB). Dadurch wird eine Radionuklid-Freisetzung aus dem BE-Becken auf den SHB beschränkt.

Sollte es bei einem auslegungsüberschreitenden Ereignis zu einem Druckaufbau im SHB über den Auslegungsdruck hinaus kommen, kann durch gezielte Druckentlastung der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre über ein Filtersystem in den Fortluftkamin der Druck im Sicherheitsbehälter gem. NHB begrenzt werden.

Folgende Abscheidegrade der Filter bei der gefilterten Druckentlastung werden erreicht:

Jodsorptionsfilter: >99% für elementares Jod, >90% für organisches Jod

Aerosolfilter: >99,9% für Aerosole

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens zur gefilterten Druckentlastung wurde bestätigt, dass die vorgesehenen Rückhalteeinrichtungen für Aerosole und gasförmiges Jod im Falle einer Druckentlastung diese Stoffe den Bewertungsmaßstäben gemäß abscheiden.

6.4.2.4 Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur Beherrschung des Unfalls

Die Untersuchungen zeigen, dass die zur Beurteilung des BE-Beckenzustandes erforderlichen Instrumentierungen grundsätzlich zur Beurteilung und Verfolgung der Ereignisse im BE- Becken geeignet sind.

6.4.2.5 Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte

Die Beckenkühlsysteme befinden sich im Ringraum und sind damit geschützt gegen Einwirkungen von Außen untergebracht. Die Durchführbarkeit der genannten Beckennotkühlmaßnahmen ist weitestgehend unabhängig von z.B. der Zerstörung der Infrastruktur.

Die Beckenkühlsysteme sind unabhängig von Zerstörung leittechnischer Einrichtungen.

Zugang zu den zur Beckennotkühlung zu begehenden Räumen unter der Berücksichtigung von radioaktiver Strahlung: Zur Betätigung von Handmaßnahmen werden Begehungstrupps zusammengestellt. Auf dem Weg in den Kontrollbereich unterliegen diese der ständigen Strahlenschutzüberwachung. Die Trupps werden in Abhängigkeit der zu erwartenden radiologischen Situation und konventioneller Gefährdungen mit den erforderlichen Dosimetern, Messgeräten und persönlicher Schutzausrüstung ausgestattet. Dosimeter, Messgeräte und persönlicher Schutzausrüstung sind in ausreichender Zahl vorgehalten. Beim Begehen des Kontrollbereichs entscheiden ständige Dosisleistungsmessungen über die Möglichkeit des Zugangs.

Selbst nach einem vollständigen Trockenlaufen des BE-Lagerbeckens beträgt der daraus resultierende Beitrag zur Dosisleistung im Ringraum (+12m) gemäß internen Berechnungen weniger als 13 $\mu\text{Sv/h}$. Sofern keine anderen bedeutenden Strahlenquellen im Arbeitsbereich vorhanden sind, ist der Aufenthalt im Ringraum unter diesen Bedingungen aus radiologischer Sicht auch über einen längeren Zeitraum möglich.

Die Maßnahmen zur Beckennotkühlung sind damit unabhängig vom Zustand der Hauptwarte, die wichtigsten Beckenparameter können auch in der Warte des Nachbarblocks an der Notstandstafel kontrolliert werden.

6.4.3 Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

Sollte es bei einem auslegungsüberschreitenden Ereignis zu einem Druckaufbau im (Reaktor)-Sicherheitsbehälter (SHB) über den Auslegungsdruck hinaus kommen, kann durch gezielte Druckentlastung der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre über ein Filtersystem in den Fortluftkamin der Druck im Sicherheitsbehälter begrenzt werden.

Die im Rahmen des Genehmigungsprozesses bestätigten Abscheidegrade der Filter zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung aus dem SHB bei der gefilterten Druckentlastung betragen:

- Jodsorptionsfilter: >99% für elementares Jod, >90% für organisches Jod
- Aerosolfilter: >99,9% für Aerosole.

Da sich das BE-Lagerbecken im SHB befindet, wird eine Radionuklid-Freisetzung aus dem BE-Becken auf den SHB beschränkt. Sollte es also aufgrund eines auslegungsüberschreitenden Ereignis im BE-Becken zu einem Druckaufbau im SHB über den Auslegungsdruck hinaus kommen kann auch hier die gefilterte Druckentlastung eine Aktivitätsfreisetzung begrenzen.

Die gefilterte Druckentlastung wird auch nach einem teilweisen Versagen der Druckdichtigkeit des Sicherheitsbehälters zu einer Begrenzung der Auswirkung führen. Der potentielle Übertritt von Aktivität und brennbaren Gasen in den Ringraum wird durch die verringerte Druckdifferenz minimiert. Weiter ist durch die Ringraumabsaugung eine Aufkonzentration nicht vorstellbar und die gefilterte Ableitung in die Umgebung gegeben.