



Baden-Württemberg
MINISTERIUM FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND VERKEHR

ERGEBNISBERICHT

der

Expertenkommission

Baden-Württemberg

zur Überprüfung der Kernkraftwerke in

Neckarwestheim und Philippsburg

Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz

Prof. Dr. Hans Dieter Fischer

Dr. Gottfried Grünthal

Dr. Erwin Lindauer

Dipl.-Ing. Michael Sailer

erstellt im Auftrag des

Ministeriums für Umwelt, Naturschutz und Verkehr Baden-Württemberg

6. Mai 2011

INHALTSVERZEICHNIS

1	Einleitung / Zielsetzung	1
2	Ablauf	3
2.1	Umfang der Überprüfungen	4
3	Erkenntnisse.....	5
3.1	Erdbeben	5
3.1.1	Seismische Standortbewertung.....	5
3.1.2	Gebäudeauslegung und Systemfunktionen.....	10
3.1.3	Zusammenfassung.....	17
3.2	Elektrische Energieversorgung	18
3.2.1	Chronologie der Ereignisse in Fukushima Daiichi	18
3.2.2	Freiluftschaltanlagen	20
3.2.3	Die Notstromversorgung	21
3.2.4	Batterieversorgung	25
3.2.5	Zusammenfassung.....	28
3.3	Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr.....	30
3.3.1	Vorbemerkung.....	30
3.3.2	Einführung.....	30
3.3.3	Zu betrachtende Einwirkungen.....	31
3.3.4	GKN I	33
3.3.5	GKN II	36
3.3.6	KKP 1	37
3.3.7	KKP 2	40
3.3.8	Zusammenfassung.....	41
3.4	Infrastruktur / Autarkie.....	43
3.4.1	Erreichbarkeit des Anlagengeländes	44
3.4.2	Erreichbarkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude auf dem Anlagengelände	45
3.4.3	Zugänglichkeit der Gebäude	49
3.4.4	Autarkie der verfahrenstechnischen Systeme	50
3.4.5	Personal	51
3.4.6	Zusammenfassung.....	53

3.5	Notfallmaßnahmen	55
3.5.1	Notfallmaßnahmen für GKN I.....	55
3.5.2	Notfallmaßnahmen für GKN II.....	56
3.5.3	Notfallmaßnahmen für KKP 1.....	57
3.5.4	Notfallmaßnahmen für KKP 2.....	59
3.5.5	Zusammenfassung.....	62
4	Hinweise der Expertenkommission	63
4.1	Erdbeben	63
4.1.1	Seismische Standortbewertung.....	63
4.1.2	Gebäudeauslegung und Systemfunktionen.....	64
4.2	Elektrische Energieversorgung	64
4.3	Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr	66
4.4	Infrastruktur / Autarkie	66
4.5	Notfallschutzmaßnahmen	69
5	Zusammenfassung	70
6	Unterlagen / Anhang	75

Abkürzungen und Formelzeichen

Abkürzung	Bedeutung
AD	Anno domini (nach Christus)
ADE	Automatische Druckentlastung
BAB	Bundesautobahn
BAnz	Bundesanzeiger
BC	Before Christ (vor Christus)
BE	Brennelement
BHB	Betriebshandbuch
DAS	Druckabbausystem
DDA	Durchdringungsabschluss
DE	Dampferzeuger
DEHEIRO	Dampferzeugerheizrohrleck
EMS	Europäische Makroseismische Skala
GKN	Kernkraftwerk Neckarwestheim
GVA	Gemeinsam verursachter Ausfall
HD	Hochdruck
INES	International Nuclear Event Scale - Internationale Bewertungsskala für nukleare Ereignisse
JMA	„Erdbebenstärkenklassen nach Japan Meteorological Agency“
KKP	Kernkraftwerk Philippsburg
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverlust
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
ND	Niederdruck

Abkürzung	Bedeutung
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency (japanische Atomaufsichtsbehörde)
NN	Normalnull
NSD	Notstromdiesel
PGA	Peak ground acceleration (Maximale Bodenbeschleunigung)
PSA	Probabilistische Standort Analyse
PSHA	probabilistic seismic hazard analysis (probabilistische seismische Gefährdungsanalyse)
PSSA	Probabilistische seismische Standort Analyse
PSSAEL	Probabilistische Seismische Standort-Analyse mit Erdbeben-Libraries
RDB	Reaktordruckbehälter
REWAS	Reservewassersystem
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SAS	Schnellabschaltsystem
SES	Sicherheitseinspeisesystem
SHB	Sicherheitsbehälter
SSK	Strahlenschutzkommission
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
USUS	Unabhängiges Störfall- und Sabotagesystem
UVM	Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr Baden-Württemberg

Zeichen	Bedeutung
a	Jahr
a_H	Horizontal-Bodenbeschleunigung [m/s ²]
b	Beschleunigung [m/s ²]
g	Erdbeschleunigung [m/s ²]
I	Intensität
$I_{S,det}$	Deterministisch ermittelte Standortintensität
M	Magnitude
M_J	Japanische Magnitude
M_W	Momentenmagnitude
SF ₆	Schwefelhexafluorid

Die Systembezeichnungen aus den Anlagen sind in dieser Liste nicht aufgeführt.

1 Einleitung / Zielsetzung

Am 11.03.2011 wurde der Nordosten Japans von einem katastrophalen Erdbeben heimgesucht. Die dadurch ausgelöste Tsunami-Welle überflutete weite Teile der Nordostküste.

An den zwei Kernkraftwerksstandorten Fukushima Daiichi und Fukushima Daini führten die dadurch verursachten Schäden zu Störfällen/Unfällen. Die Unfälle in den Reaktorblöcken 1 bis 3 am Standort Fukushima Daiichi wurden von der japanischen Aufsichtsbehörde (NISA) in die Höchststufe 7 („Katastrophaler Unfall“) der Internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (INES) eingestuft.

Als Reaktion auf diese Ereignisse in den japanischen Kernkraftanlagen wurde von der baden-württembergischen Landesregierung eine unabhängige Expertenkommission mit der Überprüfung der Kernkraftwerke in Neckarwestheim und Philippsburg beauftragt. Die Berufung dieser Kommission wurde von Ministerpräsident Mappus und Umweltministerin Tanja Gönner am 14.03.2011 öffentlich bekanntgegeben.

Aufgabe der Expertenkommission Baden-Württemberg sollte es sein, eine Analyse der Ereignisse in Japan vorzunehmen, die Übertragbarkeit auf die Anlagen in Baden-Württemberg zu prüfen und abschließend den Umfang der Risikovorsorge bei der Auslegung der kerntechnischen Anlagen in Baden-Württemberg zu betrachten und zu bewerten.

Die Mitglieder des unabhängigen Gremiums sind auf ihren Fachgebieten anerkannte Experten und mit dem Gebiet der Reaktorsicherheit vertraut.

Der Expertenkommission Baden-Württemberg gehören an:

- Herr Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz (Geschäftsführer der ESN Sicherheit und Zertifizierung GmbH),
- Herr Prof. Dr. Hans Dieter Fischer (Ruhr-Universität Bochum - Lehrstuhl Nachrichtentechnik),
- Herr Dr. Gottfried Grünthal (Leiter der Sektion Erdbebengefährdung und Spannungsfeld am Deutschen GeoForschungsZentrum in Potsdam),

- Herr Dr. Erwin Lindauer (ehemals Geschäftsführer der Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH und der Gesellschaft für Simulatorschulung mbH) und
- Herr Dipl.-Ing. Michael Sailer (Sprecher der Geschäftsführung des Öko-Instituts, Vorsitzender der Entsorgungskommission).

Im nachfolgenden Kapitel 2 ist der Ablauf des Überprüfungsprozesses kurz skizziert.

Um die hier gewonnenen Erkenntnisse in den zwischenzeitlich ebenfalls angestoßenen bundesweiten Überprüfungsprozess durch die Reaktorsicherheitskommission (RSK) einfließen lassen zu können, wurde der ursprünglich angedachte Umfang und die Bearbeitungszeit der baden-württembergischen Expertenkommission dem Zeitplan der RSK angepasst.

Kapitel 3 enthält die von der Expertenkommission Baden-Württemberg erarbeiteten Erkenntnisse zu den betrachteten Themengebieten.

In Kapitel 4 sind die bei der Überprüfung ermittelten Hinweise aufgelistet.

Die Ergebnisse der Expertenkommission Baden-Württemberg werden in Kapitel 5 zusammengefasst.

Die Darstellung der Erkenntnisse zu den betrachteten Themengebieten und die Ableitung der daraus resultierenden Hinweise erfolgten aufgrund der kurzen Bearbeitungszeit durch den jeweiligen Bearbeiter des Themengebiets.

2 Ablauf

Eine erste Abstimmung der Aufgaben der Expertenkommission zur Untersuchung der Übertragbarkeit der Ereignisse in Japan auf die baden-württembergischen Kernkraftwerke erfolgte am Mittwoch, 16.03.2011 in einer Telefonkonferenz. In diesem Rahmen wurde eine gestufte Vorgehensweise, bestehend aus

1. Analyse der Ereignisse in Japan,
2. Prüfung der Übertragbarkeit auf die Kernkraftwerke in Baden-Württemberg,
3. Prüfung des Umfangs der Risikovorsorge

vereinbart. Des Weiteren wurden erste Arbeitspakete definiert.

Nach der Verkündung des drei-monatigen Moratoriums durch die Bundesregierung wurde bundesweit ein sehr umfangreicher Überprüfungsprozess angestoßen, der als Abschluss eine Bewertung durch die Reaktorsicherheitskommission (RSK) vorsieht. Der Anforderungskatalog für die Sicherheitsüberprüfung aller deutschen Kernkraftwerke wurde am 31.03.2011 von Bundesumweltminister Röttgen und dem RSK Vorsitzenden Wieland öffentlich vorgestellt.

Wesentliche Prüfaufgaben, die von der Expertenkommission Baden-Württemberg durchgeführt werden sollten, werden jetzt für alle deutschen Anlagen von der RSK wahrgenommen. Um eine Überschneidung der beiden Gremien zu vermeiden werden nunmehr die Erkenntnisse der Expertenkommission in die Beratungen der Reaktorsicherheitskommission einfließen und diese ergänzen.

Die ursprünglich vorgesehene dritte Stufe der Untersuchungen der Expertenkommission (Prüfung des Umfangs der Risikovorsorge) wird aus diesem Grund hauptsächlich im Rahmen der RSK-Untersuchungen betrachtet werden.

Das erste Treffen der Expertenkommission Baden-Württemberg fand am 22.03.2011 im Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr (UVM) in Stuttgart statt.

Im Rahmen des Gesprächs wurde die weitere Vorgehensweise konkretisiert und basierend auf den bisher bekannten und übertragbaren Erkenntnissen aus Japan, die fünf Arbeitspakete definiert, die untersucht werden sollten. Die Arbeitspakete wurden, anlehnend an die fachliche Ausrichtung der Experten, vergeben.

In den darauffolgenden Wochen wurden den Experten vom UVM die für ihre Tätigkeiten erforderlichen Unterlagen zur Verfügung gestellt. Des Weiteren fanden Anlagenbegehungen an den beiden Standorten Philippsburg (Freitag, 15.04.2011) und Neckarwestheim (Montag, 18.04.2011) statt. Die jeweiligen Begehungspläne wurden nach den Vorgaben der Mitglieder der Expertenkommission zusammengestellt.

Der zwischenzeitlich verabschiedete Terminplan der bundesweiten Überprüfung durch die Reaktorsicherheitskommission erforderte eine weitere Anpassung der Vorgehensweise der Expertenkommission, da Beiträge zu den Beratungen der Reaktorsicherheitskommission bis zum 28.04.2011 erstellt werden mussten. Inhalte des zweiten Treffens der Expertenkommission am 20.04.2011 im UVM in Stuttgart waren daher die Vorstellung der bislang erarbeiteten Ergebnisse sowie die Absprache der weiteren Vorgehensweise bis zur Veröffentlichung des vorliegenden Ergebnisberichtes, der den Abschluss der Arbeiten der Expertenkommission darstellt.

2.1 Umfang der Überprüfungen

Die Expertenkommission überprüfte die vier baden-württembergischen Kernkraftwerkblöcke an den beiden Standorten Philippsburg und Neckarwestheim.

Vor dem Hintergrund der wenigen gesicherten Informationen über die Ereignisse in Japan, die zum Zeitpunkt der Einberufung der Expertenkommission vorlagen, wurden die folgenden fünf Themengebiete, die für die Ereignisse in Japan eine maßgebliche Rolle gespielt haben, für die weitere Untersuchung ausgewählt:

- Erdbeben
- Ausfall Nebenkühlwasser / Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr
- Netzanbindung / Elektrische Energieversorgung
- Infrastruktur / Autarkie
- Notfallmaßnahmen

Die Überprüfung der Anlagen erfolgte auf Basis der zur Verfügung gestellten Unterlagen (im Wesentlichen Unterlagen der letzten Sicherheitsüberprüfung) und der durchgeführten Anlagenbegehungen.

Schwerpunkte waren dabei standortspezifische Aspekte (wie z.B. Einflüsse bei Doppelblockanlagen und jeweilige geographische Standortfaktoren) und die Sicherstellung der Kühlung der Brennelemente in Kern und Lagerbecken.

3 Erkenntnisse

3.1 Erdbeben

3.1.1 Seismische Standortbewertung (Dr. Gottfried Grünthal)

3.1.1.1 Ausgangssituation: Das Tōhoku-Pazifik-Beben vom 11.03.2011 mit Auswirkungen auf die Region Fukushima

Ausgangspunkt der nachfolgenden kurzgefassten Betrachtungen zur Sicherheit der Kernkraftwerke (KKW) in Baden-Württemberg ist der letztendlich durch Sekundärwirkungen des $M_w = 9,0$ Bebens vom 11.03.2011 (nach japanischer Nomenklatur Tōhoku-Pazifik-Beben) bedingte atomare Unfall am KKW-Standort Fukushima-Daiichi.

Das Beben ereignete sich nach Hoechner u.a. (2011) [3.1.1 - 3] auf einer ca. 330 km langen und 120 km breiten Bruchfläche mit einer maximalen Verschiebung von 36 m auf der Bruchfläche sowie 15 m horizontalem und 9 m vertikalem Versatz am Meeresboden. Die flächenmäßige Ausdehnung der Nachbebentätigkeit überdeckt das beschriebene Herdgebiet.

Die maximale resultierende Bodenbeschleunigung erreichte 2,93 g (Registrierstation MYG004, nach NOAA web page <http://www.earthquake-info.eu/Page/?id=196>)¹. Nach gleicher Quelle betrug die 3-D Resultierende an der Registrierstation Fukushima (FKSH10) 1,33 g. Die instrumentell bestimmte makroseismische Intensität nach der japanischen JMA-Skala wurde mit „6Upper“ berechnet. Dieser Wert entspricht nach Musson u.a. (2010) [3.1.1 - 7] 9 oder 10 Grad gemäß EMS-98. Eine makroseismische Ermittlung der Intensität anhand der Auswertung der tatsächlich beobachteten Schäden steht noch aus. Nach Y. Fukushima (2010) [3.1.1 - 1] sei für Fukushima-Daiichi ein standortnahes $M = 7,1$ Beben mit den sich daraus ergebenden Design Ground Motions auslegungsrelevant. Der Tsunami erreichte an den Bauten des Kernkraftwerks

¹ Für die Richtigkeit der Angaben, die allein auf Internet-Recherchen zurückgehen, besteht keine Gewähr. Eine abschließende Bewertung ist erst nach sorgfältiger Auswertung aller Beobachtungen möglich.

Fukushima Daiichi Höhen von 14 - 15 m (Angaben nach Tepco: http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/images/f12np-gaiyou_e.pdf).

Die Runup-Höhen betragen maximal 24 m (nach Web-Seite NOAA: http://www.ngdc.noaa.gov/hazard/img/tohoku_tsunami_nearfield.png). Allein im Gebiet von Minami Soma, etwa 20 km nördlich vom Standort Fukushima, reichte das überschwemmte Gebiet ca. 3,5 km landeinwärts (nach Web-Seite ZKI: <http://www.zki.dlr.de/map/1941>).

Beben mit Momentmagnituden M_w von 8 bis 9 und größer sind anhand des Bebenkatalogs von Usami (1979, inkl. nachfolgender Kompilierungen) [3.1.1 - 11] aus der Historie bekannt. Bezüglich der Magnitudenwerte ist zu berücksichtigen, die japanischen M_J -Magnituden in nichtsaturierende Momentmagnituden M_w umzurechnen (z. B. nach Utsu, 2002) [3.1.1 - 12]. Entlang der Sanriku-Küste (N-Honshu, Ostküste) ist nach Sawai u.a. (2008) [3.1.1 - 10] seit 1600 z. B. bei dem Beben von 1611 eine maximale Tsunamihöhe von 25 m aufgetreten, 1896 waren es 38 m und 1933 betrug die Höhe 23 m. Allein beim $M_w = 9,5$ 1960 Chile-Beben sind (ebenfalls nach Sawai u.a., 2008) [3.1.1 - 10] an der Ost-Küste von Honshu verbreitet Tsunami-Höhen von 5 m beobachtet worden.

Ein historisches Beben samt Tsunami, das dem 2011 Tōkoku-Beben offenbar zu entsprechen scheint, stellt der Jōgan-Tsunami vom 13. Juli 869 dar, welcher von u.a. Minoura u.a. (2001) [3.1.1 - 6] untersucht wurde. Die Autoren datierten Ablagerungen in flachen Seen der Sendai-Ebene und ermittelten eine maximale Ausbreitung des Jōgan-Tsunami an Land von 4 km. Während der letzten 3000 Jahre konnten drei solche gigantischen Tsunamis nachgewiesen werden (BC 900 - 670, BC 140 - AD 150, Jōgan 869). Daraus leiten Minoura u.a. (2001) [3.1.1 - 6] eine mittlere Wiederholungsperiode $T = 800 - 1100$ a ab. Anhand dieser mittleren Wiederholungsperiode und der Tatsache, dass mehr als 1100 Jahre seit dem Jōgan-Tsunami vergangen sind, schlussfolgerten bereits Minoura u.a. (2001) [3.1.1 - 6], dass ein Beben mit einem starken Tsunami im Gefolge statistisch überfällig sei. Sie schätzten ab, dass dieser bis zu 2,5 - 3 km in die heutige Küstenebene eindringen würde.

Diese sowie weitere Erkenntnisse zu Einschätzungen der Erdbebengefährdung fanden bei der erdbeben- und tsunamigerechten Auslegung von Fukushima-Daiichi offensichtlich nur ungenügend Berücksichtigung.

3.1.1.2 Kurze Darstellung des Sachstandes zur Einschätzung der Erdbebengefährdung der baden-württembergischen KKW-Standorte Neckarwestheim und Philippsburg

Zielstellung seismologischer Standortbewertungen ist die Abschätzung der seismologischen Lastannahmen für die erdbebengerechte Auslegung. Nach der gültigen Sicherheitstechnischen Regel des KTA, der KTA 2201.1 Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 1: Grundsätze, in der Fassung Juni 1990, ist als Bemessungsbeben das Erdbeben mit der für den Standort größten Intensität anzunehmen, das unter Berücksichtigung einer Umgebung (bis etwa 200 km) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann. Das Bemessungsbeben ist mit Angaben zu ingenieurseismologischen Kenndaten, u. a. zu Maximalbeschleunigungen (PGA) und Antwortspektren, unter Berücksichtigung der lokalen geologischen Verhältnisse festzulegen. Zur Ermittlung der größten anzunehmenden Intensitäten ist von Epizentren oder Bereichen höchster Intensitäten in tektonischen Einheiten auszugehen.

Mit diesem deterministischen Ansatz kann nicht auf probabilistisch begründete jährliche Auftretenswahrscheinlichkeiten im Rahmen einer probabilistischen seismischen Gefährdungsanalyse (PSHA) zurückgegriffen werden. Die Zuordnung einer Überschreitensrate für die probabilistische Definition der Standortintensität von 10^{-5} p.a. geht auf Hosser & Klein (1986) [3.1.1 - 4] zurück. Darin wird für die Ermittlung realistischer seismischer Lastannahmen geschlussfolgert, bei Eintrittsraten der deterministisch ermittelten Intensitäten des Bemessungsbebens von 10^{-5} p.a. oder kleiner ein zugehöriges 50%-Fraktile Bemessungsspektrum heranzuziehen. Dieses Vorgehen wurde im Rahmen der RSK-AG „Seismologie“ (RSK-Stellungnahme, 27.05.2004) [3.1.1 - 13] bestätigt und erneut empfohlen.

Entsprechend eines Hinweises vom UVM Baden-Württemberg erfolgt die Betrachtung des Sachstandes anhand der jüngsten eigenständigen Gutachten für die beiden KKW-Standorte Neckarwestheim GKN (seismotec, 2004) [3.1.1 - 9] und Philippsburg KKP (seismotec, 2003) [3.1.1 - 8] – unabhängig davon für welchen Teil der Anlagen am Standort die Gutachten erstellt wurden.

In der seismologischen Gutachtenpraxis wird i.a. nicht von den in der KTA 2201.1 genannten tektonischen Einheiten ausgegangen sondern von kleinteiligeren seismotektonischen Einheiten. Letztere werden folgerichtig im Änderungsentwurf der überarbeiteten KTA 2201.1 (2010-11) anstatt tektonischer Einheiten der deterministischen Vorgehensweise zugrunde gelegt. Als seismotektonische Einheiten werden entweder die erdbeben-geographische Gebietseinteilung nach Leydecker & Aichele (1998) [3.1.1 - 5], erarbeitet zur automatischen Zuordnung der geographischen Koordinaten aktueller, automatisch georteter Erdbeben zu einer

anschaulichen verbalen Ortsbezeichnung, oder seismische Quellregionen herangezogen, die als Bestandteil von PSHA entwickelt wurden. In den o.g. Gutachten wird primär die erdbeben-geographische Gebietseinteilung im Sinne seismotektonischer Einheiten verwendet, welche, sofern erforderlich, durch seismische Quellregionen nach verschiedenen Autoren untersetzt wird. Breiten Raum nimmt in den Gutachten die Bewertung der jeweils größten in der Historie beobachteten Erdbeben ein, da die Deterministik sensitiv im Hinblick auf die Interpretation einzelner Beben ist. Die Probabilistik reagiert durchaus robust auf Parameteränderungen signifikanter Beben in geeignet definierten seismischen Quellregionen.

Für jede seismotektonische Einheit mit besonderer Relevanz für die seismische Standortbewertung werden in den genannten Gutachten Modellbeben festgelegt. Diese dienen der Bewertung der Bemessungsspektren an den Standorten.

Als maßgebliche deterministisch ermittelte Intensität wird für GKN ein Wert von $I_{s,det} = 7,0$ und für KKP ein $I_{s,det} = 7,5$ in den Gutachten festgelegt. Beide Intensitätswerte beinhalten einen Sicherheitszuschlag von 0,5 Intensitätsgraden.

Die probabilistische Verifizierung der deterministisch ermittelten Intensitäten im Rahmen der probabilistischen Standortanalyse (PSSA) erfolgt mit dem Computerprogramm PSSAEL von Rosenauer. Für KKP und GKN können die oben genannten Intensitätswerte für $I_{s,det}$ anhand der berechneten Intensitäts-Eintrittsraten von kleiner 10^{-5} p.a. bestätigt werden.

Im Rahmen der Gutachten werden für beide Standorte Klassifikationen des geologischen Untergrundes im Hinblick auf die Auswahl charakteristischer Strong-Motion-Registrierungen und Bewertungen der ingenieurseismologischen Kenngrößen vorgenommen. Für GKN werden diese durch instrumentelle Untersuchungen (inkl. H/V-Spektren) untersetzt. Als Boden- bzw. Einhängebeschleunigungen a_H wurden im Rahmen früherer Gutachten Werte für GKN von $a_H = 1,70 \text{ m/s}^2$ sowie für KKP von $a_H = 2,10 \text{ m/s}^2$ ermittelt.

Beide Gutachten decken nicht nur den Bearbeitungsumfang entsprechend der gültigen Regel KTA 2201.1 ab, sondern gehen in ihren Ausführungen darüber hinaus.

3.1.1.3 Hinweise für weiterführende Untersuchungen

Es erscheint angeraten, einzelne zusätzliche Untersuchungen vorzunehmen. Hierzu sollten folgende Aspekte gehören:

- Analyse der tektonischen Situation in der Standortumgebung zumindest anhand veröffentlichter Angaben im Hinblick auf Bruchstörungen, ihrer neotektonischen Aktivität sowie Abschätzung ihres aus dem tektonischen Regime abzuleitenden seismogenen Potentials (Hinweis 3.1.1 - 1).
- Berechnungen von Gefährdungskurven im Rahmen künftiger probabilistischer Untersuchungen für auslegungsrelevante Erschütterungsparameter, wie die Spitzenbodenbeschleunigung, bis zu Überschreitenswahrscheinlichkeiten von mindestens 10^{-5} p.a., wie im Änderungsentwurf der KTA 2201.1 (2010-11) gefordert. Die Gefährdungskurven sollten einschließlich ihrer Fehlerbandbreiten ermittelt werden (Hinweis 3.1.1 - 2).
- Projektspezifische Gewinnung standorttypischer seismischer Registrierungen von lokalen Erdbeben zur besseren seismotektonischen Interpretation und Abschätzung ingenieurseismologischer Kenngrößen (Mittel- bis Langfristaufgabe) (Hinweis 3.1.1 - 3).
- Plausibilitätskontrollen der probabilistisch und deterministisch berechneten Erschütterungsparameter (Hinweis 3.1.1 - 4).

3.1.1.4 Neuere Erkenntnisse zur seismischen Standortgefährdung

Anhand eines Berechnungsmodells zur seismischen Gefährdungsabschätzung von 2006 (Grünthal u.a., 2006) [3.1.1 - 14], das zur Bereitstellung gefährdungskonsistenter Antwortspektren für beliebige Orte bzw. Punkte für verschiedene Gefährdungsniveaus in der Bundesrepublik Deutschland aufbereitet wurde (Grünthal u.a., 2009) [3.1.1 - 2], ließen sich für die Standorte GKN und KKP zumindest überschlagsmäßig bereits Gefährdungskurven berechnen.

Zu betonen ist, dass dieses als Anregung dienende Berechnungsmodell weder für kerntechnische Fragestellungen entwickelt wurde, noch standortspezifisch ist. Insbesondere wäre zu untersuchen, welche Bestandteile des Berechnungsmodells einer Verfeinerung bedürfen, den Standortbedingungen anzupassen wären bzw. neuesten Erkenntnissen noch gerecht werden. Vor allem wäre den konkreten Untergrundeigenschaften an betrachteten Standorten Rechnung zu tragen, die im Falle mächtiger Lockersedimentablagerungen zur Abminderung von Spitzenbodenbeschleunigungen führen. Ein integraler Bestandteil solcher Untersuchungen wäre zudem eine fundierte Verifizierung der erhaltenen Ergebnisse im Rahmen von Plausibilitätskontrollen.

3.1.2 Gebäudeauslegung und Systemfunktionen (Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz)

3.1.2.1 Kernkraftwerk Neckarwestheim (GKN) Block 1

Der Standort liegt etwa 25 km nördlich von Stuttgart auf dem rechten Neckarufer an der nach Westen offenen großen Fluss-Schleife zwischen den Ortschaften Kirchheim und der Stadt Lauffen.

Die Stauhöhe des Neckars liegt im Bereich des Anlagengeländes bei 169,7 m über NN. Das Kraftwerksgelände liegt auf Höhe 172,3 m über NN, für die Kraftwerksgebäude beträgt die Nullpunktshöhe 172,5 m über NN.

Am Standort Neckarwestheim wird für beide Kraftwerksblöcke ein Bemessungserdbeben mit $b = 1,7 \text{ m/s}^2$ zugrunde gelegt. Das Bemessungshochwasser beträgt 172,66 m über NN.

3.1.2.1.1 Bauanlagen GKN, Block 1

Das Kraftwerk besteht aus Bauwerken für nukleare und konventionelle Anlagenteile. Die jeweils darin befindlichen Einrichtungen bestimmen die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Bauwerke. Der Schutzzustand gegen Erdbeben ergibt sich aus den Aufgabenstellungen, die die in diesen Gebäuden befindlichen Systeme und Komponenten im Falle des Auftretens der zu betrachtenden Einwirkungen zu erfüllen haben. Die Gebäudeauslegung ist in der Sicherheitsüberprüfung (SÜ), Stand 2006, dargestellt. Danach sind das Reaktorgebäude (mit Armaturenanzubau), das Reaktorhilfsanlagegebäude, das Schaltanlagegebäude, das Notstromdieselgebäude, das Notspeisegebäude, das Nebenkühlwassergebäude (nukleares Nebenkühlwasser) und die Brunnen gegen Erdbeben und Hochwasser ausgelegt. Ebenfalls ausgelegt, auch gegen das Hochwasser, sind die sicherheitstechnisch wichtigen Kabel- und Verbindungskanäle zwischen diesen Gebäuden.

3.1.2.1.2 Systemfunktionen GKN, Block 1

Entsprechend den zugrundeliegenden Einwirkungen sind bei den unterstellten Einwirkungen von außen nur ausgelegte Systemfunktionen als verfügbar anzusehen. Durch verschiedene Nachrüstmaßnahmen ist auch die Warte in GKN Block 1 als erdbebenfest nachgewiesen, so dass sowohl die Warte als auch die Notsteuerstelle verfügbar sind.

Die verfügbaren Systemfunktionen bei Erdbeben (im Leistungsbetrieb) sind:

- Abschaltung des Reaktors

- Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem durch Dampfabgabe über die Dampferzeuger-Abblaseregelventile (Teilabfahren, Abfahren) oder die Dampferzeuger-Sicherheitsventile (Druckbegrenzung)
- Bespeisung der Dampferzeuger (DE) mit den Notspeisepumpen aus den Notspeisebecken
- Notstromversorgung über die Notstromdiesel in Notstromdieselgebäude und den gesicherten Schienen
- Einleitung aller Maßnahmen durch das Reaktorschutzsystem im Notstromdieselgebäude
- Füllstands- und Druckhaltung im Reaktorkühlkreislauf (RKL) durch das notstromgesicherte Volumenregelsystem
- Kühlung sicherheitstechnisch wichtiger Kühlstellen über die gesicherten Kühlketten (VE/TF)
- Beckenkühlung mit dem 3. Beckenkühlstrang oder das Nachkühlsystem
- Wärmeabfuhr über das Not- und Nachkühlsystem (TH) nach dem Abfahren der Anlage im ND-Bereich

Die Anlage GKN I verfügt über die Ressourcen zur „10-Stunden – Autarkie“ falls vorher kein Eingriff des Betriebspersonals erfolgt.

3.1.2.2 Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 2

Der Standort liegt etwa 25 km nördlich von Stuttgart auf dem rechten Neckarufer an der nach Westen offenen großen Fluss-Schleife zwischen den Ortschaften Kirchheim und der Stadt Lauffen.

Die Stauhöhe des Neckars liegt im Bereich des Anlagengeländes bei 169,7 m über NN. Das Kraftwerksgelände liegt auf Höhe 172,3 m über NN, für die Kraftwerksgebäude beträgt die Nullpunktshöhe 172,5 m über NN.

Am Standort Neckarwestheim wird für beide Kraftwerksblöcke ein Bemessungs-erdbeben mit $b = 1,7 \text{ m/s}^2$ zugrunde gelegt. Das Bemessungshochwasser beträgt 172,66 m über NN.

3.1.2.2.1 Bauanlagen GKN, Block 2

Das Kraftwerk besteht aus Bauwerken für nukleare und konventionelle Anlagenteile. Die jeweils darin befindlichen Einrichtungen bestimmen die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Bauwerke. Der Schutzzustand gegen Erdbeben ergibt sich aus den Aufgabenstellungen, die die in diesen Gebäuden befindlichen

Systeme und Komponenten im Falle des Auftretens der zu betrachtenden Einwirkungen von außen zu erfüllen haben.

Die Gebäudeauslegung ist in der Sicherheitsüberprüfung (SÜ), Stand 2008, dargestellt. Danach sind das Reaktorgebäude (mit Armaturen-anbau), das Reaktorhilfsanlagengebäude (Betonstruktur), das Schaltanlagengebäude, das Notstromerzeugergebäude und Kaltwasserzentrale, das Bauwerk für Dieselkraftstoff-Vorratsbehälter, das Notspeisegebäude und die Nebenkühlwasserbauwerke sowie die räumlich getrennten Gebäude (Einspeisung) des Notnebenkühlwassersystems gegen Erdbeben und Hochwasser ausgelegt. Ebenfalls ausgelegt, auch gegen das Hochwasser, sind die sicherheitstechnisch wichtigen Kabel- und Verbindungsbrücken bzw. Kabelkanäle zwischen diesen Gebäuden.

3.1.2.2.2 Systemfunktionen GKN, Block 2

Entsprechend den zugrundeliegenden Einwirkungen sind nur ausgelegte Systemfunktionen als verfügbar anzusehen. Für die Beherrschung von Erdbeben stehen sowohl die Hauptwarte als auch die Notsteuerstelle zur Verfügung.

Die verfügbaren Systemfunktionen bei Erdbeben (im Leistungsbetrieb) sind:

- Abschaltung des Reaktors
- Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem durch Dampf-abgabe über die Dampferzeuger-Abblaseregelventile (Teilabfahren, Abfahren) oder die Dampferzeuger-Sicherheitsventile (Druckbegrenzung)
- Dampferzeuger-Einspeisung über Notspeisepumpen aus den Notspeisebecken
- Notstromversorgung über die Notstromdiesel im Notstromerzeugergebäude (Kaltwasserzentrale) und den gesicherten Schienen
- Einleitung aller Maßnahmen durch das Reaktorschutzsystem im Notspeisegebäude
- Füllstands- und Druckhaltung im Reaktorkühlkreislauf (RKL) durch das Zusatzboriersystem (JDH) im Notspeisegebäude
- Kühlung sicherheitstechnisch wichtiger Kühlstellen über die gesicherten Kühlketten (KA/PE)
- Beckenkühlung mit dem 3. Beckenkühlstrang oder mit Nachkühlssystem
- Wärmeabfuhr über das Not- und Nachkühlssystem (JN) nach dem Abfahren der Anlage im ND-Bereich
 - Abfahren der Anlage im ND-Bereich auch über die Notnachkühlkette

Die Anlage GKN II verfügt über die Ressourcen zur „10-Stunden – Autarkie“ falls vorher kein Eingriff des Betriebspersonals erfolgt.

3.1.2.3 Kernkraftwerk Philippsburg (KKP) Block 1

Der Standort liegt etwa 30 km nördlich von Karlsruhe und ca. 10 km westlich der BAB Mannheim – Karlsruhe auf der rechtsrheinischen Rheinschatzinsel in der Gemarkung Philippsburg. Die Anlage wird in nördlicher bis südwestlicher Richtung durch einen Hochwasserdamm (+ 100,5 m über NN) gegenüber dem Rhein bzw. dem Altrhein begrenzt. Das Anlagengelände ist auf 100,3 m über NN aufgefüllt, die Eingänge der baulichen Anlagen liegen nochmals 0,15 m über diesem Niveau.

Die amtliche höchste Hochwassermarken des Rheins in Höhe des Kraftwerksgeländes liegt bei 99,33 m über NN und der 10.000-jährige Hochwasserstand errechnet sich zu 99,90 m über NN. Die Anlagenauslegung gegen Erdbeben berücksichtigt ein Bemessungserdbeben mit einer maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung von 1,50 m/s² und einer maximalen vertikalen Bodenbeschleunigung von 0,75 m/s². Im Rahmen exemplarischer baustatischer Nachweise wurden für wichtige Gebäude und Anlagenteile auch Bodenbeschleunigungen von horizontal 2,10 m/s² und von vertikal 1,05 m/s² sicher abgetragen.

3.1.2.3.1 Bauanlagen Philippsburg Block 1

Das Kraftwerk besteht aus Bauwerken für nukleare und konventionelle Anlagenteile. Die jeweils darin befindlichen Einrichtungen bestimmen die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Bauwerke. Der Schutzzustand gegen Erdbeben ergibt sich aus den Aufgabenstellungen, die die in diesen Gebäuden befindlichen Systeme und Komponenten im Falle des Auftretens der zu betrachtenden Einwirkungen von außen zu erfüllen haben.

Die Gebäudeauslegung ist in der Sicherheitsüberprüfung (SÜ), Stand 2005, dargestellt. Danach sind das Reaktorgebäude, das Betriebs-, Warten- und Schaltanlagegebäude, das Notstromdieselgebäude, das SAS-Gebäude, das USUS-Gebäude und das USUS-Pumpenbauwerk gegen Erdbeben ausgelegt. Ebenfalls ausgelegt sind die sicherheitstechnisch wichtigen Kabel- und Verbindungsbrücken bzw. Kabelkanäle zwischen diesen Gebäuden.

3.1.2.3.2 Systemfunktionen KKP, Block 1

Entsprechend den zugrundeliegenden Einwirkungen sind bei Erdbeben nur ausgelegte Systemfunktionen als verfügbar anzusehen. Für die Beherrschung von Einwirkungen von außen steht sowohl die Hauptwarte als auch die USUS-Warte zur Verfügung.

Die verfügbaren Systemfunktionen bei Erdbeben (im Leistungsbetrieb) sind:

- Abschaltung des Reaktors (SAS)
- Druckentlastung über Sicherheits- und Entlastungs (S/E) - Ventile (ADE)
- Bespeisung des Reaktordruckbehälters (RDB) mit dem Nachkühlsystem TH
- Druckhaltung mit den S/E-Ventilen
- Notstromversorgung durch Notstromdiesel
- Wärmeabfuhr durch Kondensationskammerkühlen mit dem Nachkühlsystem und der gesicherten Kühlkette (VK/VF)
- Abfahrkühlbetrieb

3.1.2.4 Kernkraftwerk Philippsburg (KKP) Block 2

Der Standort liegt etwa 30 km nördlich von Karlsruhe und ca. 10 km westlich der BAB Mannheim – Karlsruhe auf der rechtsrheinischen Rheinschatzinsel in der Gemarkung Philippsburg. Die Anlage wird in nördlicher bis südwestlicher Richtung durch einen Hochwasserdamm (+ 100,5 m über NN) gegenüber dem Rhein bzw. dem Altrhein begrenzt. Das Anlagengelände ist auf 100,3 m über NN aufgefüllt, die Eingänge der baulichen Anlagen liegen nochmals 0,15 m über diesem Niveau.

Für den Standort KKP wird ein Bemessungswasserstand für das 10.000-jährige Hochwasserstand mit 99,90 m über NN ermittelt. Die Anlagenauslegung gegen Erdbeben berücksichtigt ein Bemessungserdbeben mit einer Bodenbeschleunigung von horizontal 2,10 m/s² und von vertikal 1,05 m/s².

3.1.2.4.1 Bauanlagen KKP, Block 2

Das Kraftwerk besteht aus Bauwerken für nukleare und konventionelle Anlagenteile. Die jeweils darin befindlichen Einrichtungen bestimmen die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Bauwerke. Der Schutzzustand gegen Erdbeben ergibt sich aus den Aufgabenstellungen, die die in diesen Gebäuden befindlichen Systeme und Komponente im Falle des Auftretens der zu betrachtenden Einwirkungen von außen zu erfüllen haben.

Die Gebäudeauslegung ist in der Sicherheitsüberprüfung (SÜ), Stand 2008, dargestellt. Danach sind das Reaktorgebäude (mit Armaturen-anbau), das Reaktorhilfsanlagengebäude, das Schaltanlagengebäude, die Notstromdiesel- und Kaltwasserzentrale, das Notspeisegebäude und die gesicherte Nebenkühlwasserversorgung (Einlauf- und Pumpenbauwerke, Rohrleitungen) gegen Erdbeben ausgelegt. Ebenfalls ausgelegt, auch gegen das Hochwasser, sind die sicherheitstechnisch wichtigen Kabel- und Verbindungsbrücken bzw. Kabelkanäle zwischen diesen Gebäuden.

3.1.2.4.2 Systemfunktionen KKP, Block 2

Entsprechend den zugrundeliegenden Einwirkungen sind bei den unterstellten Einwirkungen von außen nur ausgelegte Systemfunktionen als verfügbar anzusehen. Für die Beherrschung des Erdbebens steht sowohl die Hauptwarte als auch die Notsteuerstelle zur Verfügung.

Die verfügbaren Systemfunktionen bei Erdbeben (im Leistungsbetrieb) sind:

- Abschaltung des Reaktors
- Wärmeabfuhr aus dem Primärsystem durch Dampf-abgabe über die Dampferzeuger-Abblaseregelventile (Teilabfahren, Abfahren der Anlage) oder über die Dampferzeuger-Sicherheitsventile (Druckbegrenzung)
- Einspeisung über Notspeisepumpen aus den Notspeisebecken möglich
- Notstromversorgung über die Notstromdiesel in der Notstromdiesel- und Kaltwasserzentrale und den gesicherten Schienen
- Einleitung aller Maßnahmen durch das Reaktorschutzsystem im Notspeisegebäude
- Füllstands- und Druckhaltung im RKL durch das notstromgesicherte Volumenregelsystem
 - Einspeisung auch über das Zusatzboriersystem möglich
- Kühlung sicherheitstechnisch wichtiger Kühlstellen über die gesicherten Kühlketten (KA/PE)
- Beckenkühlung mit dem 3. Beckenkühlstrang oder mit Nachkühlsystem (JNA 10 / JNA 40)
 - Beckenkühlung über Notnachkühlketten (FAK 10 / FAK 40)
- Wärmeabfuhr über das Not- und Nachkühlsystem (JN) nach dem Abfahren der Anlage im ND-Bereich
 - Abkühlen der Anlage im ND-Bereich auch über die Notnachkühlkette

Die Anlage KKP 2 verfügt über die Ressourcen zur „10-Stunden – Autarkie“ falls vorher kein Eingriff des Betriebspersonals erfolgt.

3.1.2.5 Hinweise

Aus der Prüfung wurden folgende generische Hinweise abgeleitet:

Aufgrund der großen Bedeutung der Funktion der Sicherheitsleittechnik bzw. der elektrischen Schaltanlagen für die Beherrschung von Erdbeben, äußeren Druckwellen und Ereignissen aufgrund Einwirkung von außen sollte die Robustheit der eingesetzten Leittechnik- bzw. Steuerungssysteme, entsprechend Abschnitt 7.3.7 der RSK-Leitlinien [3.1.2 - 15], überprüft werden. Hierzu sollten die entsprechenden Prüfnachweise (QN/QE) auf Erfüllung der sicherheitstechnischen Funktionen bei Auftreten der für die Leittechnik maßgebenden Belastungen der jeweiligen Ereignisse geprüft werden (Hinweis 3.1.2 - 1).

Entsprechend der KTA 3303 [3.1.2 - 16] soll das Brennelementbecken bei seltenen Ereignissen für eine Temperatur von 80°C ausgelegt sein. Dieser Nachweis sollte überprüft werden, weiterhin sollte geprüft werden, ob auch ein Nachweis für Sieden im BE-Becken geführt werden kann, da die Inbetriebnahme / Wiederherstellung der Beckenkühlung zeitkritisch sein kann (Hinweis 3.1.2 - 2).

In der überwiegenden Anzahl der Ereignisse bei den DWR-Anlagen erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor über die Dampferzeuger und die Abblasestationen, die Bespeisung erfolgt überwiegend über das Notspeisesystem und den Deionatbecken. Die Auslegung der Deionatvorräte in den Becken sollte, im Hinblick auf zeitliche Verzögerungen bei den Nachspeisemöglichkeiten so bemessen sein, dass ausreichende Karenzzeiten, einschließlich des Abfahrens der Anlage (siehe auch RSK-LL [3.1.2 - 15], Abschnitt 22.2), durch die vorhandenen Inhalte der Deionatbecken abgedeckt werden können (Hinweis 3.1.2 - 3).

3.1.3 Zusammenfassung

(Dr. Gottfried Grünthal und Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz)

In Abschnitt 3.1.1 wurde zunächst die Ausgangssituation, das Tōhoku-Pazifik-Beben vom 11.03.2011 mit Auswirkungen auf die Region Fukushima kurz dargestellt. Entsprechend einer Untersuchung von Minoura et al. (2001) [3.1.1 - 6] sind Tsunamis, inklusive der zugehörigen Beben am entsprechenden Segment der Subduktionszone, in der aufgetretenen Stärke mit einer Wiederholungsperiode von 800-1100 Jahren am Standort zu erwarten. Zumindest gegen den Tsunami war die Anlage nicht ausreichend ausgelegt.

In einem zweiten Schritt wurden seismologische Gutachten zu beiden Standorten im Hinblick auf den Bearbeitungsumfang entsprechend der gültigen Regel KTA 2201.1 überprüft. Die für die beiden Standorte betrachteten Gutachten decken nicht nur die Forderungen der gültigen Regel KTA 2201.1 ab, sondern gehen in ihren Ausführungen darüber hinaus.

Die vorliegenden Erkenntnisse sollten durch weitere Untersuchungen, z.B. zu probabilistischen Abschätzungen ingenieurseismologischer Kenngrößen ergänzt werden. Es wird daher empfohlen, die seismische Standortbewertung aufbauend auf den aktuellen Kenntnisstand entsprechend der derzeit als Änderungsentwurf vorliegenden Fassung von KTA 2201.1 zu bewerten und ggf. erforderliche Maßnahmen zu ergreifen.

Einwirkungen von außen wie unter 3.1.1 beschrieben, die mit einer vergleichbaren Wiederholungsperiode von 1100 Jahren auftreten und zu nicht beherrschten Zuständen führen, wurden für die baden-württembergischen Kernkraftwerksblöcken nicht gefunden.

In Abschnitt 3.1.2 wurden die Gebäudeauslegung gegen Erdbeben und die gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Systemfunktionen der Anlagen dargestellt. Aus den zur Verfügung gestellten Unterlagen kann abgeleitet werden, dass die Auslegung und die Ausführung der Anlagen die zu erwartenden Auswirkungen der unterstellten Ereignisse abdecken.

Die entsprechenden Systemfunktionen sind in allen Anlagen in, gegen die Belastungen ausgelegten Gebäuden, untergebracht, so dass von der Funktionsicherheit ausgegangen werden kann.

Im Hinblick auf die Robustheit einiger sicherheitstechnischer Einrichtungen wurden Hinweise zu weiteren Überprüfungen formuliert.

3.2 Elektrische Energieversorgung (Prof. Dr. Hans-Dieter Fischer)

3.2.1 Chronologie der Ereignisse in Fukushima Daiichi

Die Wirkung des Erdbebens am 11.03.2011 um 14:46 Uhr führt zum Verlust des Hauptnetzes mit dem Spannungsniveau von 275 kV und des Reservenetzes mit dem Spannungsniveau von 66 kV. Beide Netze sind in einer Freiluftschaltanlage mit dem Standort Daiichi verbunden. Die Blöcke 1, 2 und 3 werden auslegungsgemäß durch die Erdbeben-Beschleunigungs-Aufnehmer im Reaktortripsystem abgeschaltet. Die anderen Blöcke 4, 5 und 6 sind abgeschaltet bzw. befinden sich in Revision.

Ebenfalls auslegungsgemäß springen die Notstromdiesel an. Jeder Block besitzt ein 1 x 100% Dieselaggregat; zusätzlich teilen sich je zwei Blöcke – (1 und 2) sowie (3 und 4) bzw. (5 und 6) – ein redundantes Dieselaggregat mit ebenfalls 1 x 100% (OECD Quicklook). Für Zufallsausfälle besteht die zugehörige Zuverlässigkeitsschaltung aus zwei gleichartigen parallelen Betrachtungseinheiten, so dass die Ausfallfunktion S' für einen Block sich zu $S' = u^2$ ergibt.

Alle Dieselaggregate versagen nach Eintreffen der Flutwelle gegen 15:41 Uhr aufgrund des durch sie gemeinsam verursachten Ausfalls (GVA). Als Ursache hierfür gilt die Deichhöhe von 5,7 m vor den Einlaufbauwerken gegenüber der Höhe der Flutwelle von ca. 14 m. Dadurch gelangt Meerwasser über vorhandene Verbindungskanäle in die Keller der Maschinenhäuser, wo die Dieselaggregate mit ihren Schaltanlagen aufgestellt sind. Das Meerwasser könnte dort Kurzschlüsse verursacht haben und die Diesel könnten Wasser statt Luft angesaugt haben. Beides führt zum Versagen der Dieselaggregate. Die außen vor den Maschinenhäusern zur Meerseite stehenden Kraftstoff-Vorratstanks werden von der Flutwelle teilweise weggerissen.

Die Stromversorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher wird ab ca. 15:46 Uhr von den Batterien übernommen. Nach etwa 5 Stunden haben sich die Batterien in den Blöcken 1 und 2 soweit entladen, dass die Kühlung der Reaktoren ausfällt. Diese Kühlung erfolgt durch die dampfgetriebene Pumpe (OECD Quicklook) des Reactor Core Isolation Systems. Zwar wird zu ihrem Antrieb der im oberen Raum des Reaktorkessels reichlich vorhandene Dampf genutzt, jedoch könnte die Ansteuerung ihrer Hilfsmedien schließlich über den versiegenden Batteriestrom versagt haben.

Im Block 2 werden zwei Tage später mobile Generatoren angeschlossen, um die Kühlung des Reaktorkerns zu ermöglichen.

Eine Woche nach Ereigniseintritt ist eine Stromverteilerstation in der Nähe des Standorts eingerichtet.

Zehn Tage nach Ereigniseintritt ist im Block 2 der Netzanschluss wiederhergestellt. Die Kabellegung für die Stromversorgung des Blockes 4 ist abgeschlossen. Tags darauf werden dort die Schaltanlagen angeschlossen sowie erste Verbraucher extern mit Strom versorgt.

Am 23.03.2011 ist im Block 3 die Warte wieder unter Strom; einen Tag später die Warte von Block 1.

Am 25.03.2011 wird die Nebenkühlwasserpumpe von Block 6 extern mit Strom versorgt. Einen Tag später ist die Warte von Block 2 wieder beleuchtet. Ende März bzw. Anfang April ist die Warte von Block 4 wieder beleuchtet sowie dort und im Block 1 sind beide Maschinenhäuser beleuchtet.

Zusammenfassend ist aus der zeitlichen Abfolge der Ereignisse am Standort Daiichi in Fukushima insbesondere das Folgende bemerkenswert:

- Die Verwendung von Diversität ist auf die gesamte technische Betrachtungseinheit – z.B. dampfgetriebene Pumpe einschließlich ihrer Versorgung mit Hilfsmedien – auszudehnen.
- Bei größeren Zerstörungen der Infrastruktur und unter Strahlenbelastung kann es nennenswert länger dauern, von extern elektrische Energie auf der Anlage bereit zu stellen als bislang angenommen.
- Der Verfügbarkeit mobiler Generatoren – einschließlich ihrer Anschlussmöglichkeiten und Beweglichkeit - muss unter dieser Beobachtung hohe Bedeutung beigemessen werden.
- Aufstellungsorte elektrischer Einrichtungen sind vor Eindringen von solchen Wassermengen angemessen zu schützen, die ein Versagen dieser Einrichtungen bewirken könnten.
- Als Folge eines seismischen Ereignisses ist mit dem Verlust des externen elektrischen Versorgungsnetzes zu rechnen.

Am Standort Daini sind nach bisher unbestätigten Informationen die Notstromdiesel im Reaktorgebäude untergebracht, so dass sie durch die Flutwelle nicht beeinträchtigt werden. Ferner soll die externe Stromversorgung verfügbar geblieben sein.

3.2.2 Freiluftschaltanlagen

Die Anschlüsse der Kernkraftwerke in Baden-Württemberg an Haupt-, Reserve- und Notnetz (3. Netzanschluss) sind individuell unterschiedlich gestaltet. In diesem Text soll weniger auf die Details als auf die verschiedenen Möglichkeiten zur Versorgung der Anlagen aus den externen Netzen mit elektrischer Energie eingegangen werden. Bei den beiden Standorten Neckarwestheim (GKN) und Philippsburg (KKP) werden das Hauptnetz mit dem Spannungsniveau von 400 kV (380 kV) bzw. 220 kV bei GKN 1 und das Reservenetz mit dem Spannungsniveau von 110 kV über Freiluftschaltanlagen (GKN II Innenraum SF₆ – Schaltanlagen) jeweils mit den Anlagen verbunden. Die unterschiedlichen Spannungsebenen gewährleisten eine hohe Unabhängigkeit der Versorgung. Durch einen gemeinsam verursachten Ausfall (GVA) könnten beide Netzanbindungen etwa zeitgleich ausfallen. Sollte ein derartiges Ereignis eintreten und ist der Lastabwurf auf Eigenbedarf erfolglos, dann werden z.B. bei den Druckwasserreaktoren die 4 x 50% Notstromdiesel durch das Diesel-Start- und Belastungsprogramm im Reaktorschutzsystem gestartet. Sollten drei oder mehr Notstromdiesel versagen, stünde unzureichend Notstromleistung zur Verfügung. Für einen solchen Fall sind im KKP 2 und im GKN II vier Notspeisediesel verfügbar.

Sollte auch diese elektrische Energiequelle versagen, könnte über den dritten Netzanschluss mit dem Spannungsniveau 20 kV in Philippsburg von extern elektrische Energie bezogen werden. Der dritte Netzanschluss ist kabelgebunden und in Philippsburg räumlich weit entfernt von den Freiluftschaltanlagen des Haupt- und Reservenetzanschlusses, so dass dort gemeinsam verursachte Ausfälle praktisch ausgeschlossen werden können. Im KKP 1 erfolgt bereits mit der Umschaltung auf das Reservenetz der Start aller vier Notstromdiesel und zusätzlich der Start der beiden Diesel des unabhängigen Störfall- und Sabotagesystems (USUS). Nicht erforderliche Notstromdiesel werden im Verlaufe des Ereignisses wieder abgestellt. Bei einem vollständigen Ausfall aller Dieselaggregate wird ein Strang im USUS-Notstromsystem über das Notnetz versorgt. Ferner existiert für beide Blöcke in Philippsburg eine sich automatisch aufbauende 110 kV – Freileitungsanbindung zum Pumpspeicherkraftwerk in Forsbach, um die Dieselaggregate möglichst rasch wieder ablösen zu können (Zuverlässigkeitsargumente).

Im GKN besteht eine Querkupplung zwischen den Reservenetzen beider Blöcke mit der Möglichkeit, über das erdverlegte 110 kV - Kabel Energie gegenseitig zu beziehen. Darüber hinaus könnte ein Strang der Notstromanlage des Blockes 1 über die 20 kV Baustromversorgung des Blockes 2 notversorgt werden. In zwei Stränge des Notstromnetzes im Block 2 kann zusätzlich aus dem 20 kV-Netz eingespeist werden. Ferner existiert eine 110 kV - Erdkabelverbindung zur

Verteilerstation in Walheim, das ca. 4 km vom Standort entfernt liegt. Dort ist neben zwei Kohleblöcken eine schwarzstartfähige Gasturbine verfügbar. Die externe Netzanbindung des Standortes GKN präsentiert sich somit als überdurchschnittlich. Auf die Verfügbarkeit der Einspeisung von elektrischer Energie über das Notnetz bei Erdbeben, Hochwasser oder anderen extremen meteorologischen Vorkommnissen ist zu achten.

Die Erdkabel sind nach den in Deutschland geltenden einschlägigen Regeln und Richtlinien mit Schleifen zum Längenausgleich versehen. Beim Auflegen und Anschluss der Kabel wird auf die Einhaltung des mindestens vorgeschriebenen Krümmungsradius vom 15-fachen äußeren Kabeldurchmesser geachtet (AEG-Hilfsbuch, 10. Auflage 1967, Seite 276). Wird bei seismischen Ereignissen in Baden-Württemberg von Verschiebungen des Erdreichs in der Größe von 30 cm bis 50 cm ausgegangen, so dürfte ein Versagen der Funktionalität des Kabels nicht erwartet werden können.

Zusammenfassend erweist sich der dritte Netzanschluss im Lichte der Ereignisse von Fukushima als weitsichtige Anforderung. Durch die Anbindung über in der Erde verlegte Kabel wird eine Robustheit der Versorgung aus dem externen Versorgungsnetz gegenüber bei seismischen Ereignissen auftretenden Kräften erreicht. Die Verlegung der Kabel nach der fachmännischen Kunst beugt Unterbrechungen des elektrischen Stromes durch z.B. Kabelriss vor.

3.2.3 Die Notstromversorgung

Die Notstromdiesel stehen in einem Gebäude, dessen Zugang etwas höher als das Kraftwerkgelände liegt, das in Philippsburg auf 100,3 m aufgeschüttet ist. Der Pegel des 10.000-jährigen Hochwassers liegt dort bei 99,9 m. Außerdem sind die Dieselaggregate auf einem Stahltragerahmen installiert, der ca. 1 m über dem Fußboden hinauf ragt, so dass ein Hochwasser mit einem Pegel von 1,5 m über dem 10.000-jährigen Hochwasser zu keinem Versagen der Dieselaggregate führen dürfte. Jedoch sind dazu funktionsfähige Pumpen im Keller des Dieselgebäudes erforderlich!

In Neckarwestheim sind die Notstromdieselgebäude nahezu ebenerdig zu betreten. Sie werden gegen Hochwasser des Neckars durch starke Stahltüren (Objektschutztüren) mit entsprechenden Dichtungen und zusätzlich anzubringenden Hochwasserschotts geschützt. Das Kellergeschoss, in dem die Batterien und die Schaltanlagen des Notstromsystems von Block 1 untergebracht

sind, ist bis zur Gebäudeoberkante gegen eindringendes Wasser abgedichtet. Der Aufstellungsort der Batterien und der Schaltanlagen führt zur Autarkie des Notstromsystems.

Da diese Autarkie gerade bei großflächigen Zerstörungen auf einem dicht bebauten Anlagengelände sicherheitstechnisch zweckmäßig ist, erscheint es ratsam, hier eine Verbesserung des Schutzes gegen Hochwasser zu überdenken (Hinweis 3.2 – 1).

Ein Versagen der vom Standort neckaraufwärts sich befindenden Staustufen führt innerhalb von etwa 30 Stunden bis 36 Stunden zum Ansteigen des Wasserpegels. Diese Karenzzeit besteht zur Anbringung der Hochwasserschotts.

Der Kraftstoff-Tagestank steht geodätisch über dem Dieselaggregat, so dass Kraftstoff ohne aktive Pumpe zum Diesel aufgrund der Schwerkraft fließen kann. Der Tank für den geschlossenen Kühlwasser-Kreislauf findet sich auf gleicher Höhe wie der Kraftstoff-Tagestank. Da es sich hierbei um einen geschlossenen Kreislauf handelt, ist Kühlwasserverlust in der zu betrachtenden Zeitspanne unwahrscheinlich. Bei Bedarf könnte Kühlwasser über den Ausgleichsbehälter nachgefüllt werden. Die Druckluft zum Start der Dieselmotoren ist im Dieselgebäude untergebracht bzw. wird von Kompressoren dort in die entsprechenden Druckluftflaschen gefüllt. Jedem Dieselaggregat ist ein eigenes Druckluftsystem zugeordnet. Die Verbrennungsluft wird in Philippsburg über Filter im Dieselgebäude angesaugt. Die Filter hängen geschätzt auf über 2,50 m Höhe, so dass eine Ansaugung von Hochwasser praktisch ausgeschlossen ist. Die Lüftungskanäle des Dieselgebäudes können durch von außen herangetragene Teile nicht verstopfen, weil die Abluftrohre nach unten gekrümmt sind. Der Einfüllstutzen für externen Kraftstoff liegt im Dieselgebäude auf ca. 1,5 m Höhe, so dass auch im Falle eines 10.000-jährigen Hochwassers von extern Kraftstoff eingespeist werden könnte.

Um ihre Verfügbarkeit zu erhöhen und um ihren Alterungseffekten entgegen zu wirken, wird vorgewärmtes Schmieröl durch die Aggregate gepumpt. Elektrische Energie zur Ansteuerung der Schmierölpumpen wird dem Eigenbedarf entnommen. Bei dessen Ausfall ist die Dauervorschmierung außer Betrieb. Beim KKP 1 wird der erforderliche Schmieröldruck zum Start der Diesel durch eine batterieversorgte Schmierölpumpe gewährleistet. Beim GKN I erfolgt die Schmierölversorgung durch notstromversorgte Pumpen. Im KKP 2 und GKN II wird der Schmieröldruck über Druckluft gewährleistet. Danach werden die Schmierölpumpen mechanisch vom Dieselaggregat angetrieben. Die Notspeisediesel besitzen dort auslegungsgemäß keine Dauervorschmierung. Das Schmieröl selbst ist im Abfall- und Schmierstofflagergebäude bevorratet, so dass bei längerfristigem

Notstrombetrieb von dort bei Bedarf Schmieröl herangeschafft werden kann. Dies erklärt auch die unterschiedlichen Lagervorräte von Kraftstoff (> 72 Std.) und von Schmieröl (> 10 Std.). Bei längerfristigem Ausfall eines Dieselaggregates kann ein mobiles Dieselaggregat benutzt werden, das auf einem luftbereiften Wagen auf dem Kraftwerksgelände jederzeit einsatzbereit ist und an die verschiedensten Orte zur Einspeisung elektrischer Energie gefahren werden könnte.

Hier ist es ratsam, die Anschlusspunkte in der Anlage bezüglich Kompatibilität des erforderlichen Spannungsniveaus und der mechanischen Anschlüsse mit dem mobilen Dieselaggregat zu prüfen (Hinweis 3.2 – 2).

Eine Besonderheit besteht für den Block GKN I: Bei Einwirkungen von außen (z.B. Flugzeugabsturz) auf das zugehörige Notstromdieselgebäude mit dem Überleben seiner beiden mittleren Scheiben und nur einer einzigen äußeren - dem Aufprall abgewandten Seite - Scheibe hat man mit 3 x 50% noch hinreichend Notstromleistung zur Verfügung. Ein weiteres räumlich vom Dieselgebäude getrenntes Reserve-Dieselaggregat lässt sich vom Schaltanlagegebäude manuell auf jeden der vier Stränge des Notstromsystems aufschalten. Damit wird auch in diesen Situationen ein Zufallsausfall in Betrieb befindlicher Dieselaggregate abgedeckt.

Die elektrische Energie der Notstromdiesel gelangt über erdverlegte Kabel oder unterirdische Kabelkanäle zu den Verbrauchern, so dass eventuelle Trümmerstücke hier keinen Schaden anrichten können.

Die Dieselaggregate haben eine Leistungsreserve von ca. 10%.

Bei 4 x 50% Notstromversorgung aus Dieseln besteht für Zufallsausfälle das zugehörige Zuverlässigkeitsschaltbild aus $6 = (2^4)$ [lies: 4 über 2] parallelen Pfaden mit jeweils 2 gleichartigen hintereinander geschalteten Betrachtungseinheiten, weil bei drei und mehr ausgefallenen Dieselaggregaten keine 100% Notstromleistung verfügbar ist. Die Ausfallfunktion S' lautet für dieses Zuverlässigkeitsschaltbild $S' \leq 4u^3$, wo auf die Subtraktion des Terms $3u^4$ verzichtet wird. Nimmt man heuristisch an, dass die Unverfügbarkeiten der japanischen und der deutschen Dieselaggregate in etwa gleiche Größenordnung besitzen, also z.B. etwa 10^{-2} bis $10^{-1,5}$ (Achtung: Diese Werte sind schlechter als die einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für die Anlage GKN II. Dort wird das Startversagen mit einer Unverfügbarkeit von kleiner $1,9 \times 10^{-3}$ bewertet (Areva). Da der Ausfall eines Dieselaggregates während seines Betriebes mit einer Ausfallrate von $1,6 \times 10^{-3}$ / Stunde häufiger erwartet wird, sollten die Notstromdiesel so früh wie möglich wieder abgeschaltet werden können.), dann resultiert für die Unverfügbarkeit des Notstroms in einem Block am Standort Daiichi etwa 10^{-4} bis 10^{-3} , während sich für die baden-württembergischen Druckwasser-Anlagen etwa eine Unverfügbarkeit von kleiner 4×10^{-8} bis $4 \times 10^{-4,5}$ ergibt. Fasst man die durch

das redundante Dieselaggregat verbundenen beiden Blöcke in Daiichi zusammen, dann ergibt die 2/3-Auswahl eine Ausfallfunktion $S' \leq 3u^2$, wo wiederum nunmehr auf die Subtraktion des Terms $2u^3$ verzichtet wird. Damit bestimmt sich etwa die Unverfügbarkeit des Notstroms z.B. in den Blöcken 1 und 2 zu kleiner 3×10^{-4} bis 3×10^{-3} . Für Zufallsausfälle ist - überschlägig gerechnet - die Notstromversorgung in den baden-württembergischen Druckwasser-Anlagen deshalb mindestens 1,5 Größenordnungen verfügbarer als in den Anlagen am Standort Daiichi.

Das Notspeisegebäude ist in Philippsburg über eine ca. 2,7 m zum Eingang hinaufführende Treppe erreichbar. Gerade hier liegt der Pegel des 10.000-jährigen Hochwassers nennenswert tiefer, so dass ein Eindringen von Wasser in das Notspeisegebäude praktisch ausgeschlossen werden kann. Wasser abweisend wirkt auch die schwere Eingangstür mit ihren Dichtungen. Die Einfüllstutzen für externen Kraftstoff liegen im Notspeisegebäude auf einer Höhe von ca. 3,5 m über dem Anlagengelände. Die Abluftöffnungen befinden sich unterhalb des Daches des Notspeisegebäudes in nordöstlicher Richtung. Regen- und Schneeschauer sind an den baden-württembergischen Standorten am wahrscheinlichsten aus südwestlicher- bis nordwestlicher Richtung. Damit liegen die Abluftöffnungen des Notspeisegebäudes in Philippsburg 2 an der abgewandten Seite. Das Notnetz als 3. Netzanschluss kann vom Notspeisegebäude bei Bedarf zugeschaltet werden. Der luft-gekühlte Gießharz-Transformator für 20 kV / 0,4 kV steht ebenfalls im Notspeisegebäude. Die effektive Luftkühlung ist mit der Hand deutlich zu spüren.

Hier ist es ratsam, eine Anschlussmöglichkeit für einen mobilen Dieselgenerator auf den 400 V Schienen zu prüfen (Notstromnetz D2) (Hinweis 3.2 – 3).

An das Notstromnetz D2 sind nur solche Verbraucher angeschlossen, die bei sehr seltenen Einwirkungen von außen benötigt werden.

Dies würde auch zu einer langfristigeren Stromversorgung der im Notspeisegebäude oder im USUS-Gebäude vorhandenen Schaltanlagen und Leittechnik führen, als aufgrund der RSK-Empfehlung (238. RSK-Sitzung am 23.11.1988, BAnz Nr. 47 vom 08.03.1989, Kapitel 5.1) mit mindestens zwei bis drei Stunden Entladezeit der Batterien derzeit zu erwarten wäre. Die Stromversorgung dient zur Versorgung der Notsteuerstelle, in der sowohl die Informationen über die sicherheitstechnisch wichtigsten Anlagengrößen verfügbar sind als auch die Durchführung von Schalthandlungen erfolgt und zwar zur Notbespeisung der Dampferzeuger sowie im Rahmen von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen. Zur Wiederherstellung der elektrischen Versorgung des Eigenbedarfs aus externen Quellen sind Handmaßnahmen erforderlich, die im KKP 2 innerhalb des Notspeisegebäudes und im GKN II in einem Gebäude nebenan durchgeführt werden. Gerade die aktuellen Ereignisse in Japan haben gezeigt, dass dort

aufgrund von großflächigen Zerstörungen der Infrastruktur erst nach ca. 10 Tagen eine externe Stromversorgung nutzbar wurde. Mobile Dieselaggregate waren dort im Block 2 nach zwei Tagen angeschlossen.

Die Notspeisediesel bzw. die Notstromdiesel im USUS-Gebäude sind so hochgelegen, dass eine Beeinträchtigung durch hohe Wasserpegel praktisch ausgeschlossen werden kann. Die Notstromdiesel stehen auf Tragegerüsten im Dieselgebäude, das in der Regel über eine kleine Schwelle zu betreten ist: Da das Anlagengelände über dem Niveau des Bemessungshochwassers aufgeschüttet ist, ist auch hier eine Reserve vorhanden. Die Untersuchungen zur Hilfsmedienversorgung der Diesel und ihrer Kraftstoffbevorratung zeigten keine bemerkenswerten Auffälligkeiten. Der Kraftstoff-Tagestank steht geodätisch höher als das Dieselaggregat, so dass seine Versorgung mit Dieselöl lediglich aufgrund der Schwerkraft erfolgen könnte. Über die Entladezeit der Batterien hinaus könnte man elektrische Energie aus einem mobilen Generator gewinnen, um die Versorgung der wichtigsten Messkreise zur Beurteilung des Anlagenzustandes und die Durchführung von Schalthandlungen aus der Notsteuerstelle zu ermöglichen.

3.2.4 Batterieversorgung

Grundsätzlich werden die 220 V Batterien von den ± 24 V Batterien unterschieden. Beide dienen der unterbrechungslosen Stromversorgung während des Startvorgangs der Notstrom- bzw. Notspeisediesel. Die 220 V Batterien gewährleisten neben der Gleichstrom-Versorgung im GKN II und bis vor kurzem im KKP 2 (laut Sicherheitsstatusanalyse, Bild 9-1, Seite 9-59) auch die unterbrechungslose Drehstrom-Versorgung, da sie über eine entsprechende Verteilung an die Gleichstrommotoren der 400 V Umformer-Verteilung angeschlossen sind. Die Stromversorgung der Steuerstabantriebe erfolgt zusätzlich über eine 220 V Gleichstrom-Schiene, die wiederum über eine Batterie - im KKP 2 im Eigenbedarfsstrang 2 - unterbrechungslos ausgeführt ist. Die Prozessrechner-Anlage wird über eine unterbrechungslose (batterie-gepufferte) 220 V Wechselstromverteilung des Notstromnetzes D1 mit elektrischer Energie versorgt.

Batterien dienen zunächst der Überbrückung der Zeitspanne (ca. 14 s), die zum Starten und Hochlaufen der Dieselaggregate benötigt wird. Durch die Doppeldiodeneinspeisung kann hierbei die Batterie in einem Strang auch den vorprojektierten Nachbarstrang mit elektrischer Energie versorgen. Deshalb unterscheiden sich die Anforderungen an die Versorgungszeit während der

spannungslosen Pause von den Anforderungen an die Entladezeit der Batterien, wozu nur die strangzugehörenden Verbraucher herangezogen werden. Während des Hochlaufens der Dieselaggregate wird der Ausgang der Gleichrichter gesperrt. Deshalb werden sie selbsttätig wieder zugeschaltet, wenn die Spannung auf der Drehstromseite nach erfolgreichem Hochlauf der Dieselaggregate zurückgekehrt ist. Es wird davon ausgegangen, dass bei Verwendung von Gleichrichter-Wechselrichter-Paaren (statische Umformer im GKN II, KKP 1 und seit kurzem auch im KKP 2) entsprechend der technischen Lösung in der Anlage Forsmark die nach dem dortigen Ereignis am 25. Juli 2006 umgesetzten Änderungen auch in den betreffenden baden-württembergischen Anlagen geprüft und bei Bedarf übertragen wurden.

Die Auslegung der Batterien berücksichtigt eine Alterungsreserve ca. 10% ihrer Nennladung. Zusätzlich ist für den Platzbedarf eine Reserve schon bei der Errichtung der Gebäude eingeplant worden. Weitere Reserven aufgrund spezifischer Produkteigenschaften werden nicht berücksichtigt. Eine Prüfung des Ladezustands erfolgt monatlich über die Messung der Zellenspannung und der Säuredichte. Die Messergebnisse liegen unmittelbar nach der Probeentnahme der Säure vor.

Der Standort der Batterien ist in der Regel – Ausnahme Notstromdieselgebäude im GKN (s.o.) – hochgelegen, so dass sich Auswirkungen eines 10.000-jährigen Hochwassers kaum ergeben könnten.

An die Entladezeit der Batterien (sowohl 220 V als auch ± 24 V) wird aufgrund der o.g. RSK-Empfehlung von 1988 die Anforderung von mindestens 2 Stunden gestellt. Von den baden-württembergischen Anlagen wird berichtet, dass sie i.A. eine deutlich größere Entladezeit besitzen.

Daher ist es ratsam, die wirklichen Entladezeiten der vier Anlagen zu kennen und zu dokumentieren (Hinweis 3.2 – 4).

Durch die Entladezeit soll nämlich die Zeitspanne bis zur Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung aus dem externen Versorgungsnetz auch bei großflächigen Netzzusammenbrüchen infolge sehr seltener Ereignisse überlappend überbrückt werden. Die Ereignisse in Japan lehren überdies, dass bei Verwüstungen der Infrastruktur in der Umgebung und unter radiologischer Belastung die Errichtung einer neuen Verbindung zum externen Versorgungsnetz deutlich zeitaufwendiger ist als die Untersuchungen der Betreiber im Rahmen der Anhörung des Ausschusses Elektrische Einrichtungen der RSK zeigten: Diese Untersuchungen sehen die Ursache eines Netzzusammenbruchs in einer elektrischen Störung. Die Infrastruktur der Umgebung wird als heil vorausgesetzt; in ihr kann man sich ohne zeitliche Begrenzung aufhalten.

Daher erscheint es angemessen zu prüfen, ob die Voraussetzungen für die Untersuchungen der Betreiber hinsichtlich der Zeitspanne bis zur Wiederversorgung ihrer Anlagen mit Eigenbedarfsleistung aus dem externen Netz bei der aktuell anzunehmenden Situation noch gültig sind (Hinweis 3.2 – 5).

Insbesondere ist hier nach eventuell dauerhafter Abschaltung von Kernkraftwerken von dann aktuellen Netztopologien auszugehen und eine möglicherweise verminderte Versorgungszuverlässigkeit einzubeziehen. Zu einer umfassenden Untersuchung gehört auch die Beachtung der Verfügbarkeit einer hinreichend großen Anzahl von fachkundigen Personen, damit ihrer zeitlich vielleicht begrenzten Einsatzzeit Rechnung getragen werden kann.

Endlich soll noch das Versiegen der Stromversorgung für das Reaktorschutzsystem angesprochen werden. Das Reaktorschutzsystem gehört zur Kategorie 1 der Sicherheits-Leittechnik (RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren). Es ist in deutschen Anlagen festverdrahtet aufgebaut. Digitale Technik wird zu geringen Teilen in der Mess-Peripherie verwendet (z.B. Drehfrequenzmessung der Hauptkühlmittelpumpen).

Man kann möglicherweise davon ausgehen, dass die Speicher der Binärsignale bei unzureichend werdender Spannung unverändert bleiben. Aufgrund der Tatsache, dass die Speicher schaltungstechnisch eine Vorzugslage besitzen, darf man bei Spannungswiederkehr erwarten, sie in ihrer vorprojektierten Vorzugslage zu finden. Im Analogteil des Reaktorschutzsystems verarbeiten analoge Rechenbausteine die gemessenen Analoogsignale. Bei nachlassender Versorgungsspannung weisen frühere Untersuchungen bei Analogrechnern dann Rechenfehler aus. Aufgrund der Vorrangigkeit von Befehlen aus dem Reaktorschutzsystem vor Begrenzungs-, Hand- und Automatikbefehlen könnten daher in der Langzeitphase einige Handmaßnahmen blockiert werden.

Daher sollten Auswirkungen von Rechenfehlern im Analogteil des Reaktorschutzsystems auf die Funktionalität des Begrenzungssystems – insbesondere der Kühlmittel-, Massen-, Druck- und Eintrittstemperaturgradienten-Begrenzung (MADTEB) – und auf die Durchführbarkeit von sicherheitstechnisch wichtigen Handmaßnahmen überdacht werden (Hinweis 3.2 – 6).

In diesem Zusammenhang bewirkt unzureichende elektrische Energie, dass die von ihr versorgten Aggregate nicht mehr einsatzfähig sind. Unzweckmäßige Steuerungsbefehle aus dem Reaktorschutzsystem können dann nicht mehr ausgeführt werden.

Abschließend sollte darauf hingewiesen werden, dass die Messeinrichtungen für vitale Systemfunktionen hinreichend robust auszulegen sind, so dass selbst in

solchen extrem unwahrscheinlichen Situationen, die mit den Worten des Bundesverfassungsgerichtes „jenseits der Erkenntnismöglichkeiten der praktischen Vernunft“ liegen, eine Einschätzung des sicherheitstechnischen Zustands der Anlage möglich ist.

In den baden-württembergischen Anlagen ist frühzeitig die Bedeutung der längerfristigen Versorgung mit elektrischer Energie aus Batterien erkannt worden. Folglich wird die von der RSK empfohlene Batteriekapazität von 2 Stunden teilweise deutlich überschritten. Dennoch ist es ratsam, die Randbedingungen zur Untersuchung der Betreiber hinsichtlich der Zeitspanne bis zur Wiederversorgung der Eigenbedarfsleistung aus dem externen Netz im Lichte der Ereignisse in Japan zu prüfen. Die Batteriestandorte sind bis auf eine Ausnahme hochgelegen, so dass nach menschlichem Ermessen anzunehmende Hochwasserpegel kein Versagen dieser Energiequelle bewirken können. Das Verhalten des Analogteils im Reaktorschutzsystem könnte gegenüber nachlassender Versorgungsspannung empfindlich sein.

3.2.5 Zusammenfassung

Für die Fragestellung wesentliche Ereignisse am Standort Daiichi wurden in der zeitlichen Abfolge dargestellt und auf Basis des derzeitigen Kenntnisstands ausgewertet.

Für alle vier baden-württembergischen Anlagen wurden die Freiluftschaltanlagen, die Notstromversorgung sowie die Batterieversorgung untersucht. Die geprüften Unterlagen sowie die Anlagenbegehungen ergaben keine Hinweise darauf, dass das gültige kerntechnische Regelwerk in diesem Bereich nicht eingehalten wird.

Für die Freiluftschaltanlagen erwies sich der dritte Netzanschluss im Lichte der Ereignisse von Fukushima als weitsichtige Anforderung. Durch die Anbindung über in der Erde verlegte Kabel wird eine Robustheit der Versorgung aus dem externen Versorgungsnetz gegenüber bei seismischen Ereignissen auftretenden Kräften erreicht.

Teile der Notstromeinrichtungen sind gegen die am jeweiligen Standort möglichen äußeren Einwirkungen geschützt, so dass die vitalen Systemfunktionen mit Dreh- und Gleichstrom versorgt werden können.

Die Notspeisediesel bzw. die Notstromdiesel im USUS-Gebäude sind so hochgelegen, dass eine Beeinträchtigung der Notstromversorgung durch hohe

Wasserpegel praktisch ausgeschlossen werden kann. Die Untersuchungen zur Hilfsmedierversorgung der Diesel und ihrer Kraftstoffbevorratung zeigten keine bemerkenswerten Auffälligkeiten. Für Zufallsausfälle ist – überschlägig gerechnet – die Notstromversorgung der in den baden-württembergischen Druckwasseranlagen deshalb – unter den oben getroffenen Annahmen über die Unverfügbarkeiten – mindestens 1,5 Größenordnungen verfügbarer als in den Anlagen am Standort Fukushima Daiichi.

Des Weiteren ist in den baden-württembergischen Anlagen frühzeitig die Bedeutung der längerfristigen Versorgung mit elektrischer Energie aus Batterien erkannt worden. Folglich wird die von der RSK empfohlene Batteriekapazität von 2 Stunden teilweise deutlich überschritten. Dennoch ist es ratsam, die Randbedingungen zur Untersuchung der Betreiber hinsichtlich der Zeitspanne bis zur Wiederversorgung der Eigenbedarfsleistung aus dem externen Netz unter Berücksichtigung der Ereignisse in Japan zu prüfen.

Darüber hinaus wurden Hinweise auf weitere Optimierungsmöglichkeiten bei der elektrischen Energieversorgung gegeben.

3.3 Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr

(Dr. Erwin Lindauer)

3.3.1 Vorbemerkung

Die Schäden und letztlich die Freisetzungen im KKW Fukushima sind durch den Ausfall der Wärmeabfuhr entstanden. Dies kann unmittelbar durch Schäden an den Systemen zur Wärmeabfuhr oder mittelbar durch den Ausfall ihrer Energieversorgung geschehen sein. Ersteres wird hier betrachtet, letzteres in Kapitel 3.2.

Auch wenn Einzelheiten nach wie vor nicht bekannt sind, ist aus den bekannten Informationen deutlich, dass der Tsunami eine herausragende Rolle für die Schäden gespielt hat. Tsunamis kommen an den hier zu betrachtenden Standorten nicht vor. Damit ist die unmittelbare Ausfallursache nicht übertragbar. Daher wird im Folgenden untersucht, wie die zentrale Funktion der Wärmeabfuhr gegen Einwirkungen geschützt ist, die an den hiesigen Standorten auftreten können.

3.3.2 Einführung

Aus einem KKW ist Wärme aus einer Anzahl von Quellen abzuführen:

- während des Leistungsbetriebes:
 - aus dem Turbinenkondensator
 - Verlustwärme aus in Betrieb befindlichen Systemen, z.B. Kühlung von Pumpen, Räumen, etc.
 - Nachwärme aus dem Brennelement-Becken
- bei abgeschalteter Anlage:
 - Nachwärme aus dem Reaktorkern, soweit er sich im Primärkreis befindet
 - Nachwärme aus dem Brennelement-Becken
 - Verlustwärme aus in Betrieb befindlichen Systemen

Nach Abschaltung der Anlage entfällt die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator, der weitaus größte Beitrag. Der Betrieb eines Teils der Systeme kann ohne Sicherheitsnachteil eingestellt werden, sodass auch ihre Verlustwärme entfällt.

Sicherheitstechnisch unverzichtbar sind:

- Die Abfuhr der Nachwärme aus dem Primärkreis, falls sich der Kern darin befindet.
- Die Abfuhr der Nachwärme aus dem Brennelement-Becken
- Die Abfuhr der Verlustwärme aus den Systemen, die für diese beiden Zwecke benötigt werden.

Diese zu betrachtenden Sicherheitsfunktionen sind in unterschiedlicher Weise zeitkritisch:

- Die Kühlung des Reaktorkerns nach Abschaltung aus dem Leistungsbetrieb muss praktisch sofort einsetzen. Bereits ein Kühlausfall in der Größenordnung einer oder einiger weniger Stunden würde zu Kernschäden führen.
- Beim normalen Abfahren eines Druckwasser-Reaktors gibt es eine Phase mit abgesenktem Füllstand, bei dem die Dampferzeuger nicht mehr einsetzbar sind. Obwohl die Nachwärme bereits abgesunken ist, würde ein Kühlausfall beim sog. Mitte-Loop-Betrieb zu einer raschen Aufheizung führen.
- Die tolerablen Ausfallzeiten der Kühlung des Brennelement-Beckens hängen von seiner Beladung ab. Typischerweise würde sich darin ca. $\frac{1}{4}$ Kern befinden, der seit der Abschaltung zur letzten Revision abgeklungen ist, sowie mehrere Kerne mit einer Abklingzeit von Jahren. Die Ausfallzeiten bis zum Auftreten von Kernschäden liegen in der Größenordnung von Tagen.

Normalerweise ist die Anlage etwa 90% der Zeit im Leistungsbetrieb. Die Zeit, in der der Wasserstand im Primärkreis eines Druckwasser-Reaktors abgesenkt ist, beträgt einige Stunden im Jahr. Die Wärme aus dem Brennelement-Becken fällt immer an.

3.3.3 Zu betrachtende Einwirkungen

Die folgenden Einwirkungen von außen, die grundsätzlich die Wärmeabfuhr gefährden können, werden in dieser Stellungnahme nicht diskutiert:

- Einwirkungen Dritter und Flugzeugabsturz sind vereinbarungsgemäß nicht Gegenstand der Untersuchung. Beim Flugzeugabsturz treten auch die ungünstigsten Anforderungen bezüglich Brand auf, sodass die Betrachtung weniger gravierender Brandereignisse hier nicht sinnvoll ist.

- Zu Erdbeben gibt es ein eigenes Kapitel 3.1
- Blitzeinwirkungen können sinnvollerweise für das gesamte Kraftwerk und nicht isoliert für die Wärmeabfuhr durchgeführt werden.

Betrachtet werden:

- Ausfall der Flusswasser-Kühlung
- Hochwasser
- Explosionsdruckwelle

Der Ausfall der Flusswasser-Kühlung deckt eine Reihe von Mechanismen ab, die eine Behinderung der Wasserentnahme aus dem Fluss bewirken könnten wie Blockaden, Zerstörung des Einlaufbauwerks, Treibgut, lebende Organismen, etc. Die betrachteten Systeme weisen eine Reihe von Merkmalen auf, die der Behinderung der Kühlwasserentnahme für die sicherheitsrelevanten Systeme entgegenstehen, z.B.:

- Die sicherheitstechnisch erforderliche Kühlwassermenge beträgt nur einige Prozent der betrieblichen. Sollte die betrieblich erforderliche Menge infolge von Hindernissen nicht mehr gefördert werden können, ist die sicherheitstechnisch erforderliche wahrscheinlich noch verfügbar.
- Die Einlaufbauwerke sind mehrere Meter tief, sodass eine Verstopfung durch Eisbildung, an der Oberfläche treibendem Material, etc. schwer vorstellbar ist.
- Die Systeme werden gewartet und geprüft.

Damit ist zwar plausibel, dass der Ausfall der Flusswasser-Kühlung ein unwahrscheinliches Ereignis ist. Ein belastbarer Nachweis, dass er ausgeschlossen werden kann, kann aber sehr aufwändig sein. Auf eine vertiefte Analyse kann man verzichten, wenn die Kühlung auch bei Ausfall des Flusswassers funktioniert. Daher werden für alle vier Kraftwerksblöcke im Folgenden die Abläufe unter der Randbedingung eines vollständigen Ausfalls der Flusswasser-Entnahme untersucht. Damit ist auch das Auftreten von extremem Niedrigwasser im Fluss abgedeckt. Die Betrachtung ist für die beiden Standorte unterschiedlich konservativ, weil in GKN ein extrem tiefer Wasserstand bei einem postulierten Versagen des Wehrs bei Lauffen auftreten könnte.

Auf hohe und tiefe Luft- und Wassertemperaturen wird nicht eingegangen, weil nicht erkennbar ist, dass sie zu einem Ausfall der Wärmeabfuhr führen könnten.

3.3.4 GKN I

3.3.4.1 Ausfall des Kühlwassers aus dem Fluss

3.3.4.1.1 Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern nach Leistungsbetrieb

Fällt das Kühlwasser bei Leistungsbetrieb aus, wird der Reaktor abgeschaltet. Damit fällt die Stromversorgung vom eigenen Generator aus. Im Folgenden wird unterstellt, dass im Weiteren nur die Sicherheitssysteme verfügbar sind, obwohl für andere in diesem Fall nützliche Systeme kein unmittelbarer Grund für einen Ausfall erkennbar ist: die Transformatorenkühlung für die 110 kV - Einspeisung ist luftgekühlt, die An- und Abfahrpumpen werden von den Deionatpumpen gekühlt, die ihrerseits kein Nebenkühlwasser benötigen. In der Kürze der Zeit konnte aber nicht geprüft werden, ob im Detail alle Voraussetzungen für den Einsatz dieser Systeme vorhanden sind.

Die Wärmeabfuhr würde unter diesen Annahmen mit den Notspeisepumpen über die Dampferzeuger erfolgen. Die Stromversorgung käme von den Notstromdieseln, die normalerweise mit Brunnen- und nur ersatzweise mit Flusswasser gekühlt werden. Das Notspeisesystem benötigt keine Kühlung von außen. Es hat in den Notspeisebecken einen Wasservorrat von 4 mal 205 m³. Damit kann die Nachwärme ohne Nachspeisung ca. 20 Stunden über die Dampferzeuger abgeführt werden. Die Anlage kann soweit abgefahren werden, dass die Kühlung des Primärkreises durch das Nachkühlsystem übernommen werden könnte. Die dafür vorhandenen Möglichkeiten sind in den folgenden Abschnitten 3.3.4.1.2 und 3.3.4.1.3 beschrieben. Der Primärkreis kann auch weiterhin über die Dampferzeuger gekühlt werden. Für einen längerfristigen Betrieb des Notspeisesystems kann eine Nachspeisung der Becken auf verschiedenen Wegen aus Brunnen, dem öffentlichen Wassernetz oder auch mit einer mobilen Pumpe aus dem Neckar erfolgen. Eine zeitliche Begrenzung der Wärmeabfuhr besteht nur, wenn man auch längerfristig keine Ablösung der Diesel durch eine Einspeisung von außen annimmt. Dann müssten nach mehreren Tagen Dieseltreibstoff und Schmiermittel ergänzt werden. Die Möglichkeiten zu einer wesentlich früheren Ablösung sind vorhanden.

Sollte die Kühlung nicht von Hand eingeleitet werden, würde bei tiefem Dampferzeuger-Füllstand die Wärmeabfuhr über das Notspeisesystem automatisch gestartet werden.

3.3.4.1.2 Wärmeabfuhr bei geöffnetem Reaktorkühlkreislauf

Bei Anlagenzuständen, in denen die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger nicht möglich ist, erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf über die

nuklearen Zwischen- und Nebenkühlkreise. Auf diesem Wege wird auch die Nachwärme aus dem Brennelement-Becken abgeführt. Die Nebenkühlkreisläufe arbeiten mit Flusswasser, stehen also unter den hier betrachteten Randbedingungen nicht zur Verfügung.

Hierfür ist die Möglichkeit vorgesehen, zwei Zwischenkühler nebenkühlwasserseitig mit Brunnenwasser zu versorgen. Dies geschieht über eine fest verlegte Leitung, die vom UC-Brunnen in den Ringraum führt und dort Schlauchanschlüsse hat. Von dort werden Schläuche zu den beiden Zwischenkühlern verlegt. Vor den Betriebsphasen in der Revision mit abgesenktem Füllstand im Primärkreis werden die Schläuche angeschlossen. In dieser Phase ist der Ringraum ständig besetzt, sodass die Kühlung mit Brunnenwasser durch Verfahren einiger Armaturen in wenigen Minuten in Betrieb genommen werden kann. Der Reaktorkühlkreislauf und das Brennelementbecken können damit ohne zeitliche Begrenzung bei einem Ausfall der Flusswasserkühlung gekühlt werden. Die Maßnahme wird in gleicher Weise wie bei Revision auch bei Niedrigwasser bereitgestellt. Die Brunnenpumpen können mit Notstrom versorgt werden. Eine zeitliche Begrenzung der Maßnahme ist wieder nur gegeben, wenn man einen langfristigen Dieselbetrieb unterstellt.

Diese Maßnahme ist keine Notfallmaßnahme, sondern eine in den betrachteten Fällen nach Betriebshandbuch (BHB) bereitzustellende zusätzliche Kühlmöglichkeit. Ihre Durchführung ist in einer Fachanweisung [3.3 - 17] geregelt.

3.3.4.1.3 Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Becken nach Leistungsbetrieb

Das Brennelement-Becken wird wie oben beschrieben normalerweise mit Neckarwasser gekühlt. Fällt die Entnahme bei Leistungsbetrieb aus, ist die Kernkühlung wie in 3.3.4.1.1 beschrieben sichergestellt. Das Brennelement-Becken ist jedoch nicht gekühlt. Die Kühlung mit Brunnenwasser kann entsprechend [3.3 - 17] hergestellt werden. Der Unterschied zu 3.3.4.1.1 besteht darin, dass die Maßnahme nicht bereits vorbereitet ist. D.h., die im Ringraum vorgehaltenen Schläuche sind zu entrollen und anzuschließen. Das ist nicht zeitaufwändig. Da zu diesem Zeitpunkt nicht notwendig ein Anlagenwärter im Ringraum ist, kann man insgesamt ca. 1 h annehmen. Gegenüber den durch die langsame Aufheizung des Beckens gegebenen Karenzzeiten fällt dies nicht ins Gewicht.

Eine weitere Möglichkeit, das ausgefallene Nebenkühlwasser zu ersetzen, besteht in der Einspeisung von Wasser aus den Rücklaufleitungen der NSD-Aggregate in die Vorlaufleitungen des Nebenkühlwassersystems. Zu diesem Zweck wird der Rücklauf des Brunnenwassers, das der Kühlung der Diesel dient, zum Auslaufkanal auf dem Kraftwerksgelände abgesperrt. Das aufgestaute Wasser wird mit

einer am Ort vorgehaltenen Pumpe über Schlauchleitungen zu Anschlussstutzen der Nebenkühlwasserleitung gepumpt. Auch wenn die Diesel in Betrieb sind, behindert ihre Wärmeabgabe die Wirksamkeit der Maßnahme nicht.

Weiter gibt es die Möglichkeit, das auch bei Niedrigwasser im Neckar vorhandene Wasser mit einer in den Fluss abgesenkten mobilen Pumpe und Schlauchleitungen in die Nebenkühlwasserleitungen (Vorlauf) zu pumpen. Alle drei Maßnahmen sind in [3.3 - 17] beschrieben.

3.3.4.2 Hochwasser

Das Bemessungshochwasser beträgt 172,66 m. Es entspricht dem nach der aktuellen Regel KTA 2207 [3.3 - 18] zu bestimmenden Hochwasser mit einer Jährigkeit von 10.000 Jahren. Ein Versagen der Aufstauung in Besigheim ist damit berücksichtigt. Der Neckar führt beim Bemessungshochwasser eine Menge von 3000 m³/sec. Zum Vergleich: für das historisch höchste dokumentierte Hochwasser von 1824 wurde eine Wasserführung von 1.800 m³/sec berechnet.

Das Kraftwerksniveau liegt auf 172,50 m, die Schutzhöhe bei 173,50 m. Sie wird i. W. durch Hochwasserschotten erreicht, die bei einem Pegel von 171,50 m gesetzt werden. Bis 173,50 m sind die folgenden Gebäude geschützt:

- Reaktorgebäude
- Reaktorhilfsanlagegebäude
- Notstromdiesel-Gebäude
- Nebenkühlwasser-Pumpenbauwerk/VE-Kammern

Bei 172 m wird die Anlage in den Zustand unterkritisch kalt abgefahren. Für die genannten Maßnahmen steht ausreichend Zeit zur Verfügung. Die Vorwarnzeit beträgt ca. 30 Stunden.

In diesem Zustand kann die Wärme aus dem Primärkreis über die Dampferzeuger oder die Nachkühlketten abgeführt werden, aus dem Brennelement-Becken über die Nachkühlketten. Die Stromversorgung für diese Einrichtungen steht zur Verfügung. Als Reserve wären auch die in [3.3 - 17] (vergl. 3.3.4.1) beschriebenen Maßnahmen einsetzbar. Eine zeitliche Begrenzung für die Kühlung besteht nicht. Für die Spitze des Hochwassers (Pegel > 90% des Höchstwertes) rechnet man mit etwa 6 Stunden.

Der Betreiber hat im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung eine Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) durchgeführt. Er ermittelte Kernschadenshäufigkeiten in der Größenordnung von 10⁻⁸/a. [3.3 - 19]

Als Bemessungshochwasser wird der Pegel mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ festgelegt. Höhere Hochwasser sind unwahrscheinlich, aber nicht auszuschließen. Eine formale Extrapolation, die statistische Unsicherheiten hat, bis zur Schutzhöhe von 173,50 m ergibt eine um etwa eine Zehnerpotenz geringere Überschreithäufigkeit. Auch für diesen Fall sollte die Kühlung der Brennelemente möglich sein. Soweit nicht bereits erfolgt, sollte der Fall eines Hochwassers über der Schutzhöhe analysiert und ggf. erforderliche Maßnahmen ergriffen werden.

Falls erforderlich, sind Maßnahmen vorzusehen, um die Brennelemente auch bei einem Hochwasser, das die Schutzhöhe übersteigt, zu kühlen (Hinweis 3.3 – 1).

3.3.4.3 Explosionsdruckwelle

GKN I wurde nicht nach der einschlägigen Richtlinie [3.3 - 20] gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt. Die ursprüngliche Auslegung legte einen Zeitverlauf mit einem Spitzendruck von 0,2 bar und einem quasistatischen von 0,1 bar zu Grunde. Durch Nachrechnung wurde gezeigt, dass das Reaktorgebäude den Beanspruchungen aus einem Druckverlauf nach [3.3 - 20] standhält. Dies gilt auch für die überwiegend unterirdisch gelegenen Pumpenkammern des nuklearen Nebenkühlwassers. Der Betreiber geht davon aus, dass auch die beiden gegen Flugzeugabsturz ausgelegten Scheiben des Notstromdieselgebäudes den Belastungen standhalten. Dafür liegen keine Nachrechnungen vor

Als Ursache für eine starke Explosionsdruckwelle kommt praktisch nur ein Unfall eines Gastankers auf dem Neckar in Frage. Der Betreiber hat hierzu in der Sicherheitsüberprüfung eine PSA durchgeführt [3.3 - 19]. Danach hat sich bei seinen Erhebungen kein Anhaltspunkt dafür ergeben, dass auf dem Neckar Gastanker verkehren. Mit einer ersatzweise angenommenen Verkehrsdichte ermittelt er sehr geringe Häufigkeiten von Gefährdungszuständen $< 10^{-8}/a$.

3.3.5 GKN II

3.3.5.1 Ausfall des Kühlwassers aus dem Fluss

GKN II verwendet Flusswasser nur als Zusatzwasser für den Zellen-Kühlturm und als konventionelles Kühlwasser. Bei Ausfall des Flusswassers würde die Anlage abgeschaltet.

Unter denselben Annahmen wie bei GKN I würde die Nachwärme aus dem Reaktorkühlkreislauf mit dem Notspeisesystem über die Dampferzeuger abgeführt.

Damit kann die Anlage bis zur Übernahmemöglichkeit durch die Nachkühlketten abgefahren werden. Über diese würde auch das Brennelement-Becken gekühlt. Die Nachkühlstränge benötigen kein Flusswasser, weil das Nebenkühlwasser im geschlossenen Kreislauf in Zellenkühlern gekühlt wird, deren Zusatzwasser wahlweise aus dem Fluss oder aus dem Brunnen stammt. Die Notspeisepumpen werden von den D2-Dieseln angetrieben, die auch die Verbraucher des Notspeisesystems versorgen, die Nachkühlketten würden im vorliegenden Fall von den D1-Dieseln versorgt. Eine zeitliche Begrenzung ergibt sich wie in GKN I nur, wenn man einen langfristigen Dieselbetrieb annimmt. Dann müssten nach mehreren Tagen Kraftstoff und Schmieröl ergänzt werden.

Das Notspeisesystem startet automatisch, wenn ein tiefer Füllstand in den Dampferzeugern erreicht wird.

3.3.5.2 Hochwasser

Das Bemessungshochwasser und die Schutzhöhe sind dieselben wie bei GKN I. Die Zugänge in das Notspeisegebäude und für das nukleare Nebenkühlwasser liegen deutlich über der Schutzhöhe. Beim Notstromdiesel-Gebäude, beim 400 kV- und 110 kV-Haus sind Schotten zu setzen. Wie GKN I wird die Anlage bei 172 m unterkritisch kalt gefahren. Die Nachwärme aus dem Reaktorkühlkreislauf kann über die Dampferzeuger oder die Nachkühlketten erfolgen, aus dem Brennelement-Becken über die Nachkühlketten.

Der für GKN I gegebene Hinweis (Hinweis 3.3 – 1) trifft auch hier zu.

3.3.5.3 Explosionsdruckwelle

Die für die Beherrschung einer Explosionsdruckwelle erforderlichen Bauwerke sind entsprechend [3.3 - 20] ausgelegt.

3.3.6 KKP 1

3.3.6.1 Ausfall des Kühlwassers aus dem Fluss

3.3.6.1.1 Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter

Bei Ausfall des Kühlwassers aus dem Rhein wird die Anlage abgeschaltet. Die Nachwärme aus dem Reaktordruckbehälter würde ansonsten nach Abschaltungen über die Nachkühlstränge an den Rhein abgegeben, was im hier angenommenen Zustand nicht funktioniert.

Die Nachwärmeabfuhr wird in diesem Fall von dem zweisträngigen USUS-System übernommen. Dieses kann nach einer Druckabsenkung über Sicherheits- und Entlastungs-Ventile den Reaktordruckbehälter bespeisen und sowohl diesen, als auch die Kondensations-Kammer im Kreislaufbetrieb kühlen. Die Bespeisung des Reaktordruckbehälters und die Kühlung der Kondensationskammer erfolgen automatisch, sodass das System die Anlage ohne Handeingriff in einem stabilen Zustand mit Nachwärmeabfuhr halten kann. Das Abfahrkühlen des Reaktordruckbehälters im Kreislaufbetrieb wird von Hand eingeleitet.

Die Wärme wird an das USUS-Nebenkühlwasser abgegeben, das vorrangig aus dem Rhein, bei Bedarf aber aus dem Brunnen entnommen wird.

Ein Grund für den Ausfall der Energieversorgung von außen ist im vorliegenden Fall nicht erkennbar. Das System verfügt jedoch über eigene Diesel, die seine Verbraucher versorgen. Weiterhin existiert eine zuschaltbare 20 kV - Verbindung, sodass ein lang dauernder Betrieb der Diesel nicht angenommen werden muss. Die Wärmeabfuhr auf diesem Wege hat damit keine zeitliche Begrenzung.

3.3.6.1.2 Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelement-Becken

Das Brennelement-Becken kann über das Beckenkühlsystem oder Nachkühlkreise gekühlt werden, wobei die Wärme letztlich an den Fluss abgegeben wird. Postuliert man den Ausfall des Flusswassers, ist das Brennelement-Becken zunächst nicht gekühlt.

Es besteht eine Notfallmaßnahme [3.3 - 21], die eine Kühlung des Beckens ohne Flusswasser bewirkt. Dabei werden Schlauchverbindungen vom Feuerlöschsystem zum Brennelement-Beckenkühler verlegt, sodass dieser mit Brunnenwasser gekühlt werden kann. Der Zeitbedarf für diese Maßnahme wird im Notfallhandbuch mit einer Stunde angegeben, was gegen die vorhandenen Karenzzeiten nicht ins Gewicht fällt. Falls die Stromversorgung für die Beckenkühlpumpe nicht verfügbar ist, kann die Pumpe vom USUS-System aus versorgt werden. Eine zeitliche Begrenzung für diese Betriebsart besteht nicht.

Zwei weitere Notfallmaßnahmen [3.3 - 22] erlauben eine Nachspeisung in das Brennelement-Becken aus dem Deionatvorratsbehälter bzw. aus dem Feuerlöschsystem. Da es sich nur um eine Nachspeisung handelt, sind sie längerfristig mit einem Überlaufen des Beckens ins Reaktorgebäude oder mit Dampfabgabe aus dem Becken verbunden. Mit beiden Maßnahmen könnten aber die Brennstäbe über lange Zeiten gekühlt werden.

KKP hat auch die Möglichkeit, die Entnahme und Abgabe von Kühlwasser zum Rhein hin abzusperrern und einen internen Kühlkreis zu betreiben, der je nach

Energieversorgung mit Kühlturbetrieb oder im Notstromfall mit Zugabe von Brunnenwasser funktioniert. Im Unterschied zu den oben genannten Maßnahmen ist diese nicht bei jedem unterstellten Szenario für den Ausfall des Flusswassers einsetzbar. Ein bestimmtes Szenario wurde hier nicht unterstellt.

3.3.6.2 Hochwasser

Das Bemessungshochwasser wurde im Jahre 1984 mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ mit 99,90 m ermittelt [3.3 - 23]. Dieser Wert wurde 2004 überprüft und bestätigt [3.3 - 24]. Der Kraftwerksstandort ist auf 100,30 m aufgeschüttet. Neuere Rechnungen aus 2009 [3.3 - 25] führen für das 10.000-jährige Hochwasser nach KTA 2207 zu einem Wasserstand von 100,60 m. Mit einem Zuschlag von 0,50 m hat der Betreiber für die bautechnischen Hochwasserschutzmaßnahmen einen Wasserstand von 101,10 m festgelegt. Die Anlage wird bei 100,30 m abgefahren.

Zur Erreichung der Schutzhöhe von 101,10 m werden Gebäudeöffnungen des USUS-Steuergebäudes und des REWAS-Brunnens bis zu dieser Höhe verschlossen. Dazu werden Abdichtbleche für das USUS-System und seine Stromversorgung vorgesehen. Der REWAS-Brunnen wird mit einem Betonsockel bzw. einem Blechelement geschützt. Das USUS-Nebenkühlwasser hat ohnehin eine Zugangshöhe von 102,05 m. Damit sind alle für den Betrieb des USUS-Systems, das die Wärme aus dem Reaktorkühlkreislauf abführt, erforderlichen Systeme für die Höhe 101,10 m geschützt.

Wieweit die in 3.3.6.1.2 dargestellten Maßnahmen zur Kühlung des Brennelement-Beckens auch für sehr hohe Pegelstände ausreichen, bzw. andere Maßnahmen vorhanden sind, ist aus den Unterlagen nicht erkennbar. Soweit nicht bereits erfolgt, sollte das Vorgehen hinsichtlich der Brennelement-Beckenkühlung für eine Schutzhöhe von 101,10 m festgelegt werden. Besondere Schwierigkeiten sind nicht zu erwarten, weil wegen der kurzen Dauer sehr hoher Wasserstände vergleichsweise geringe Einspeisemengen genügen würden.

Soweit erforderlich, sollte das Vorgehen bezüglich der Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Becken für eine Schutzhöhe von 101,10 m festgelegt werden (Hinweis 3.3 – 2).

Der bei GKN gegebene Hinweis (Hinweis 3.3 – 1), eine Wärmeabfuhr auch bei Überschreitung der Schutzhöhe zu ermöglichen, trifft auch für KKP 1 zu.

3.3.6.3 Explosionsdruckwelle

KKP 1 wurde nicht für eine Explosionsdruckwelle nach [3.3 - 20] ausgelegt. Wichtige Gebäude können diese Belastungen jedoch tragen, nämlich

- USUS-Gebäude
- USUS-Pumpenhaus/REWAS
- Schnellabschalt-Gebäude

Nach Angaben des Betreibers in der Sicherheitsüberprüfung [3.3 - 25] liegt die Traglast des Reaktorgebäudes im unteren Bereich bis ca. 30 m nahe der Auslegungslast für die Druckwelle nach [3.3 - 20].

Im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung hat der Betreiber die Explosion eines Tanklastzuges auf der nächstgelegenen Straße und eines Flüssiggastankers auf dem Rhein untersucht. Nach seinen Ergebnissen führt der Unfall auf der Straße zu keinen relevanten Belastungen. Für den Unfall auf dem Rhein ermittelte er eine Eintrittshäufigkeit von $10^{-7}/a$ für die Überschreitung der Tragfähigkeit des Reaktorgebäudes im oberen Bereich.

3.3.7 KKP 2

3.3.7.1 Ausfall des Kühlwassers aus dem Fluss

Der Ablauf ist vergleichbar wie in 3.3.5.1 für GKN II dargestellt. Die Nachwärme aus dem Primärkreis wird zunächst über die Sekundärseite abgeführt. Dazu stehen, falls andere Systeme nicht einsetzbar sind, die Notspeisepumpen zur Verfügung. Die Anlage kann bis zu einem Zustand abgefahren werden, bei dem die Wärmeabgabe auch über die Nachkühlstränge möglich ist. Das hierbei eingesetzte Nebenkühlwassersystem für die gesicherte Anlage benutzt im Unterschied zu GKN II normalerweise Flusswasser. Zwei der vier Stränge sind jedoch auf Brunnenwasser umstellbar, sodass die Wärmeabfuhr sowohl aus dem Reaktorkühlkreislauf als auch aus dem Brennelement-Becken auch ohne Flusswasser funktioniert. Die Dampferzeugerkühlung würde auch hier im Bedarfsfall automatisch anlaufen. Eine zeitliche Begrenzung besteht nur, wenn man einen lang andauernden Betrieb der Diesel unterstellt, wovon nicht auszugehen ist. In diesem Fall wären nach einigen Tagen Kraft- und Schmierstoffe zu ergänzen.

3.3.7.2 Hochwasser

Die Gegebenheiten sind wie bei KKP 1 dargestellt. Maßgebend ist der Pegel von 101,10 m. Bei KKP 2 liegen die Zugänge für alle für die Nachkühlung erforderlichen Gebäude deutlich höher. Die Schutzhöhe liegt bei 102,05 m. Die Anlage wird bei 100,30 m abgefahren. Die Nachwärmeabfuhr ist mit den vorhandenen Vorkehrungen bis zu hohen Wasserständen gegeben.

3.3.7.3 Explosionsdruckwelle

Die für die Beherrschung einer Explosionsdruckwelle erforderlichen Bauwerke sind entsprechend [3.3 - 20] ausgelegt.

3.3.8 Zusammenfassung

Alle vier betrachteten Kraftwerksblöcke können die Nachwärme aus dem Reaktordruckbehälter und aus dem Brennelement-Becken auch in dem postulierten Fall abführen, dass kein Flusswasser zur Verfügung steht. Die verschiedenen denkbaren Möglichkeiten einer Beeinträchtigung der Entnahme von Flusswasser stellen daher keine Gefährdung der Kraftwerke dar. Nach Abschaltung aus dem Leistungsbetrieb würde die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter bei allen vier Anlagen automatisch in Betrieb gehen, soweit dies nicht zuvor von Hand geschieht. Die Nachwärmeabfuhr aus dem geöffneten Reaktorkühlkreislauf und dem Brennelement-Becken erfolgt in GKN II und KKP 2 durch fest installierte Systeme. Bei GKN I sind hierfür und bei KKP 1 für das Brennelementbecken Schlauchverbindungen herzustellen. Die Maßnahmen sind vorbereitet und für ihre Durchführung steht ausreichend Zeit zur Verfügung.

Bei allen vier Blöcken ist das Bemessungshochwasser entsprechend der aktuellen KTA – Regel 2207 festgelegt. Die Schutzhöhen liegen mit unterschiedlichen Beträgen darüber. Auch für darüber hinausgehende Hochwasser sollten Maßnahmen vorgesehen werden. Bei KKP 1 sollte, soweit nicht bereits erfolgt, das Vorgehen bei der Brennelement-Beckenkühlung für eine Schutzhöhe von 101,10 m festgelegt werden.

GKN II und KKP 2 sind entsprechend der einschlägigen Richtlinie gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt. Bei GKN I und KKP 1 ist dies nicht durchgängig der Fall. Der Betreiber hat für beide Blöcke im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung nach §19 AtG Untersuchungen durchgeführt, die sehr geringe Risiken ausweisen. Diese Untersuchungen unterliegen einer unabhängigen Überprüfung durch die

Aufsichtsbehörde. Im Zeitrahmen der vorliegenden Stellungnahme war eine eigene inhaltliche Überprüfung nicht möglich.

3.4 Infrastruktur / Autarkie

(Dipl.-Ing. Michael Sailer)

In diesem Kapitel wird betrachtet, inwieweit die Anlagen einerseits bei den bislang zu unterstellenden Störfällen aber auch darüber hinaus bei Ereignissen, die durch die bisherige Auslegung nicht mehr abgedeckt sind, eine autarke Ereignisbeherrschung gewährleisten können. Ereignisse, die eine (zeitlich begrenzte) Autarkie der Anlage erforderlich machen, sind z. B. Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Hochwasser oder Flugzeugabsturz aber auch lang anhaltende Ausfälle des externen Stromnetzes.

Schon nach bisher gültigem kerntechnischem Regelwerk grundsätzlich geforderte Autarkiekriterien betreffen:

- eine Wiederherstellung einer externen Stromversorgung innerhalb von 2 Stunden bei Ereignissen mit einem Verlust der externen Energieversorgung sowie der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall),
- den selbstständigen Übergang der Anlage in einen kontrollierten Zustand bei Ereignissen mit übergreifenden Einwirkungen von außen (z. B. Flugzeugabsturz), bei denen die Anlage ohne Personaleingriffe über 10 Stunden in diesem kontrollierten Zustand verbleiben können muss,
- eine 72-stündige Autarkie der Anlage nach Ereignissen mit übergreifenden Einwirkungen von außen (z.B. Erdbeben), bei denen die Anlage durch Personaleingriffe aber ohne eine Unterstützung von außen in einem kontrollierten Zustand verbleiben können muss.

Im Folgenden werden ausgewählte Autarkieaspekte betrachtet, die weitgehend unabhängig von konkreten eintretenden Ereignissen eine Aussage über den Grad der Autarkie der Anlage erlauben.

Dabei werden zunächst für Autarkiefragen wesentliche Aspekte zusammengefasst, wie sie sich aus den in der Literatur genannten Quellen bzw. aufgrund von Erkenntnissen aus der vorgenommenen Anlagenbegehung ergeben. Daran anschließend werden erste Hinweise für mögliche zukünftige Verbesserungen des Sicherheitsniveaus der Anlage formuliert.

3.4.1 Erreichbarkeit des Anlagengeländes

GKN:

Der Standort liegt etwa 25 km nördlich von Stuttgart auf dem rechten Neckarufer an der nach Westen offenen großen Flussschleife zwischen der Ortschaft Kirchheim und der Stadt Lauffen. Das bei dem Flusskilometer 129 in einem ehemaligen Steinbruch gelegene Anlagengelände wird im Westen, Süden und Südosten von dem sich bis zu einer Höhe von 35 m erhebenden Steilwänden des Steinbruchs begrenzt. Im Norden bildet der Neckarberg, im Nordosten eine Abraumhalde die Begrenzung des Anlagengeländes. Zum Neckar hin befindet sich im Westen ein etwa 150 m breiter Durchbruch. Die Anlage GKN I befindet sich im zum Neckar hin liegenden Bereich. Östlich des Blocks I steht ebenfalls im ehemaligen Steinbruch der Block GKN II.

Die Stauhöhe des Neckars liegt im Bereich des Anlagengeländes bei 169,7 m über NN. Das Kraftwerksgelände liegt auf Höhe 172,3 m über NN; für die Kraftwerksgebäude beträgt die Nullpunktshöhe 172,5 m über NN.

Das Anlagengelände verfügt über einen Zufahrtsweg, der von Transportfahrzeugen und schwerem Gerät genutzt werden kann. Daneben existieren entlang des Neckars Forst- bzw. Fahrradwege, über die das Anlagengelände erreicht werden kann. Das Gelände ist nicht über einen Bahnanschluss zu erreichen, es verfügt jedoch über eine Schiffsanlegestelle im Nord-Westen des Anlagengeländes sowie über Hubschrauberlandeflächen auf dem Anlagengelände und im Bereich des Zufahrtswegs zum Gelände.

Die Erreichbarkeit des Anlagengeländes für schwerere Landfahrzeuge hängt damit von der Nutzbarkeit des einen Zufahrtsweges ab.

Deshalb muss analysiert werden, ob für den Fall einer Unverfügbarkeit des Zufahrtswegs zum Gelände von GKN ein alternativer Zufahrtsweg, der auch für schwere Transportfahrzeuge geeignet ist, vorgehalten werden muss (Hinweis 3.4 – 1).

KKP:

Nach [3.4 - 29] hat die frühere Betreiberin von KKP 2, die Kernkraftwerk Philippsburg GmbH, die heute zur EnBW Kernkraft GmbH gehört, als Kraftwerkstandort ein ca. 60 ha großes Gelände auf der rechtsrheinischen Rheinschanzinsel in der Gemarkung Philippsburg im baden-württembergischen Landkreis Karlsruhe erworben. Der Standort der Anlage liegt ca. 30 km nördlich von Karlsruhe und ca. 10 km westlich der BAB Mannheim - Karlsruhe.

Nach [3.4 - 28] wird die Lage von KKP 1 auf dem Gelände in nördlicher bis südwestlicher Richtung durch einen Hochwasserdamm (+ 100,5 m über NN) gegenüber dem Rhein bzw. Altrhein, in östlicher Richtung durch die 380 kV-Schaltanlage und in südöstlicher Richtung durch den Kraftwerksblock KKP 2 abgegrenzt.

Das Gelände ist nach [3.4 - 28] und [3.4 - 29] auf 100,3 m ü. NN aufgefüllt. Die Eingänge der baulichen Anlagen liegen 0,15 m über diesem Niveau, das den Stand des 10.000-jährigen Hochwasserpegels um 0,55 m übersteigt.

Der Standort ist nach [3.4 - 28] verkehrstechnisch auch im Hinblick auf Schwerlasttransporte gut erschlossen. Neben einem Zubringer zum Bundesbahnschienennetz und einer Schiffsanlegestelle mit Portalkran ist eine gute Straßenverkehrsanbindung vorhanden.

Auf dem Gelände der Anlage existieren verschiedene Freiflächen sowie ein Hubschrauberlandeplatz im östlichen Bereich des Anlagengeländes für eine Versorgung aus der Luft.

Die Rheinschanzinsel selbst ist über zwei Zufahrtsstraßen zu erreichen, welche sich kurz vor dem Eingangsbereich der Anlage treffen. Von dieser Kreuzung führt eine Straße zum Eingangsbereich der Anlage im süd-östlichen Bereich des Geländes. In geringer Entfernung von der Zufahrt zum Anlagengelände zweigt eine Zufahrtsstraße zum Rhein ab, welche außerhalb des Anlagengeländes fast vollständig das Gelände umschließt und über die sowohl das Informationszentrum im Bereich des Kühlwasserauslaufs sowie die Schiffsanlegestelle im Bereich des Kühlwassereinlaufs erreicht werden kann; sie endet als Sackgasse am Rheinufer.

Die direkte Erreichbarkeit des Anlagengeländes hängt entscheidend davon ab, ob die Straße zum Eingangsbereich nutzbar ist.

Deshalb muss analysiert werden, ob für den Fall einer Unverfügbarkeit speziell des Eingangsbereichs zum Gelände von KKP ein alternativer Zufahrtsweg, der auch für schwere Transportfahrzeuge geeignet ist, vorgehalten werden muss (Hinweis 3.4 – 2).

3.4.2 Erreichbarkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude auf dem Anlagengelände

GKN und KKP:

Die verschiedenen sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude sind auf dem Anlagengelände über auch für Schwerlastfahrzeuge befahrbare Wege miteinander

verbunden. Dadurch ist auch eine Zugänglichkeit sowohl für die Feuerwehr als auch für die Anlieferung von Material (Betriebsstoffe etc.) gegeben. Darüber hinaus existieren zwischen verschiedenen sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden unterirdische Verbindungswege, die einen Zugang für Personal auch ohne ein Verlassen der Gebäude ermöglichen.

Nach [3.4 - 26] bis [3.4 - 29] gilt für alle Anlagen, dass sicherheitstechnisch relevante Gebäude, Systeme und Anlagenteile gegen das im Rahmen der Auslegung zugrunde gelegte Bemessungserdbeben ausgelegt sind. Verschiedene weitere Gebäude wie z.B. Maschinenhäuser sind demgegenüber nicht gegen Erdbeben ausgelegt.

Auch in Hinblick auf weitere Einwirkungen von außen wie einen zu unterstellenden Flugzeugabsturz oder die Explosion einer Gaswolke sind in den Anlagen verschiedene sicherheitstechnisch wichtige Gebäude gegen zu unterstellende Belastungen ausgelegt. Dabei besteht ein unterschiedlicher Schutzgrad in den verschiedenen Anlagen. Die höchsten Anforderungen wurden im Rahmen der Auslegung für die Anlagen GKN II und KKP 2, demgegenüber geringere Anforderungen wurden bei der Anlage GKN I zugrunde gelegt. Bei der Anlage KKP 1 wurde im Rahmen der ursprünglichen Auslegung kein Flugzeugabsturz auf die Anlage berücksichtigt, hier wurde später ein unabhängiges Notstandssystem nachgerüstet, welches gegen die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes ausgelegt ist. Weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen sind bei allen Anlagen so in Gebäuden untergebracht, dass auch bei einer Zerstörung einzelner dieser Gebäude aufgrund der räumlichen Trennung eine Anzahl an Redundanzen der erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erhalten bleibt.

GKN:

Nach [3.4 - 30] und [3.4 - 31] ergibt sich für den Standort GKN der 10.000-jährige Hochwasserstand zu 172,66 m ü. NN (Bemessungswasserstand). Damit ist das Kraftwerksgelände (172,5 m ü. NN) bei diesem Hochwasserstand 0,16 m überflutet. Für das Anstehen eines solchen Hochwassers werden ein bis zwei Tage, für das Anstehen des Wasserhöchststandes ca. 6 Stunden erwartet.

Die Schutzhöhe, bis zu der ein Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude sicher ausgeschlossen werden muss, wurde auf 173,5 m festgelegt. Sie liegt somit 0,84 m über dem Bemessungswasserstand.

Für ein 100.000-jähriges Hochwasser wird ein zusätzlicher Wasserstand von 0,50 m erwartet. Damit ist die Schutzhöhe nur sehr knapp über dem dann sich ergebenden Wasserstand von 0,66 m festgelegt.

Ein Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude wird durch das manuelle Setzen von Schotts (GKN I, teilweise GKN II) verhindert. Die Höhe der Schotts entspricht der festgelegten Schutzhöhe. Für GKN II sind verschiedene sicherheitstechnisch wichtige Gebäude so ausgelegt, dass alle Zugänge über der Schutzhöhe liegen, so dass ein Eindringen von Wasser durch Zugänge nicht zu befürchten ist.

Bereits bei den im Fall des 10.000-jährigen Hochwassers anzunehmenden Wasserständen auf dem Gelände ist damit eine Überflutung der Wege auf dem Gelände gegeben. Entsprechend überflutet ist auch der Bodenbereich des Feuerwehrgebäudes, das sich im neckarzugewandten Bereich des Geländes befindet.

Der Personenverkehr ist dann durch die schlechtere Begehbarkeit eingeschränkt. Dies gilt grundsätzlich auch für den Fahrzeugverkehr (also bspw. den Transport von mobilen Pumpen durch die Feuerwehr).

Es muss daher analysiert werden, ob notwendige Personal- und Transportbewegungen auch unter Bedingungen einer länger anhaltenden Überflutung des Anlagengeländes in ausreichendem Ausmaß möglich sind (Hinweis 3.4 – 3).

Es muss weiter analysiert werden, ob ein Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch relevante Gebäude durch Kanäle auf dem Anlagengelände (für die unterirdische Verlegung von Kabeln, Wassertrassen u. a.) auch unter Bedingungen einer länger anhaltenden Überflutung des Anlagengeländes sicher ausgeschlossen ist (Hinweis 3.4 – 4).

Im Rahmen unterschiedlicher anlageninterner Notfallmaßnahmen ist eine Zugänglichkeit von Einrichtungen (insbesondere Stützen für Kühlmittel, Dieselbetankung etc.) in verschiedenen Gebäuden bzw. an der Außenseite verschiedener Gebäude erforderlich.

Es sollte analysiert werden, ob auch nach übergreifenden Einwirkungen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle und dem damit verbundenen Zerstörungsumfang auf dem Gelände eine ausreichende Erreichbarkeit der Gebäude und Einrichtungen möglich ist. Dabei ist auch die Belegung von Geländebereichen mit mobilen Einrichtungen zu berücksichtigen (Hinweis 3.4 – 5).

Eine hier speziell zu beachtende Situation sind die Kühlturmeinrichtungen für GKN I, da diese einen hohen Anteil an brennbaren Materialien im nassgehenden Teil aufweist. In Zeiten der Nichtnutzung der Kühlturmeinrichtungen ergeben sich damit besondere Randbedingungen hinsichtlich möglicher Brände.

Es sollte analysiert werden, welche Anforderungen hinsichtlich des Brandschutzes bei länger andauerndem Nichtbetrieb der Kühlturmeinrichtungen von GKN I erforderlich sind (Hinweis 3.4 – 6).

KKP:

Nach [3.4 - 28] und [3.4 - 29] gilt für die Anlagen KKP, dass sich der 10.000-jährige Hochwasserstand, einschließlich der Berücksichtigung der Erhöhung des Wasserspiegels infolge Windstärke, zu 99,90 m ü. NN errechnet. Damit ist auch unter Hochwasserbedingungen nicht mit einer Überflutung des Anlagengeländes von KKP zu rechnen. Die Schutzhöhe ist für KKP 2 zu 102,05 m ü. NN festgelegt und für KKP 1 zu 101,10 m ü. NN.

Es sollte analysiert werden, ob die Extrapolation von historischen Hochwasserständen auch unter Bedingungen der zivilisatorischen Eingriffe in das Rheinbett (z.B. höhere Dämme) sowie des Klimawandels (z.B. stärkere Tauwetter) eine ausreichende Aussagesicherheit für ein zu erwartendes Hochwasser ergibt, oder ob zusätzliche Annahmen in die Festlegung von Bemessungshochwässern eingehen müssen (Hinweis 3.4 – 7).

Auf dem unmittelbar dem Anlagengelände benachbarten Teil der Rheinschanzinsel wird gegenwärtig ein Überflutungspolder („Polder Rheinschanzinsel“) mit einem Rückhaltevolumen von 6,2 Mio. m³ errichtet. Der Polder ist Bestandteil der Einrichtungen, mit denen das Hochwasserregime für den Rhein zukünftig insgesamt gesteuert werden soll.

Die Auswirkungen eines solchen Polders unter dem im bisher vorgesehenen Regime angenommenen Betriebsbedingungen (Wasserstand im Polder über wenige Tage) wurden durch eine Stärkung der Dämme zum Anlagengelände und das Setzen einer 12 m tiefen Spundwand sowie einem Graben zur Ableitung von Grundwassersickermengen mit einem Pumpenbauwerk zur Sicherstellung eines Grundwasserpegels kleiner 95,5 m ü. NN mit berücksichtigt.

Das Regime der Überflutung des Polders wird von einer dafür zuständigen Behörde gesteuert. Es ist nicht bekannt, wie hier eine Abstimmung mit sicherheitstechnischen Belangen von KKP auch auf längere Frist erfolgt. Zu berücksichtigen ist auch, dass sich verändernde Bedingungen hinsichtlich des Hochwasser Eintretens und des Beherrschungsregimes durch die Polder andere Rahmenbedingungen für Überflutungszeiten und Überflutungshöhen im Polder ergeben könnten.

Daher muss analysiert werden, ob auch unter außergewöhnlichen Betriebsbedingungen des Polders (lang anhaltende Überflutung der Polderfläche)

Rückwirkungen auf das Anlagengelände (z. B. durch Unterspülung, Anheben des Grundwasserspiegels) ausgeschlossen sind (Hinweis 3.4 – 8).

Auf dem Anlagengelände von KKP befinden sich weiterhin verschiedene Containerstandorte die als Büro- oder Lagerflächen dienen, sowie weitere temporäre Einrichtungen. Der Eindruck aus der Begehung zeigt eine vergleichsweise starke Belegung des Betriebsgeländes mit solchen Einrichtungen auch in der Nähe sicherheitstechnisch wichtiger Gebäude.

Im Rahmen unterschiedlicher anlageninterner Notfallmaßnahmen ist eine Zugänglichkeit von Einrichtungen (insbesondere Stützen für Kühlmittel, Dieseltankung etc.) in verschiedenen Gebäuden bzw. an der Außenseite verschiedener Gebäude erforderlich.

Es sollte analysiert werden, ob auch nach übergreifenden Einwirkungen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle und dem damit verbundenen Zerstörungsumfang auf dem Gelände eine Erreichbarkeit der Gebäude und Einrichtungen zu erwarten ist, insbesondere auch unter Berücksichtigung der temporären Flächenbelegung (Hinweis 3.4 – 9).

3.4.3 Zugänglichkeit der Gebäude

GKN und KKP:

Die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude sind an beiden Standorten vor einem unbefugten Betreten durch gesicherte Zugänge geschützt. Für ein Betreten dieser Gebäude vom Anlagengelände her müssen daher ggf. gesicherte Türen bzw. Tore geöffnet werden können. Hierzu ist eine entsprechende Energieversorgung für Kommunikation und Schließmechanismen sowie eine Freigabe durch Sicherheitspersonal erforderlich. Auch im Inneren verschiedener sicherheitsrelevanter Gebäude sind baulich getrennte Raumbereiche nur nach Freigabe bzw. bei Mitführen der entsprechenden Schlüssel zu begehen.

Darüber hinaus existieren zwischen verschiedenen sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden unterirdische Verbindungswege, die einen Zugang für Personal auch ohne ein Verlassen der Gebäude ermöglichen.

Es sollte analysiert werden, ob auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen eine Zugänglichkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude gewährleistet ist. Insbesondere bei übergreifenden Einwirkungen, bei denen mit einer Zerstörung von Anlagenteilen gerechnet werden muss (wie z.B. Erdbeben), sollte eine sichere Erreichbarkeit der verschiedenen sicherheitsrelevanten Gebäude für das Personal

mit ausreichenden Reserven in der Auslegung gewährleistet sein. Dies betrifft auch die Auslegung und Erreichbarkeit der dafür notwendigen Schlüsselsysteme sowie der Freigabesysteme (Hinweis 3.4 – 10).

3.4.4 Autarkie der verfahrenstechnischen Systeme

GKN und KKP:

Die Anlagen GKN I und GKN II sowie KKP 2 sind nach [3.4 - 30], [3.4 - 31] und [3.4 - 33] für den Fall eines Flugzeugabsturzes (Annahme der Zerstörung des Schaltanlagegebäudes mit Zerstörung der Warte) oder einer Druckwelle aus chemischen Explosionen dafür ausgelegt, sich für 10 Stunden ohne Personaleingriffe in einen kontrollierten Zustand zu begeben. Hierzu sind bspw. die Schnellabschaltung, die Dampferzeugerbespeisung durch das Notspeisesystem, die Frischdampfabgabe über Dach sowie die Füllstandshaltung im Primärkreislauf durch das Zusatzboriersystem bzw. das gesicherte Volumenregelsystem entsprechend autark ausgelegt.

In der Anlage GKN I ist ein Betrieb der Notstromdiesel und damit der primärseitigen Nachwärmeabfuhrsysteme ohne Handmaßnahmen grundsätzlich für 38 Stunden, der Betrieb des fünften Notstromdiesels grundsätzlich für 72 Stunden gewährleistet. Bei intermittierendem Betrieb der Notstromdiesel mit nur 2 von 4 Dieseln kann ein Betrieb über 77 Stunden gewährleistet werden.

In der Anlage GKN II und KKP 2 erlauben die gesicherten Vorräte an Betriebsstoffen einen autarken Betrieb der Notstromsysteme grundsätzlich für wenigstens 72 Stunden. Durch einen intermittierenden Betrieb einzelner Diesel (sowohl nur des D2 als auch nur des D1-Netzes) kann die Betriebsdauer entsprechend erhöht werden.

In der Anlage KKP 1 erlaubt nach [3.4 - 32] das nachgerüstete USUS eine unabhängige Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor oder der Kondensationskammer. Das System ist für einen autarken Betrieb ohne Handeingriffe über wenigstens 10 Stunden ausgelegt. Die Kraftstoffvorräte der USUS-Diesel erlauben einen Betrieb über 72 Stunden. Sofern die Anlage mit dem Betrieb von nur einem der zwei USUS-Stränge in einem kontrollierten Zustand gehalten werden kann, verdoppelt sich entsprechend die Reichweite der Dieselvorräte.

Im Hinblick auf die Wiederherstellung einer externen Stromversorgung werden nach Aussagen des Betreibers im Rahmen der Anlagenbegehung in der Anlage KKP 2 zurzeit feste Anschlussmöglichkeiten für mobile Dieselaggregate zu den Schienen des D2-Netzes (am Notspeisedieselgebäude) hergestellt.

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, wie der Anschluss mobiler Notstromdieselgeneratoren an die Notstromschienen zur Versorgung der bei verschiedenen Ereignissen notwendigen sicherheitstechnischen Einrichtungen erfolgen kann und ob derartige Anschlussmöglichkeiten auch unter den Bedingungen möglicher auslegungsüberschreitender Ereignisse verfügbar bleiben (Hinweis 3.4 – 11).

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, wieweit auch die Autarkie der verfahrenstechnischen Systeme hinsichtlich notwendiger zusätzlicher Betriebs- und Hilfsstoffe gegeben ist (z.B. Schmiermittel). Dabei sind auch erschwerte Zugänglichkeiten zu berücksichtigen (Hinweis 3.4 – 12).

GKN:

Für die Anlage GKN I sollte analysiert werden, ob insbesondere eine ausreichende Verfügbarkeit an Notstromdieseln im Fall einer Überflutung des Anlagengeländes (Hochwasser) mit unterstelltem Versagen der organisatorischen Maßnahmen gegen Überflutung (fehlerhaftes oder unterbleibendes Setzen von Schotts) durch passive Maßnahmen (Verbunkerung, Höhersetzen) gewährleistet werden kann. Weiterhin sollte analysiert werden, ob eine weitere Erhöhung der Autarkiezeiten der Notstromdiesel zur Heranführung an eine 72 Stunden Autarkie erreicht werden kann (Hinweis 3.4 – 13).

KKP:

Da die Autarkie des Dieselbetriebes über 72 Stunden davon abhängt, dass Dieselvorräte, die in anderen Anlagenbereichen gelagert sind, zu den Notstromdieseln transportiert wird, ist zu prüfen, ob der Transport unter allen Umständen gewährleistet werden kann. Weiterhin ist der Frage nachzugehen, wieweit eine Zerstörung des Vorratstanks auf dem Anlagengelände möglich ist, und wie sie sich auf die Autarkie auswirkt (Hinweis 3.4 – 14).

3.4.5 Personal**GKN und KKP:**

Insbesondere bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen sind wesentliche sicherheitsrelevante Maßnahmen bereits kurzfristig (auch innerhalb von 30 Minuten) aber auch langfristig (wie am Beispiel Fukushima über Tage oder Wochen) nicht mehr automatisch sondern nur noch durch Personal vor Ort (auf der Warte, in der Notsteuerstelle oder in anderen Bereichen der Anlage) durchführbar.

Neben der oben diskutierten Erreichbarkeit der Gebäude bzw. Einrichtungen, die im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen benötigt werden, sind daher auch die Versorgung, der Schutz und die Kommunikationsmöglichkeiten für das Personal von besonderer Bedeutung.

In allen Anlagen existieren vorbereitete Einsatzräume für die Notfallorganisation, in denen umfangreiche Kommunikationsmöglichkeiten vorhanden sind. Diese Räume sind auch gegen Kontaminationsverschleppung ausgelegt.

Daneben stehen verschiedene weitere Kommunikationsmöglichkeiten auf den Anlagengeländen zur Verfügung, beim Ausfall der Telefonnetze und der Stromversorgung sind dies im Wesentlichen mobile Handfunkgeräte, Funkgeräte der Feuerwehr sowie Richtfunk und Satellitentelefone.

In allen Anlagen existieren Notsteuerstellen, von denen aus bestimmte anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (insbesondere die sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger) durchgeführt werden können bzw. müssen. Diese sind bei den Anlagen GKN II und KKP 2 von vorneherein in den Notspeisegebäuden untergebracht worden. In KKP 1 befindet sie sich im nachträglich errichteten USUS-Gebäude, in GKN I wurde sie in einem der Räume des Notstromdieselgebäudes nachgerüstet. Dabei gibt es wesentliche Unterschiede hinsichtlich Platz und Ausrüstung für den Fall eines längeren Verbleibs. Die Einrichtungen bei den Anlagen GKN II und KKP 2 in den Notspeisegebäuden weisen Ausrüstungen und Raum für den längeren Verbleib auf, während in den räumlich beengten Notsteuerstellen von GKN I und KKP 1 ein längerer Aufenthalt über viele Stunden oder Tage kaum vorstellbar ist.

Insbesondere für die Anlagen GKN I und KKP 1 sollte deshalb analysiert werden, ob die Arbeitsbedingungen bei einem länger anhaltenden Aufenthalt in den Notsteuerstellen aufgrund der vorhandenen Infrastruktur (Übernachtungsmöglichkeiten, sanitäre Einrichtungen, Lebensmittelversorgung, Strahlenschutz) für das Personal ausreichend sind (Hinweis 3.4 – 15).

Nach [3.4 - 26] existiert in GKN I ein mobiles Filtergerät, um das Personal in der Hauptwarte bei Freisetzung von Aktivität bzw. vor Einwirkung giftiger Gase zu schützen.

Nach [3.4 - 27] wird bei Radioaktivität in der Außenluft Außen- und Fortluftanlage zur Hauptwarte abgeschaltet und für den Wartenbereich auf reinen Umluftbetrieb geschaltet. Um das Betriebspersonal im Wartenbereich vor einem möglichen Aktivitätseintrag in diesem Fall zu schützen und mit „Frischluff“ zu versorgen, kann eine mobile Filteranlage angeschlossen werden. Weiterhin ist das Zuluftsystem der

Notsteuerstelle mit Filtern gegen ein Eindringen von Aktivität aus der Umgebungsluft ausgestattet.

Nach [3.4 - 28] und [3.4 - 29] verfügen auch KKP 1 und KKP 2 über eine mobile Filteranlage für die Hauptwarte.

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, ob sich das Personal unter den Bedingungen eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses auf der Anlage bewegen kann (Strahlenschutzvorkehrungen) (Hinweis 3.4 – 16).

Die Anlagen weisen kein explizites Überwachungssystem auf, mit dem toxische Gase sicher erkannt werden können.

Deshalb sollte für alle Anlagen analysiert werden, ob das Personal auf den Anlagen ausreichend vor den Einwirkungen von toxischen und anderen gefährlichen Gasen geschützt ist (Hinweis 3.4 – 17).

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, ob insbesondere bei auslegungsüberschreitenden Ereignisse auch bei einer Zerstörung von Gebäuden (bspw. auch der Räume für die Notfallorganisation) eine ausreichende Planung von Maßnahmen sowie eine ausreichende Kommunikation innerhalb des Geländes und nach außen gewährleistet ist (Hinweis 3.4 – 18).

3.4.6 Zusammenfassung

In diesem Kapitel wird betrachtet, inwieweit die Anlagen einerseits bei den bislang zu unterstellenden Störfällen aber auch darüber hinaus bei Ereignissen, die durch die bisherige Auslegung nicht mehr abgedeckt sind, eine autarke Ereignisbeherrschung gewährleisten können. Ereignisse, die eine (zeitlich begrenzte) Autarkie der Anlage erforderlich machen, sind z.B. Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Hochwasser oder Flugzeugabsturz aber auch lang anhaltende Ausfälle des externen Stromnetzes.

Über die bestehende Anlagenauslegung hinaus wurden für die o.g. Ereignisse von außen die folgenden fünf ausgewählten Autarkieaspekte betrachtet, die weitgehend unabhängig von konkreten eintretenden Ereignissen eine Aussage über den Grad der Autarkie der Anlage erlauben:

- Erreichbarkeit des Anlagengeländes
- Erreichbarkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude auf dem Anlagengelände
- Zugänglichkeit der Gebäude

- Autarkie der verfahrenstechnischen Systeme
- Personal

Die Analyse zeigt, dass, sofern auslegungsüberschreitende Annahmen angesetzt werden, bei allen Anlagen für diese Ereignisse im unterschiedlichen Maß weitergehende Untersuchungen erforderlich werden.

3.5 Notfallmaßnahmen (Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz)

3.5.1 Notfallmaßnahmen für GKN I

Die organisatorischen Regelungen und die anlagentechnischen Notfallmaßnahmen im Kernkraftwerk Neckarwestheim – Block 1 (GKN I) sind im Teil 1 und 2 des Notfallhandbuches beschrieben.

Die organisatorischen Regelungen umfassen die Beschreibung der Notfallschutzorganisation, der Alarmierung des Notfallstabes und der Schichtleiter, die Erstellung von Lageberichten und Strahlenschutzmaßnahmen außerhalb der Kontrollbereiche.

Anlagentechnische Notfallmaßnahmen sind an Schutzziele orientiert. Die Notfallprozeduren sind nachfolgend jeweils den Schutzziele zugeordnet:

- Kernkühlung / Primärseitiges Kühlmittelinventar
 - Hochdruck (HD) - Sumpfansaugung
 - Freispülen Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) - Sumpfansaugungen
- Kernkühlung / Primärseitiger Wärmetransport
 - Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen
- Kernkühlung / Dampferzeugerbespeisung
 - Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisung
- Aktivitätsrückhaltung / Begrenzung Aktivitätsabgabe
 - Abschalten der HD-SES-Pumpen bei DEHEIRO
 - Gebäudeabschluss
- Aktivitätsrückhaltung / Integrität RSB
 - RSB-Spülen nach KMV-Störfällen
 - Gefilterte Druckentlastung de RSB in die Atmosphäre
 - Probenentnahme aus dem RSB

Das Notfallhandbuch enthält im Abschnitt 2.9 eine ganze Reihe von Maßnahmen und Prozeduren zur Wiederherstellung einer externen Energieversorgung. Hier sind insbesondere die Prozeduren zur Wiederherstellung der 110-kV - Versorgung über GKN, Block II, oder der Einspeisung von der Gasturbine Walheim beschrieben.

Weitere Maßnahmen zur Wiederherstellung der Energieversorgung im Eigenbedarfsnetz sind die Zuschaltung des Reservediesels NSD EY95 oder der dritten Netzeinspeisung über das 20 kV-Netz.

Eine weitere Notfallmaßnahme betrifft die Aktivierung der Zuluft-Filterung der Hauptwarte und die Überdruckhaltung.

Die im Notfallhandbuch aufgeführten Notfallmaßnahmen entsprechen grundsätzlich dem erwarteten Umfang, für eine vertiefte Durchsicht auch der organisatorischen Vorgaben des Notfallhandbuches war in der zur Verfügung stehenden Zeit aber keine Möglichkeit gegeben. Anhand der zur Verfügung stehenden Unterlagen wurde aber anhand einzelner Merkmale festgestellt, dass die „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 [3.5 - 34] noch nicht durchgängig berücksichtigt worden ist.

Aus unserer Sicht ist eine vollständige Umsetzung der „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 notwendig (Hinweis 3.5 - 1).

3.5.2 Notfallmaßnahmen für GKN II

Die organisatorischen Regelungen und die anlagentechnischen Notfallmaßnahmen im Kernkraftwerk Neckarwestheim – Block 2 (GKN II) sind im Teil 1 und 2 des Notfallhandbuches beschrieben.

Die organisatorischen Regelungen umfassen die Beschreibung der Notfallschutzorganisation, der Alarmierung des Notfallstabes und der Schichtleiter, die Erstellung von Lageberichten und Strahlenschutzmaßnahmen außerhalb der Kontrollbereiche.

Anlagentechnische Notfallmaßnahmen sind an Schutzziele orientiert. Die Notfallprozeduren sind nachfolgend jeweils den Schutzziele zugeordnet:

- Kühlmittelinventar
 - Zuschalten der Einspeisesysteme
 - Volumenregelsystem KBA
 - Zusatzboriersystem JDH
- Primärseitiger Wärmetransport
 - Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen
 - Rückspülen der „JN“-Sumpfansaugungen
- Dampferzeugerbespeisung
 - Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisung

- Begrenzung Aktivitätsabgabe an die Umgebung
 - Hochsetzen der Dampferzeuger (DE) - Druckabsicherung
 - Gebäudeabschluss der Lüftung des RSB
- Integrität Reaktorsicherheitsbehälter (RSB)
 - Gefilterte Druckentlastung des RSB in die Atmosphäre
 - Probenentnahme aus dem RSB

Weitere Maßnahmen zur Wiederherstellung der Energieversorgung über Umschalten der Ersatz-Stromversorgung.

Eine weitere Notfallmaßnahme betrifft die Aktivierung der Zuluft-Filterung der Hauptwarte und die Überdruckhaltung.

Anhand der zur Verfügung stehenden Unterlagen wurde aber anhand einzelner Merkmale festgestellt, dass die „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 [3.5 - 34] noch nicht durchgängig berücksichtigt worden ist.

Aus unserer Sicht ist eine vollständige Umsetzung der „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 notwendig (Hinweis 3.5 - 1).

3.5.3 Notfallmaßnahmen für KKP 1

Die organisatorischen Regelungen im Kernkraftwerk Philippsburg – Block 1 (KKP 1) sind im Teil 1 des Notfallhandbuches beschrieben.

Anlagentechnische Notfallmaßnahmen sind an Schutzziele orientiert. Die Notfallprozeduren sind nachfolgend jeweils den Schutzziele zugeordnet:

- Unterkritikalität
 - Abschaltstäbe einschließen, Steuerluft vor Ort abschalten
 - Abschaltstäbe einfahren mit Steuergerät vor Ort
- Kühlmittelinventar, hier stehen insgesamt ca. 12 Maßnahmen zur Verfügung, die bei unterschiedlichen Anlagenzuständen wirksam sind, z.B.:
 - Reaktordruckbehälter (RDB) - Bespeisung aus der Kondensationskammer mit dem TJ-System bei „Station-Blackout“
 - RDB-Bespeisung aus dem Deionatbehälter mit mobiler Feuerlöschpumpe über Feuerlöschsystem UJ/TH-System
 - RDB-Bespeisung aus dem Rhein mit dem USUS-System

- RDB-Bespeisung aus Block 2 mit dem Feuerlöschsystem SGA über UJ und TH20
- Druckführung
 - Druckentlastung des RDB über die Hilfsdampfleitung RA06 und 8-bar-Sammler über SI-Ventile zum Kondensator
 - Druckentlastung des RDB über die Hilfsdampfleitung RA06 und 5-bar-Sammler über SI-Ventile ins Hilfskesselhaus
- Wärmeabfuhr
 - Wärmeabfuhr über das SHB-Druckentlastungssystem XW bei Ausfall der Kondensationskammerkühlung
- DAS-Funktionsfähigkeit, hier stehen eine Reihe von Maßnahmen zur Verfügung, die bei unterschiedlichen Anlagenzuständen wirksam sind, z.B.:
 - Nachspeisen in die Kondensationskammer mit mobiler Feuerlöschpumpe aus dem Deionatbehälter UB über TH 20
 - Rückfördern in die Kondensationskammer aus dem Reaktorgebäudesumpf
 - Druckentlasten des SHB über das Druckentlastungssystem XW
- Aktivitätsrückhaltung
 - Schließen von DDA und vor- oder nachgelagerten Ersatzarmaturen
 - Reduzierung des Luftmengen durchsatzes Reaktorgebäude und Maschinenhaus zur Aktivitätsrückhaltung
- Notstromversorgung, hier stehen eine Reihe von Maßnahmen zur Verfügung, die bei unterschiedlichen Anlagenzuständen wirksam sind, z.B.:
 - Einspeisung aus 20-kV-Netz über BW, BX
 - Verbindung zum Block 2 bei „Station-Blackout“ über die 110-kV-Schaltanlage
 - Versorgung der 6-kV-Schienen BU/BV von den 6-kV-USUS-Schienen BW/BX
- Wasserversorgung
 - Nachspeisen der Kondensatvorratsbehälter mit mobiler Feuerlöschpumpe aus dem Deionatbehälter über UB
 - BE-Lagerbeckenkühlung mit UJ bei Ausfall der Zwischenkühlkreise VG/VH und bei gleichzeitigem Eintreten eines durch das USUS-System abgedeckten Ereignisses

Eine weitere Notfallmaßnahme betrifft die Aktivierung der Zuluft-Filterung der Hauptwarte bei Aktivitätsabgabe.

Die im Notfallhandbuch aufgeführten Notfallmaßnahmen zeigen den, für eine Siedewasseranlage wesentlich größeren, Umfang an direkten Einspeisemöglich-

keiten in den Reaktordruckbehälter (RDB). Für eine vertiefte Durchsicht auch der organisatorischen Vorgaben des Notfallhandbuches war in der zur Verfügung stehenden Zeit aber keine Möglichkeit gegeben. Anhand der zur Verfügung stehenden Unterlagen stellten wir aber anhand einzelner Merkmale fest, dass die „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 [3.5 - 34] noch nicht durchgängig berücksichtigt worden ist. Dieses wurde auch bei der Anlagenbegehung im Kernkraftwerk Philippsburg festgestellt, hierzu wurden einzelne Aspekte bereits im Abschnitt 3.4 benannt (Ausrüstung, Arbeitsbedingungen, Strahlenschutz-ausrüstung).

Aus unserer Sicht ist eine vollständige Umsetzung der „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 notwendig (Hinweis 3.5 - 1).

3.5.4 Notfallmaßnahmen für KKP 2

Die organisatorischen Regelungen des Kernkraftwerk Philippsburg – Block 2 (KKP 2) sind im Teil 1 des Notfallhandbuches beschrieben.

Anlagentechnische Notfallmaßnahmen sind an Schutzziele orientiert. Die Notfallprozeduren sind nachfolgend jeweils den Schutzziele zugeordnet:

- Unterkritikalität
 - Unterbrechung der Stromversorgung der Steuerelementantriebe und Zuschalten der Boriersysteme
- Kühlmittelinventar
 - Einspeisen der Flutbehälter in den RSB-Sumpf über BE-Beckenüberlauf mit der Beckenkülpumpe FAK20
 - Einspeisen der Druckspeicher bei geöffnetem RDB-Deckel
 - Einspeisen Flutbehälter bei geöffnetem RDB-Deckel
 - Zuschalten der Einspeisesysteme
 - Volumenregelsystem KBA
 - Zusatzboriersystem JDH
- Primärseitiger Wärmetransport
 - Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen
 - Einspeisen der Flutbehälter in das BE-Becken zur Wärmeabfuhr

- Sekundärseitige Wärmesenke, hier stehen einige Maßnahmen zur Verfügung, z.B.:
 - Wärmeabfuhr über Stützdampfleitung und Speisewasserbehälter an die Atmosphäre
 - Wärmeabfuhr über die Sicherheitsventile der 6-bar-Hilfsdampfschiene
 - Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung der DE's aus dem Speisewasserbehälter bei fehlender Spannungsversorgung
- Dampferzeugerbespeisung, hier stehen eine Reihe von Maßnahmen zur Verfügung, die bei unterschiedlichen Anlagenzuständen wirksam sind, z.B.:
 - Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisung
 - Dampferzeugerbespeisung über das Notspeisesystem mit einer mobilen Feuerlöschwasserpumpe aus den Deionatbehältern
 - Dampferzeugerbespeisung über die An- und Abfahrpumpen aus dem Feuerlöschnetz
 - Dampferzeugerbespeisung über die An- und Abfahrpumpen mit mobiler Feuerlöschwasserpumpe aus dem Maschinenhaussumpf GMM11
- Begrenzung der Aktivitätsabgabe und Integrität des RSB
 - Hochsetzen der DE-Druckabsicherung an mehr als einem Dampferzeuger bei Heizrohrbruch
 - Sondermaßnahmen bei Versagen des Gebäudeabschlusses
 - Maßnahmen bei sekundärseitigem Leck innerhalb RSB zur Vermeidung des Druckversagens
 - Kühlung des RSB von außen und innen
 - Druckentlastung des RSB über Filtersystem
- Eigenbedarfsversorgung, hier gibt es je nach Anlagenzustand unterschiedliche Versorgungswege, z.B.
 - Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung KKP 2 durch Querkuppeln mit KKP 1 über die 10-kV-Anlage Mühlfeld
 - Anschluss der 0,4-kV-Schienen BME, BMF, BMG, BMH aus dem D2-Netz
 - Anschluss der Notspeisenotstromschienen (D2-Netz) an das 20-kV-Netz
 - Inbetriebnahme der Eigenbedarfsversorgung bei Station Black Out nach Wiederherstellung des 110-kV-Netzes

Eine weitere Notfallmaßnahme betrifft die Aktivierung der Zuluft-Filterung der Hauptwarte bei hoher Außenluftaktivität.

Aus unserer Sicht ist auch hier eine vollständige Umsetzung der „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 notwendig (Hinweis 3.5 - 1)

Insgesamt sehen wir für Notfallmaßnahmen infolge der Ereignisse in Japan einige wesentliche neue Aspekte (Hinweis 3.5 - 2):

- stärkerer Einsatz fest verlegter Rohr- bzw. Schlauchverbindungen für Kühl- oder Einspeisefunktionen bei Notfallmaßnahmen, um die Aufenthaltszeiten im Kontrollbereich für solche Arbeiten zu minimieren,
- genormte, vorgefertigte und fest montierte Anschlüsse (Steckerverbindungen) an Gebäudeaußenseiten zur Einspeisung elektrischer Energie, wobei die Zuschaltung immer von einem gesicherten Bereich erfolgt (z.B. Notspeisegebäude Innen),
- Bereitstellung und Vorhaltung von Dieselgeneratoren mit diesen genormten Anschlüssen (Steckern) und Bereitstellung von Transportmöglichkeiten (ortsnahe oder zentrale Lagerung),
- Vorhaltung von Hilfsmitteln, Schläuchen mit Zubehör, mobilen Pumpen, Ersatzteilen, Beleuchtungsmitteln, Schutzausrüstung, Kraftstoff usw. in erdbebenfesten Lagern außerhalb des Kraftwerksgeländes,
- Erhöhte Bedeutung einer Ausweichstelle für die Notfallorganisation mit erhöhten Anforderungen an Schutz vor Hochwasser und Erdbeben sowie mit Notstromversorgung,
- Erweiterung der Anforderungen an die Instrumentierung (verfügbare Parameter), die Störfallfestigkeit und die Informationsaufbereitung in der Notsteuerstelle und dem Arbeitsort des Krisenstabes (auch Ausweichstelle),
- Beachtung der sicherheitstechnisch relevanten Rückwirkungen durch ein Ereignis im Nachbarblock bei Mehrblockanlagen,
- Ausweitung von Notfallschutzübungen in den Bereich der Ebene 4c unter Berücksichtigung von jeweils auslegungsüberschreitenden Ereignissen in Mehrblockanlagen (siehe auch Kap. 9 in [3.5 - 34]).

3.5.5 Zusammenfassung

Die Durchsicht der Unterlagen sowie die Erkenntnisse aus den Anlagenbegehungen zeigen, dass in den vier Anlagen in Neckarwestheim und Philippsburg umfangreiche Notfallmaßnahmen implementiert sind. Hierdurch können Bespeisungs- und Wärmeabfuhrmöglichkeiten geschaffen werden, die den Ausfall von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen kompensieren können. Neben den Notfallmaßnahmen ist auch der Aufbau einer funktionsfähigen Notfallorganisation in den Notfallhandbüchern abgebildet, hierzu sei auch erwähnt, dass bisher in zwei der vier Anlagen unangemeldete Notfallübungen durch die Behörde und Sachverständige stattgefunden haben.

Durch die gemeinsame Rahmenempfehlung der SSK und RSK, vom Dezember 2010, für die Planung von Notfallmaßnahmen [3.5 - 34] wurden z.T. neue und zusätzliche Empfehlungen ausgesprochen. Im Rahmen unserer Prüfungen konnten wir aber anhand einzelner Merkmale feststellen, dass noch keine vollständige Umsetzung der Rahmenempfehlung erfolgt ist. Dieses ist aus unserer Sicht erforderlich.

Infolge der Ereignisse in Fukushima ergeben sich aber einige neue Aspekte, die zukünftig im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes und der Notfallmaßnahmen von Bedeutung sein werden. Hierzu haben wir eine Reihe von Hinweisen formuliert.

4 Hinweise der Expertenkommission

Zur besseren Übersicht sind die in den betrachteten Themengebieten des Kapitels 3 gegebenen Hinweise nachfolgend noch einmal aufgelistet.

4.1 Erdbeben

4.1.1 Seismische Standortbewertung (Dr. Gottfried Grünthal)

Es erscheint angeraten, einzelne zusätzliche Untersuchungen vorzunehmen. Hierzu sollten folgende Aspekte gehören:

- Analyse der tektonischen Situation in der Standortumgebung zumindest anhand veröffentlichter Angaben im Hinblick auf Bruchstörungen, ihrer neotektonischen Aktivität sowie Abschätzung ihres aus dem tektonischen Regime abzuleitenden seismogenen Potentials (Hinweis 3.1.1 - 1).
- Berechnungen von Gefährdungskurven im Rahmen künftiger probabilistischer Untersuchungen für auslegungsrelevante Erschütterungsparameter, wie die Spitzenbodenbeschleunigung, bis zu Überschreitungswahrscheinlichkeiten von mindestens 10^{-5} p.a., wie im Änderungsentwurf der KTA 2201.1 (2010-11) gefordert. Die Gefährdungskurven sollten einschließlich ihrer Fehlerbandbreiten ermittelt werden (Hinweis 3.1.1 - 2).
- projektspezifische Gewinnung standorttypischer seismischer Registrierungen von lokalen Erdbeben zur besseren seismotektonischen Interpretation und Abschätzung ingenieurseismologischer Kenngrößen (Mittel- bis Langfristaufgabe) (Hinweis 3.1.1 – 3).
- Plausibilitätskontrollen der probabilistisch und deterministisch berechneten Erschütterungsparameter (Hinweis 3.1.1 - 4).

4.1.2 Gebäudeauslegung und Systemfunktionen (Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz)

Unabhängig von der Übertragbarkeit bestimmter Szenarien wurden folgende Hinweise geben, mit dem Ziel die Robustheit von Einrichtungen und Anlagenteilen zu prüfen.

Aufgrund der großen Bedeutung der Funktion der Sicherheitsleittechnik bzw. der elektrischen Schaltanlagen für die Beherrschung von Erdbeben, äußeren Druckwellen und Ereignissen aufgrund Einwirkung von außen sollte die Robustheit der eingesetzten Leittechnik- bzw. Steuerungssysteme, entsprechend Abschnitt 7.3.7 der RSK-Leitlinien [3.1.2 - 15], überprüft werden. Hierzu sollten die entsprechenden Prüfnachweise (QN/QE) auf Erfüllung der sicherheitstechnischen Anforderungen bei Auftreten der entsprechenden Belastungen der jeweiligen Ereignisse geprüft werden (Hinweis 3.1.2 - 1).

Entsprechend der KTA 3303 [3.1.2 - 16] soll das Brennelementbecken bei seltenen Ereignissen für eine Temperatur von 80°C ausgelegt sein. Dieser Nachweis sollte überprüft werden, weiterhin sollte geprüft werden, ob auch ein Nachweis für Sieden im BE-Becken geführt werden kann, da die Inbetriebnahme / Wiederherstellung der Beckenkühlung zeitkritisch sein kann (Hinweis 3.1.2 - 2).

In der überwiegenden Anzahl der Ereignisse bei den DWR-Anlagen erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor über die sekundärseitigen Systeme, insbesondere über das Notspeisesystem und den Deionatbecken. Die Auslegung der Deionatvorräte in den Becken sollte, im Hinblick auf Behinderungen bei den Nachspeisemöglichkeiten, so bemessen sein, dass ausreichende Karenzzeiten, einschließlich des Abfahrens der Anlage, abgedeckt werden können (Hinweis 3.1.2 - 3)

4.2 Elektrische Energieversorgung (Prof. Dr. Hans-Dieter Fischer)

Aufgrund der Ereignisse in Japan wird besonderes Augenmerk auf eine mögliche Verletzlichkeit der Freiluftschaltanlagen, auf die angemessene Robustheit des Notstromsystems und auf hinreichende Kapazitätsreserven der Batterieanlagen gelegt.

Unter dem unabweisbaren Zeitdruck haben sich in einer ersten Beurteilung die bekannten Anforderungen dieser drei Gewerke als hinreichend erfüllt ergeben. Um

dennoch die Reserven der Anlagen insbesondere bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen und bei sehr seltenen Ereigniskombinationen in kausaler Wirkungskette (Ursache und Folge) zu stärken, was einer Erhöhung der Robustheit der Anlagen gleichkommt, sind die folgenden Hinweise formuliert.

Da die Autarkie des Notstromsystems gerade bei großflächigen Zerstörungen auf einem dichtbebauten Anlagengelände sicherheitstechnisch zweckmäßig ist, erscheint es ratsam, für die Anlage GKN I eine Verbesserung des Schutzes gegen Hochwasser zu überdenken (Hinweis 3.2 - 1).

Es ist ratsam, die Anschlusspunkte in der Anlage bezüglich Kompatibilität des erforderlichen Spannungsniveaus und der mechanischen Anschlüsse mit dem mobilen Dieselaggregat zu prüfen (Hinweis 3.2 - 2).

Es ist ratsam, eine Anschlussmöglichkeit für einen mobilen Dieselgenerator auf den 400 V Schienen des Notstromnetzes D2 zu prüfen (Hinweis 3.2 - 3).

Von den baden-württembergischen Anlagen wird berichtet, dass sie i.A. eine deutlich größere Entladezeit als die geforderten 2 Stunden besitzen. Es ist ratsam, die wirklichen Entladezeiten der vier Anlagen zu kennen und zu dokumentieren (Hinweis 3.2 - 4).

Es erscheint angemessen zu prüfen, ob die Voraussetzungen für die Untersuchungen der Betreiber hinsichtlich der Zeitspanne bis zur Wiederversorgung ihrer Anlagen mit Eigenbedarfsleistung aus dem externen Netz bei der aktuell anzunehmenden Situation – insbesondere z.B. großflächige Zerstörung der Infrastruktur in der Umgebung, möglicherweise verminderte Zuverlässigkeit des externen Versorgungsnetzes durch veränderte Netztopologie infolge Abschaltung von Kraftwerken, begrenzte Aufenthaltsdauer von fachkundigem Personal wegen radiologischer Belastung - noch gültig sind (Hinweis 3.2 - 5).

Auswirkungen von Rechenfehlern im Analogteil des Reaktorschutzsystems auf die Funktionalität des Begrenzungssystems – insbesondere der Kühlmittel-, Massen-, Druck- und Eintrittstemperaturgradienten-Begrenzung (MADTEB) - und auf die Durchführbarkeit von sicherheitstechnisch wichtigen Handmaßnahmen sollten überdacht werden (Hinweis 3.2 - 6).

4.3 Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr

(Dr. Erwin Lindauer)

Falls erforderlich, sind Maßnahmen vorzusehen, um die Brennelemente auch bei einem Hochwasser, das die Schutzhöhe übersteigt, zu kühlen (Hinweis 3.3 - 1).

Soweit erforderlich, sollte das Vorgehen bezüglich der Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Becken für eine Schutzhöhe von 101,10 m festgelegt werden (Hinweis 3.3 - 2).

4.4 Infrastruktur / Autarkie

(Dipl.-Ing. Michael Sailer)

Es muss analysiert werden, ob für den Fall einer Unverfügbarkeit des Zufahrtswegs zum Gelände von GKN ein alternativer Zufahrtsweg, der auch für schwere Transportfahrzeuge geeignet ist, vorgehalten werden muss (Hinweis 3.4 – 1).

Es muss analysiert werden, ob für den Fall einer Unverfügbarkeit speziell des Eingangsbereichs zum Gelände von KKP ein alternativer Zufahrtsweg, der auch für schwere Transportfahrzeuge geeignet ist, vorgehalten werden muss (Hinweis 3.4 – 2).

Es muss daher analysiert werden, ob notwendige Personal- und Transportbewegungen auch unter Bedingungen einer länger anhaltenden Überflutung des GKN-Anlagengeländes in ausreichendem Ausmaß möglich sind (Hinweis 3.4 – 3).

Es muss weiter analysiert werden, ob ein Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch relevante Gebäude durch Kanäle auf dem GKN-Anlagengelände (für die unterirdische Verlegung von Kabeln, Wassertrassen u. a.) auch unter Bedingungen einer länger anhaltenden Überflutung des Anlagengeländes sicher ausgeschlossen ist (Hinweis 3.4 – 4).

Es sollte analysiert werden, ob auch nach übergreifenden Einwirkungen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle und dem damit verbundenen Zerstörungsumfang auf dem GKN-Gelände eine ausreichende Erreichbarkeit der Gebäude und Einrichtungen möglich ist. Dabei ist auch die Belegung von Geländebereichen mit mobilen Einrichtungen zu berücksichtigen (Hinweis 3.4 – 5).

Es sollte analysiert werden, welche Anforderungen hinsichtlich des Brandschutzes bei länger andauerndem Nichtbetrieb der Kühlturmeinrichtungen von GKN I erforderlich sind (Hinweis 3.4 – 6).

Es sollte analysiert werden, ob die Extrapolation von historischen Hochwasserständen auch unter Bedingungen der zivilisatorischen Eingriffe in das Rheinbett (z.B. höhere Dämme) sowie des Klimawandels (z.B. stärkere Tauwetter) eine ausreichende Aussagesicherheit für ein zu erwartendes Hochwasser ergibt, oder ob zusätzliche Annahmen in die Festlegung von Bemessungshochwässern für KKP eingehen müssen (Hinweis 3.4 – 7).

Es muss analysiert werden, ob auch unter außergewöhnlichen Betriebsbedingungen des Polders (lang anhaltende Überflutung der Polderfläche) Rückwirkungen auf das KKP-Anlagengelände (z. B. durch Unterspülung, Anheben des Grundwasserspiegels) ausgeschlossen sind (Hinweis 3.4 – 8).

Es sollte analysiert werden, ob auch nach übergreifenden Einwirkungen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle und dem damit verbundenen Zerstörungsumfang auf dem KKP-Gelände eine Erreichbarkeit der Gebäude und Einrichtungen zu erwarten ist, insbesondere auch unter Berücksichtigung der temporären Flächenbelegung (Hinweis 3.4 – 9).

Es sollte analysiert werden, ob auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen eine Zugänglichkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude gewährleistet ist. Insbesondere bei übergreifenden Einwirkungen, bei denen mit einer Zerstörung von Anlagenteilen gerechnet werden muss (wie z.B. Erdbeben), sollte eine sichere Erreichbarkeit der verschiedenen sicherheitsrelevanten Gebäude für das Personal mit ausreichenden Reserven in der Auslegung gewährleistet sein. Dies betrifft auch die Auslegung und Erreichbarkeit der dafür notwendigen Schlüsselsysteme sowie der Freigabesysteme (Hinweis 3.4 – 10).

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, wie der Anschluss mobiler Notstromdieselgeneratoren an die Notstromschienen zur Versorgung der bei verschiedenen Ereignissen notwendigen sicherheitstechnischen Einrichtungen erfolgen kann und ob derartige Anschlussmöglichkeiten auch unter den Bedingungen möglicher auslegungsüberschreitender Ereignisse verfügbar bleiben (Hinweis 3.4 – 11).

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, wieweit auch die Autarkie der verfahrenstechnischen Systeme hinsichtlich notwendiger zusätzlicher Betriebs- und Hilfsstoffe gegeben ist (z.B. Schmiermittel). Dabei sind auch erschwerte Zugänglichkeiten zu berücksichtigen (Hinweis 3.4 – 12).

Für die Anlage GKN I sollte analysiert werden, ob insbesondere eine ausreichende Verfügbarkeit an Notstromdieseln im Fall einer Überflutung des Anlagengeländes (Hochwasser) mit unterstelltem Versagen der organisatorischen Maßnahmen gegen Überflutung (fehlerhaftes oder unterbleibendes Setzen von Schotts) durch passive Maßnahmen (Verbunkerung, Höhersetzen) gewährleistet werden kann. Weiterhin sollte analysiert werden, ob eine weitere Erhöhung der Autarkiezeiten der Notstromdiesel zur Heranführung an eine 72 Stunden Autarkie erreicht werden kann (Hinweis 3.4 – 13).

Da die Autarkie des Dieselbetriebes über 72 Stunden davon abhängt, dass Dieselvorräte, die in anderen Anlagenbereichen von KKP gelagert sind, zu den Notstromdieseln transportiert wird, ist zu prüfen, ob der Transport unter allen Umständen gewährleistet werden kann. Weiterhin ist der Frage nachzugehen, wieweit eine Zerstörung des Vorratstanks auf dem Anlagengelände möglich ist, und wie sie sich auf die Autarkie auswirkt (Hinweis 3.4 – 14).

Insbesondere für die Anlagen GKN I und KKP 1 sollte deshalb analysiert werden, ob die Arbeitsbedingungen bei einem länger anhaltenden Aufenthalt in den Notsteuerstellen aufgrund der vorhandenen Infrastruktur (Übernachtungsmöglichkeiten, sanitäre Einrichtungen, Lebensmittelversorgung, Strahlenschutz) für das Personal ausreichend sind (Hinweis 3.4 – 15).

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, ob sich das Personal unter den Bedingungen eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses auf der Anlage bewegen kann (Strahlenschutzvorkehrungen) (Hinweis 3.4 – 16).

Deshalb sollte für alle Anlagen analysiert werden, ob das Personal auf den Anlagen ausreichend vor den Einwirkungen von toxischen und anderen gefährlichen Gasen geschützt ist (Hinweis 3.4 – 17).

Für alle Anlagen sollte analysiert werden, ob insbesondere bei auslegungsüberschreitenden Ereignisse auch bei einer Zerstörung von Gebäuden (bspw. auch der Räume für die Notfallorganisation) eine ausreichende Planung von Maßnahmen sowie eine ausreichende Kommunikation innerhalb des Geländes und nach außen gewährleistet ist (Hinweis 3.4 – 18).

4.5 Notfallschutzmaßnahmen (Dipl.-Ing. Klaus-Dieter Bandholz)

Aus unserer Sicht ist auch hier eine vollständige Umsetzung der „Rahmempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06. Dezember 2010 notwendig (Hinweis 3.5 - 1)

Insgesamt sehen wir für Notfallmaßnahmen infolge der Ereignisse in Japan einige wesentliche neue Aspekte (Hinweis 3.5 - 2):

- stärkerer Einsatz fest verlegter Rohr- bzw. Schlauchverbindungen für Kühl- oder Einspeisefunktionen bei Notfallmaßnahmen, um die Aufenthaltszeiten im Kontrollbereich für solche Arbeiten zu minimieren,
- genormte, vorgefertigte und fest montierte Anschlüsse (Steckerverbindungen) an Gebäudeaußenseiten zur Einspeisung elektrischer Energie, wobei die Zuschaltung immer von einem gesicherten Bereich erfolgt (z.B. Notspeisegebäude Innen),
- Bereitstellung und Vorhaltung von Dieselgeneratoren mit diesen genormten Anschlüssen (Steckern) und Bereitstellung von Transportmöglichkeiten (ortsnahe oder zentrale Lagerung),
- Vorhaltung von Hilfsmitteln, Schläuchen mit Zubehör, mobilen Pumpen, Ersatzteilen, Beleuchtungsmitteln, Schutzausrüstung, Kraftstoff usw. in erdbebenfesten Lagern außerhalb des Kraftwerksgeländes,
- Erhöhte Bedeutung einer Ausweichstelle für die Notfallorganisation mit erhöhten Anforderungen an Schutz vor Hochwasser und Erdbeben sowie mit Notstromversorgung,
- Erweiterung der Anforderungen an die Instrumentierung (verfügbare Parameter), die Störfallfestigkeit und die Informationsaufbereitung in der Notsteuerstelle und dem Arbeitsort des Krisenstabes (auch Ausweichstelle),
- Beachtung der sicherheitstechnisch relevanten Rückwirkungen durch ein Ereignis im Nachbarblock bei Mehrblockanlagen,
- Ausweitung von Notfallschutzübungen in den Bereich der Ebene 4c unter Berücksichtigung von jeweils auslegungsüberschreitenden Ereignissen in Mehrblockanlagen (siehe auch Kap. 9 in [3.5 - 34]).

5 Zusammenfassung

Vor dem Hintergrund der Ereignisse in Japan hat die baden-württembergische Landesregierung eine unabhängige Expertenkommission mit der Überprüfung der vier Kernkraftwerke an den Standorten Neckarwestheim und Philippsburg beauftragt.

Aufgabe der Expertenkommission Baden-Württemberg sollte es sein, eine Analyse der Ereignisse in Japan vorzunehmen, die Übertragbarkeit auf die Anlagen in Baden-Württemberg zu prüfen und abschließend den Umfang der Risikovorsorge bei der Auslegung der kerntechnischen Anlagen in Baden-Württemberg zu betrachten und zu bewerten.

Auf Basis der zur Verfügung gestellten Unterlagen und der durchgeführten Anlagenbegehungen wurden von den Mitgliedern der Expertenkommission die folgenden fünf Themengebiete

- Erdbeben
- Elektrische Energieversorgung
- Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr
- Infrastruktur / Autarkie
- Notfallmaßnahmen

bearbeitet, die nach jetzigem Kenntnisstand für die Ereignisse in Japan eine maßgebliche Rolle gespielt haben.

Der ursprünglich angedachte Umfang und die dafür vorgesehene Bearbeitungszeit wurden im Verlauf der Überprüfungen an den Zeitplan des Überprüfungsprozesses der Reaktorsicherheitskommission (RSK) angepasst. Damit konnten die Erkenntnisse der Expertenkommission Baden-Württemberg in die Beratungen der RSK einfließen. Die ursprünglich vorgesehene dritte Stufe der Untersuchungen der Expertenkommission (Prüfung des Umfangs der Risikovorsorge) wird aus diesem Grund hauptsächlich im Rahmen der RSK-Untersuchungen betrachtet werden.

Die Darstellung der Erkenntnisse und die Ableitung von Hinweisen zu den betrachteten Themengebieten erfolgten aufgrund der kurzen Bearbeitungszeit durch den jeweiligen Bearbeiter des Themengebiets.

Erdbeben

Eine kurze Darstellung der Ausgangssituation, das Tōhoku-Pazifik-Beben vom 11.03.2011 mit Auswirkungen auf die Region Fukushima sowie einer Untersuchung von Minoura et al. (2001) [3.1.1 - 6] zeigen, dass die japanische Anlage nicht ausreichend gegen Tsunamis ausgelegt war. Nach Minoura et al. (2001) [3.1.1 - 6] sind Tsunamis in der aufgetretenen Stärke am Standort mit einer Wiederholungsperiode von 800-1100 Jahren zu erwarten. Einwirkungen von außen, die mit einer vergleichbaren Wiederholungsperiode auftreten, wurden für die baden-württembergischen Kernkraftwerksblöcken nicht gefunden.

Die für die baden-württembergischen Kernkraftwerke angewandte Vorgehensweise zur Ermittlung der zugrunde zu legenden seismischen Bemessungsgrößen wurde anhand vorliegender Standortgutachten überprüft. Die für die beiden Standorte betrachteten Gutachten decken nicht nur den Bearbeitungsumfang entsprechend der gültigen Regel KTA 2201.1 ab, sondern gehen in ihren Ausführungen darüber hinaus.

Es wird empfohlen, die seismische Standortbewertung aufbauend auf den aktuellen Kenntnisstand entsprechend der derzeit als Änderungsentwurf vorliegenden Fassung von KTA 2201.1 zu bewerten und ggf. erforderliche Maßnahmen zu ergreifen.

Einwirkungen von außen wie unter 3.1.1 beschrieben, die mit einer vergleichbaren Wiederholungsperiode von 1100 Jahren auftreten und zu nicht beherrschten Zuständen führen, wurden für die baden-württembergischen Kernkraftwerksblöcken nicht gefunden.

In Abschnitt 3.1.2 wurden die Gebäudeauslegung gegen Erdbeben und die gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Systemfunktionen der Anlagen dargestellt. Aus den zur Verfügung gestellten Unterlagen kann abgeleitet werden, dass die Auslegung und die Ausführung der Anlagen die zu erwartenden Auswirkungen der unterstellten Ereignisse abdecken.

Die entsprechenden Systemfunktionen sind in allen Anlagen in gegen die Belastungen ausgelegten Gebäuden untergebracht, so dass von der Funktions-sicherheit ausgegangen werden kann.

Im Hinblick auf die Robustheit einiger sicherheitstechnischer Einrichtungen haben wir Hinweise zu weiteren Überprüfungen formuliert.

Elektrische Energieversorgung

Auf Basis des derzeitigen Kenntnisstands wurden die, für die elektrische Energieversorgung wesentlichen Ereignisse am Standort Daiichi ausgewertet.

Gegenstand der Untersuchungen waren an allen vier baden-württembergischen Anlagen die Freiluftschaltanlagen, die Notstromversorgung sowie die Batterieversorgung. Die geprüften Unterlagen sowie die Anlagenbegehungen ergaben keine Hinweise darauf, dass das gültige kerntechnische Regelwerk in diesem Bereich nicht eingehalten wird. Auf die Versorgung des kabelgebundenen dritten Netzanschlusses mit elektrischer Energie bei den anzunehmenden auslegungs-überschreitenden Ereignissen wird hingewiesen.

Darüber hinaus wurden Hinweise auf weitere Optimierungsmöglichkeiten bei der elektrischen Energieversorgung gegeben. Die tatsächlichen Entladezeiten der 220 V - und der ± 24 V Batterien sollten bekannt und dokumentiert sein anstatt hier auf die RSK-Empfehlung von 1988 zu verweisen, die als Mindestanforderung zu betrachten ist. Weiter sollte geprüft werden, ob die Annahmen bei der Untersuchung der Betreiber zum Zeitbedarf der Wiederherstellung der Eigenbedarfsversorgung der Anlagen aus einem externen elektrischen Energieversorgungsnetz angesichts aktueller Randbedingungen einer beispielsweise durch Abschaltung von Kernkraftwerken veränderten Netztopologie sowie bei einer möglichen weitreichenden Zerstörung der Infrastruktur der Umgebung noch gültig sind.

Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr

Alle vier betrachteten Kraftwerksblöcke können die Nachwärme aus dem Reaktordruckbehälter und aus dem Brennelement-Becken auch in dem postulierten Fall abführen, dass kein Flusswasser zur Verfügung steht. Die verschiedenen denkbaren Möglichkeiten einer Beeinträchtigung der Entnahme von Flusswasser stellen daher keine Gefährdung der Kraftwerke dar.

Bei allen vier Blöcken ist das Bemessungshochwasser entsprechend der aktuellen KTA – Regel 2207 festgelegt. Die Schutzhöhen liegen mit unterschiedlichen Beträgen darüber. Auch für darüber hinausgehende Hochwasser sollten Maßnahmen vorgesehen werden. Bei KKP 1 sollte, soweit nicht bereits erfolgt, das

Vorgehen bei der Brennelement-Beckenkühlung für eine Schutzhöhe von 101,10 m festgelegt werden.

GKN II und KKP 2 sind entsprechend der einschlägigen Richtlinie gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt. Bei GKN I und KKP 1 ist dies nicht durchgängig der Fall. Der Betreiber hat für beide Blöcke im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung nach §19 AtG Untersuchungen durchgeführt, die sehr geringe Risiken ausweisen.

Infrastruktur/Autarkie

Hinsichtlich der Gewährleistung einer autarken Ereignisbeherrschung wurden für alle vier Anlagen einerseits bislang zu unterstellende Störfälle aber auch darüber hinaus Ereignisse, die durch die bisherige Auslegung nicht mehr abgedeckt sind, betrachtet. Ereignisse, die eine (zeitlich begrenzte) Autarkie der Anlage erforderlich machen, sind z.B. Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Hochwasser oder Flugzeugabsturz aber auch lang anhaltende Ausfälle des externen Stromnetzes.

Über die bestehende Anlagenauslegung hinaus wurden für die o.g. Ereignisse von außen die folgenden fünf ausgewählten Autarkieaspekte betrachtet, die weitgehend unabhängig von konkreten eintretenden Ereignissen eine Aussage über den Grad der Autarkie der Anlage erlauben: Erreichbarkeit des Anlagengeländes, Erreichbarkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude auf dem Anlagengelände, Zugänglichkeit der Gebäude, Autarkie der verfahrenstechnischen Systeme und Personal.

Die Analyse zeigt, dass, sofern auslegungsüberschreitende Annahmen angesetzt werden, bei allen Anlagen für diese Ereignisse im unterschiedlichen Maß weitergehende Untersuchungen erforderlich werden.

Notfallmaßnahmen

Die Durchsicht der Unterlagen sowie die Erkenntnisse aus den Anlagenbegehungen zeigen, dass in den vier Anlagen in Neckarwestheim und Philippsburg umfangreiche Notfallmaßnahmen implementiert sind. Hierdurch können Bespeisungs- und Wärmeabfuhrmöglichkeiten geschaffen werden, die den Ausfall von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen kompensieren können. Neben den Notfallmaßnahmen ist auch der Aufbau einer funktionsfähigen Notfallorganisation in den Notfallhandbüchern abgebildet, hierzu sei auch erwähnt, dass bisher in zwei der vier Anlagen unangemeldete Notfallübungen durch die Behörde und Sachverständige stattgefunden haben.

Durch die gemeinsame Rahmenempfehlung der SSK und RSK, vom Dezember 2010, für die Planung von Notfallmaßnahmen [3.5 - 34] wurden z.T. neue und

zusätzliche Empfehlungen ausgesprochen. Im Rahmen unserer Prüfungen konnten wir aber anhand einzelner Merkmale feststellen, dass noch keine vollständige Umsetzung der Rahmenempfehlung erfolgt ist. Dieses ist aus unserer Sicht erforderlich.

Infolge der Ereignisse in Fukushima ergeben sich aber einige neue Aspekte, die zukünftig im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes und der Notfallmaßnahmen von Bedeutung sein werden. Hierzu wurde eine Reihe von Hinweisen formuliert.

Bei der Betrachtung der fünf Themengebiete wurden von den Experten Sicherheitsreserven in allen Anlagen in unterschiedlichem Umfang identifiziert.

Aus den Erkenntnissen für die jeweiligen Themengebiete haben die Mitglieder der Expertenkommission Hinweise auf Optimierungsmöglichkeiten zur weiteren Erhöhung der Sicherheitsniveaus der Anlagen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen abgeleitet.

6 Unterlagen / Anhang

Unterlagen

Zu Abschnitt 3.1.1:

- [3.1.1 - 1] Fukushima, Y.: Seismic safety requirements for NPP and experience feedback in Japan. *International Technical Meeting on "Seismic Safety of NPPs"*, Tivoli (Roma) – Italy March 25-26, 2010
- [3.1.1 - 2] Grünthal, G., Bosse, C., Stromeyer, D. (2009): Die neue Generation der probabilistischen seismischen Gefährdungseinschätzung der Bundesrepublik Deutschland: Version 2007 mit Anwendung für die Erdbeben-Lastfälle der DIN 19700:2004-07 'Stauanlagen'. Scientific Technical Report STR 09/07, Deutsches GeoForschungsZentrum, Potsdam, 81 pp
- [3.1.1 - 3] Hoechner, A., Babeyko, A. Y., Sobolev, St. V.: Geodetic source model for the great Tohoku earthquake and tsunami. (2011, submitted)
- [3.1.1 - 4] Hosser, D.: Realistische seismische Lastannahmen für Bauwerke, T1829. *Abschlussbericht*, IRB Verlag, Fraunhofer-Informationszentrum Raum und Bau, 1986
- [3.1.1 - 5] Leydecker, G. & Aichele, H.: The Seismogeographical regionalisation of Germany. The prime example for third-level regionalisation. *Geologisches Jahrbuch* E55, 85-98, 1998
- [3.1.1 - 6] Minoura, K., Imamura, F., Sugawara, D. Kono, Y., Iwashita, T.: The 869 Jōgan tsunami deposit and recurrence interval of large-scale tsunami on the Pacific coast of northeast Japan. *Journal of Natural Disaster Science*, 23 (2), 83-88, 2001
- [3.1.1 - 7] Musson, R.M.W., Grünthal, G., Stucchi, M.: The comparison of macroseismic intensity scales. *Journal of Seismology* 14, 413-428, 2010

- [3.1.1 - 8] seismotec, Schwarz, J., Ende, C., Lang, D.H., Maiwald, H.: Seismische Lastannahmen für den Standort KKW Philippsburg im Zusammenhang mit der Errichtung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente. *Gutachterliche Stellungnahme*, seismotec GmbH, 2003
- [3.1.1 - 9] seismotec, Schwarz, J., Golbs, Ch., Lang, D.H., Schott, C.: Bewertung der seismischen Bemessungsgrößen für den Standort GKN . *Gutachterliche Stellungnahme*, seismotec GmbH, 2004
- [3.1.1 - 10] Sawai, Y., Fujii, Y., Fujiwara, O., Kamataka,T., Komatsubara, J., Okamara, Y, Satake, K. Shishkura, M.: Marine incursions of the past 1500 years and evidence of tsunamis at Suijin-numa, a costal lake facing the Japan Trench. *The Holocene*, 18 (4), 517-528
- [3.1.1 - 11] Usami, T.: Study of historical earthquakes in Japan. *Bulletin of the Earthquake Research Institute*. 54, 399-439, 1979
- [3.1.1 - 12] Utsu, K. Relationships between magnitude scales. In: Lee, W.H.K., Kanamori, H., Jennings, P.C. and Kisslinger, P.C. (eds) *International Handbook of Earthquake & Engineering Seismology, Part A*, Academic Press, 733-746, 2002
- [3.1.1 - 13] RSK-Stellungnahme: KTA-Regel 2201.1: "Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze"; Fassung 6/90 – Empfehlungen für die Überarbeitung der Regel, 27.05.2004
- [3.1.1 - 14] Grünthal, G., Bosse, C., Stromeyer, D., Wahlström, R. (2006) *New Generation of Probabilistic Seismic Hazard Assessment of Germany*. 1st European Conference on Earthquake Engineering and Seismology, Geneva/Switzerland, 3-8 September 2006, Abstract Book, SC-FO Engineering Seismology, p. 462

Zu Abschnitt 3.1.2:

- [3.1.2 - 15] RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (15.11.1996)
- [3.1.2 - 16] KTA 3303, Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren

Zu Abschnitt 3.3:

- [3.3 - 17] GKN I, BI – FAW 030, Kühlwasserversorgung der nuklearen Zwischenkühler mit Brunnenwasser
- [3.3 - 18] KTA-Regel 2207 - Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, Fassung 2004-11, bestätigt 10.11.09
- [3.3 - 19] PSA- GKN I, Externe Ereignisse, 2007
- [3.3 - 20] Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierten Schwingungen, sowie durch Sicherheitsabstände, BAnz Nr. 179, 1976
- [3.3 - 21] KKP 1, Notfallhandbuch Kap 5, Maßnahme 2
- [3.3 - 22] KKP 1, Notfallhandbuch Kap 7-1.1, Maßnahmen 1 und 3
- [3.3 - 23] Ermittlung des Bemessungshochwasserstandes für den Kraftwerksstandort Philippsburg, Prof. Dr.-Ing E. Plate, Karlsruhe, 1984
- [3.3 - 24] Überprüfung des Bemessungshochwassers am Standort des Kraftwerks Philippsburg, Universität Karlsruhe (TH), Institut für Wasserwirtschaft und Kulturtechnik IWK, Karlsruhe, 2004
- [3.3 - 25] KKP 1, Sicherheitsüberprüfung (SÜ) nach § 19 AtG, Sicherheitsstatusanalyse, 2005

Zu Abschnitt 3.4:

- [3.4 - 26] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim: Sicherheitsüberprüfung nach AtG. SÜ GKN I. 1995-2006. Kapitel 1: Anlagenbericht. ZS/2007-12-19
- [3.4 - 27] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim: Sicherheitsüberprüfung nach AtG. SÜ GKN II. 1998-2008. Kapitel 1: Anlagenbericht. ZS/2009-12-21
- [3.4 - 28] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Philippsburg: Sicherheitsüberprüfung (SÜ). Nach §19 AtG. Anlagenkurzbeschreibung KKP 1. August 2005.

- [3.4 - 29] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Philippsburg:
Sicherheitsüberprüfung (SÜ). Nach §19 AtG.
Anlagenkurzbeschreibung KKP 2. Oktober 2008.
- [3.4 - 30] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim: Bericht zur
RSK-SÜ. Block I. 003/2011/04
- [3.4 - 31] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim: Bericht zur
RSK-SÜ. Block II. 004/2011/04
- [3.4 - 32] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Philippsburg: Bericht zur RSK-
SÜ. Block 1. 001/2011/04
- [3.4 - 33] EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Philippsburg: Bericht zur RSK-
SÜ. Block 2. 002/2011/04

Zu Abschnitt 3.5:

- [3.5 - 34] Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen
durch Betreiber von Kernkraftwerken“ der SSK und RSK vom 06.
Dezember 2010

Anhang

- 1 Das Tohoku-Pazifik-Erdbeben 2011 und der Vergleich mit großen historischen Beben und Tsunamis, G. Grünthal, Präsentation zum Treffen der Expertenkommission Baden-Württemberg, 20. April 2011, Stuttgart

Das Tōhoku-Pazifik-Erdbeben 2011 und der Vergleich mit großen historischen Beben und Tsunamis

G. Grünthal

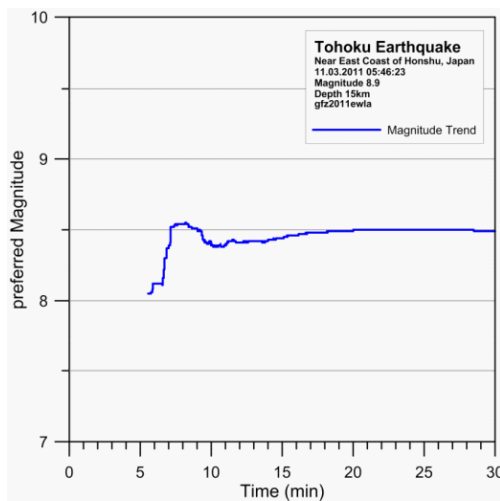
Deutsches GeoForschungsZentrum GFZ, Potsdam
Sektion "Erdbebengefährdung und Spannungsfeld"

Treffen der Expertenkommission Baden-Württemberg
Stuttgart, 20. April 2011



Ortung und Momenttensor-Bestimmung

available via worldwide GFZ GEOFON Earthquake Monitor Network
<http://geofon.gfz-potsdam.de/eqinfo/list.php>



Temporal evolution of magnitude estimate of automatic GEOFON alert as function of time after origin.

Further times:

61 min: first manual analysis: $M = 8.6$
91 min: Moment tensor solution (manual)
 $M_w = 8.9$

For comparison:

NEIC 20 min $M=7.9$ First alert
39 min $M=8.8$ Update Magnitude
PTWC 57 min $M=8.8$

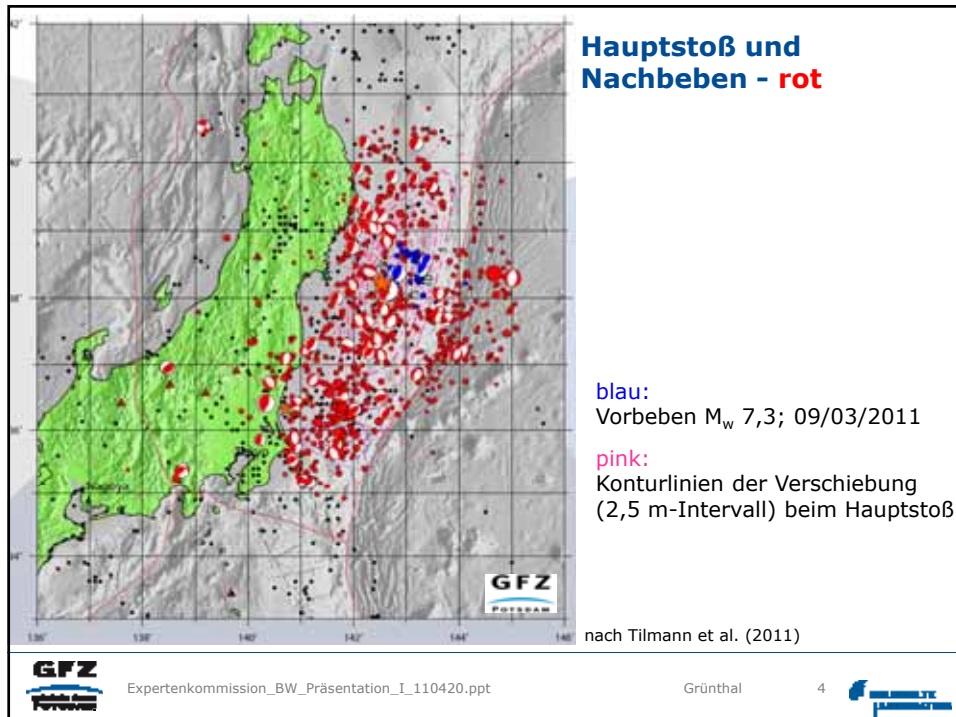
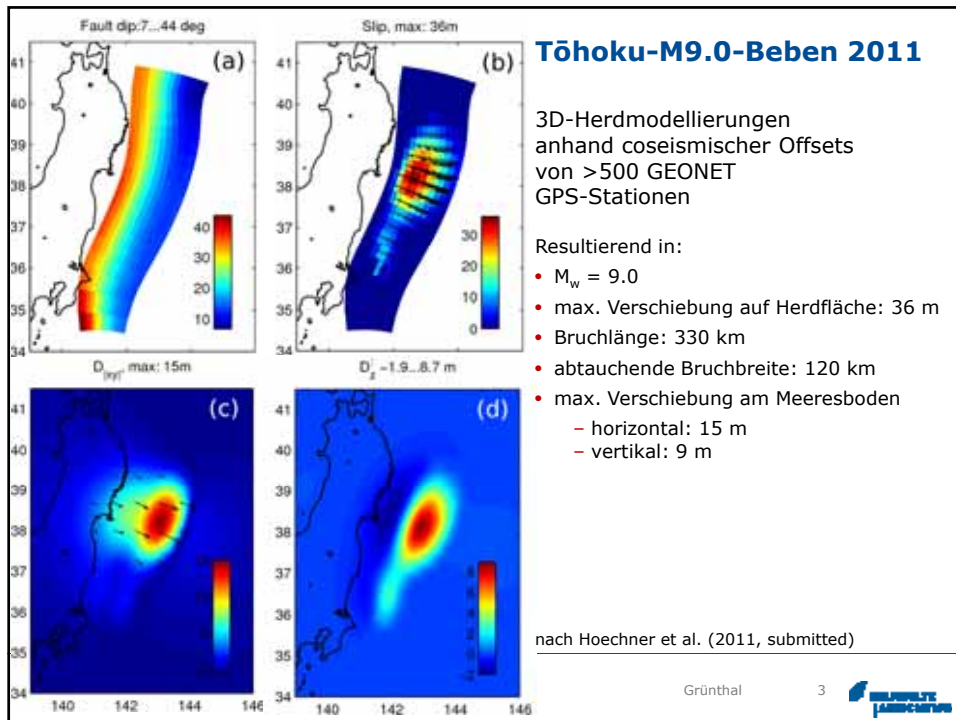
Up to April 2nd:

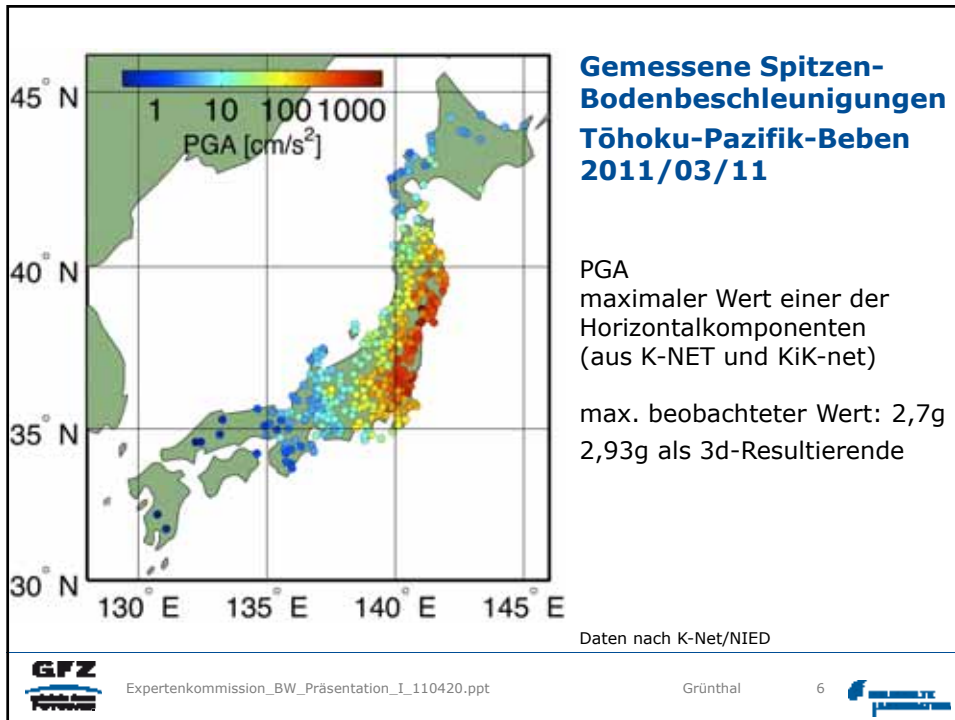
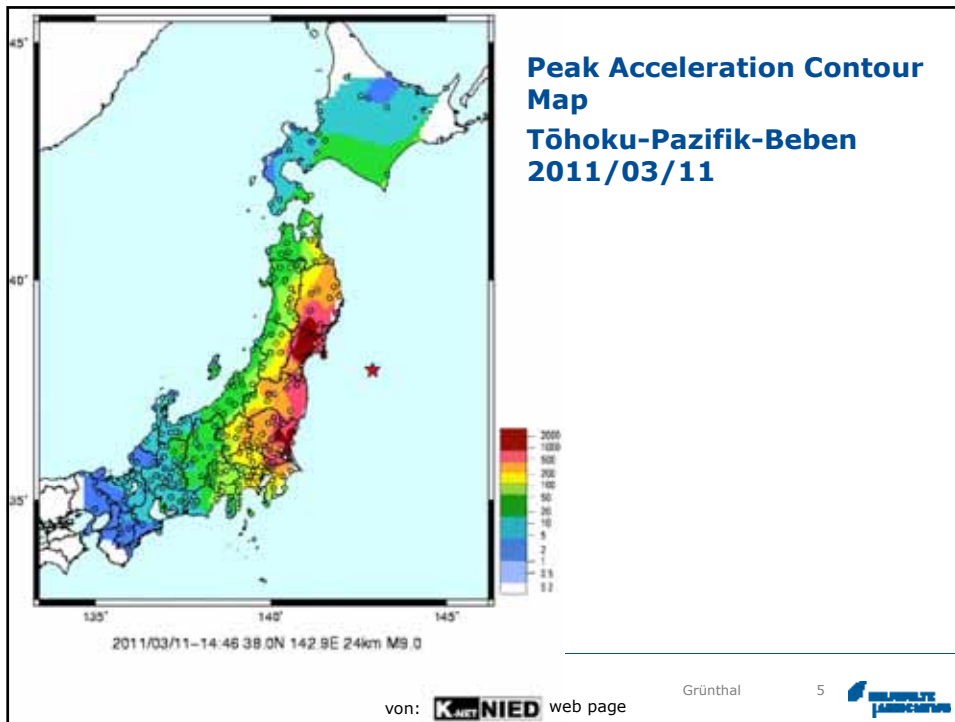
721 aftershocks located
66 moment tensors determined

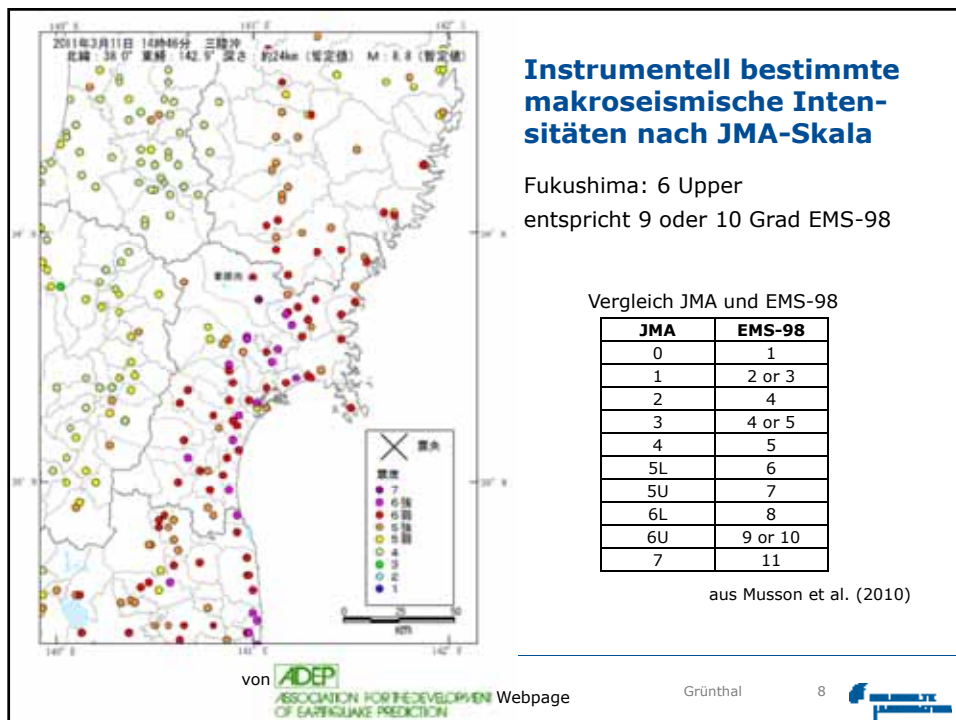
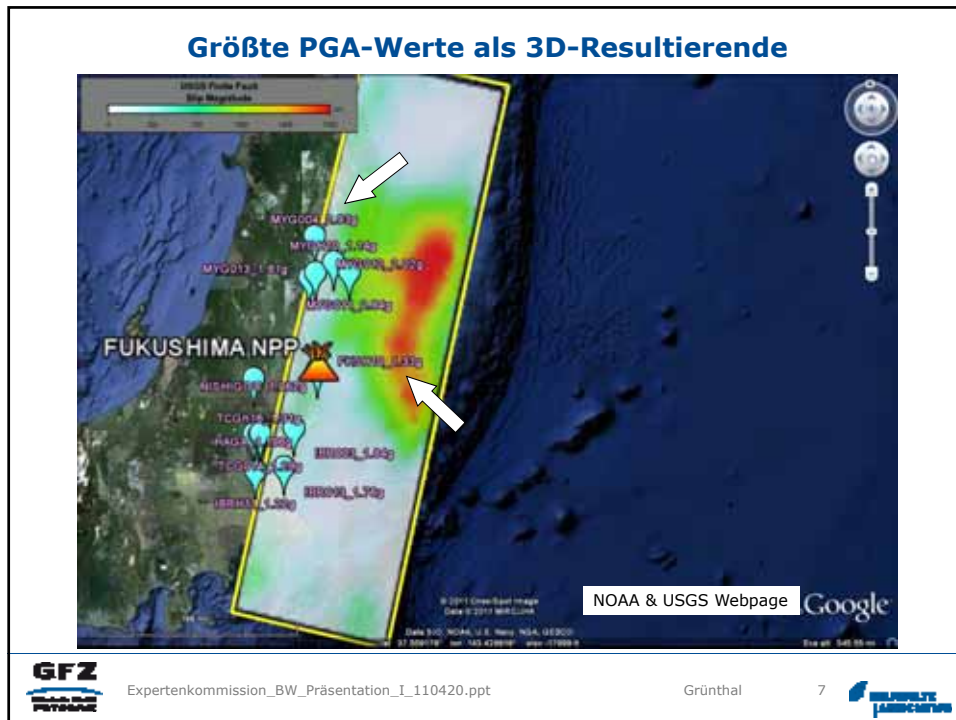
NEIC – US National Earthquake Information Centre
PTWC – Pacific Tsunami Warning Centre

Abbildung und Daten nach Tillmann et al. (2011)









Vom Tsunami betroffene Gebiete



Beispielgebiet Minami Soma, ca. 20 km nördlich von Fukushima Daiichi

Überschwemmung bis ca. 3 km landeinwärts

■ überschwemmte Gebiete



Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt

Quelle: <http://www.zki.dlr.de/de/map/1942>

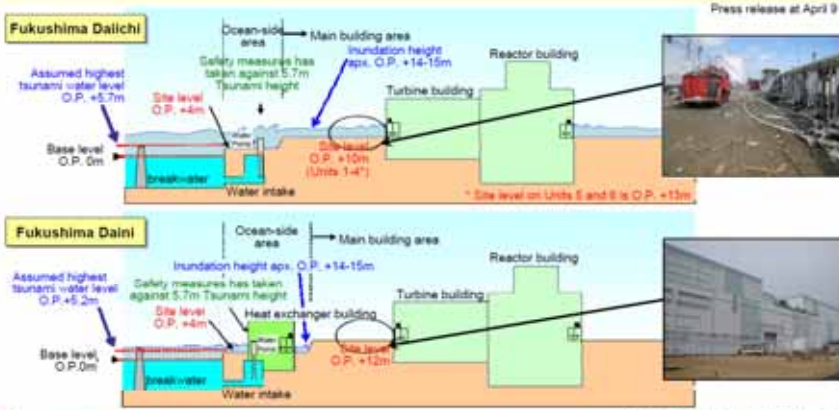
Grünthal

9



Tsunami Wasserstand in Fukushima

- Based on the evaluation method by the Japan Society Civil Engineers revised on 2002, we conducted an assessment regarding Tsunami of O.P. 5.1~5.7m, and based on this evaluation, we have taken safety measures.
- At Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, inundation with inundation height of approximately O.P. +14 to 15 meters and inundation depth approximately 4 to 5 meters occurred in most of the area.
- At Fukushima Daini Nuclear Power Station, inundation with inundation height of approximately O.P. + 6.5 to 7 meters occurred in the ocean-side areas, however, only surrounding areas of Unit 1 and 2 buildings and the south side of Unit 3 building was inundated within the main building area.
- Accordingly, we have confirmed that the impact of tsunami was relatively larger in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station than Fukushima Daini Nuclear Power Station.



All Rights Reserved ©2011 The Tokyo Electric Power Company, Inc.

26



Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt

Quelle: TEPCO (<http://www.tepco.co.jp/en>)

Grünthal

10



Japan Nuclear Energy Safety Organization

New Design Basis Ground Motions

Plant sites	Contributing earthquakes	New DBGM Ss *	Old DBGM S2
Tomari	Defuse seismicity	550 Gal	370 Gal
Onagawa	Soutei Miyagiken-oki (M8.2)	580	375
Higashidoori	Defuse seismicity	450	375
Fukushima	Earthquake near the site (M7.1)	600	370
Tokai	Defuse seismicity	600	380
Hamaoka	Assumed Tokai (M8.0), etc.	800	600
Shika	Sasanami-oki Fault (M7.6)	600	490
Tsuruga	Urazoko-Uchikemi Fault (M6.9), etc. →Mera-Kareizaki-Kaburagi	650→800**	532
Mihama	C, Fo-A Fault (M6.9)→B-Fault(M7.7)	600→750**	405
Ooi	C, Fo-A Fault (M6.9)→Fo-A+Fo-B (M7.4)	600→700**	405
Takahama	Fo-A Fault (M6.9)	550	370
Shimane	Shinji Fault (M7.1)	600	456
Ikata	Median Tectonic Line (M7.6)	570	473
Genkai	Defuse seismicity	500	370
Sendai	Defuse seismicity	540	372
Kashiwazaki-Kariwa	F-B Fault (M7.0), expanded NCO Nagaoka-plain-west Fault (M8.1)	2300 (#1 side) 1209 (#5 side)	450

nach Niigata-Chüetsu-Küstenerdbeben 2007:

Note: * Black : Ss by interim report (March 2008).
 ** Red : still under examination (29 June 2009)

aus Yoshi Fukushima (2010) – Vortrag: International Technical Meeting on „Seismic Safety of NPPs“, Tivoli (Roma), 25-26/03/2010

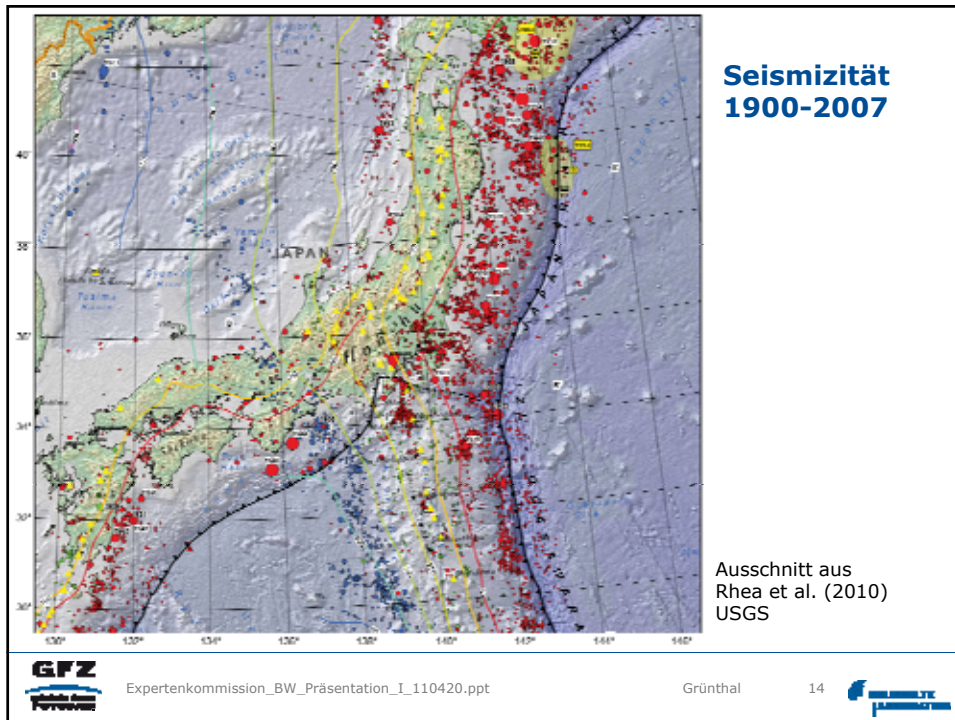
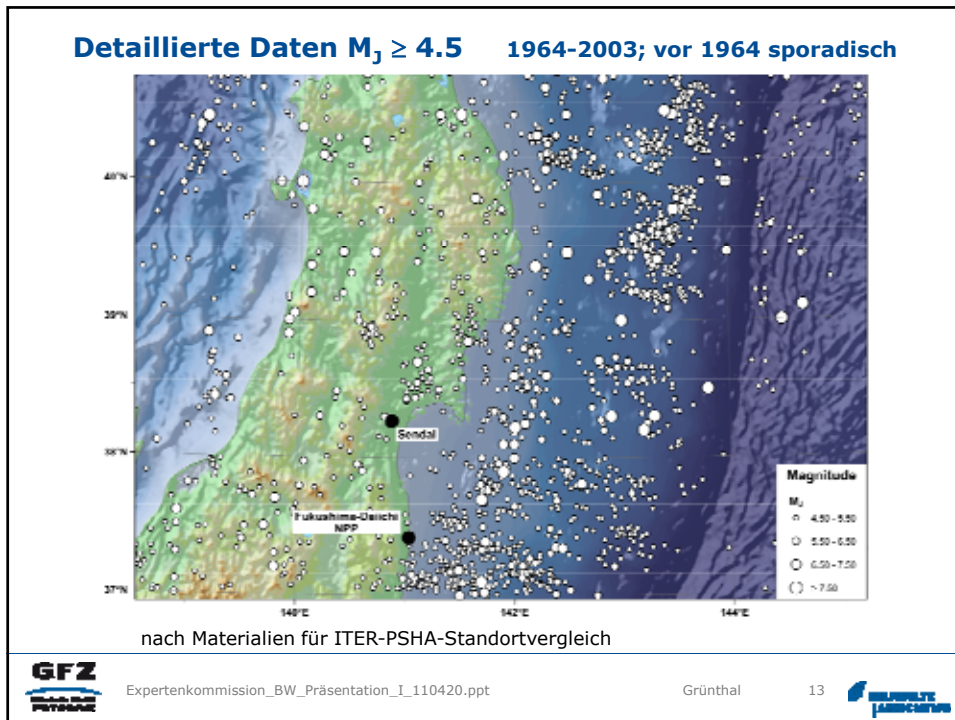
Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt
Grünthal
11

Gemessene Beschleunigungen in Fukushima (vorläufig)

Observation Point (The lowest basement of reactor building)		Observed data (interim)			Maximum Response Acceleration against Basic Earthquake Ground Motion (gal)		
		Maximum Response Acceleration (gal)			Horizontal (N-S)	Horizontal (E-W)	Vertical
		Horizontal (N-S)	Horizontal (E-W)	Vertical			
Fukushima Daiichi	Unit 1	460'	447'	258'	487	489	412
	Unit 2	348'	550'	302'	441	438	420
	Unit 3	322'	507'	231'	449	441	429
	Unit 4	281'	319'	200'	447	445	422
	Unit 5	311'	548'	256'	452	452	427
	Unit 6	298'	444'	244	445	448	415
Fukushima Daini	Unit 1	254	230'	305	434	434	512
	Unit 2	243	196'	232'	428	429	504
	Unit 3	277'	216'	208'	428	430	504
	Unit 4	210'	205'	288'	415	415	504

*vorläufige Analyse, Daten können sich ändern Quelle: nach TEPCO (<http://www.tepco.co.jp/en>)

Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt
Grünthal
12



War das Tōhoku-Beben 2011 das größte historische Beben Japans?

Hat das Tōhoku-Beben 2011 den historisch größten Tsunami erzeugt?

Tsunami-Wellenhöhen beim Tōhoku-Beben 2011

maximal $\approx 24 \text{ m}^*)$
 Fukushima Daiichi $\approx 14 \text{ m}^{**})$

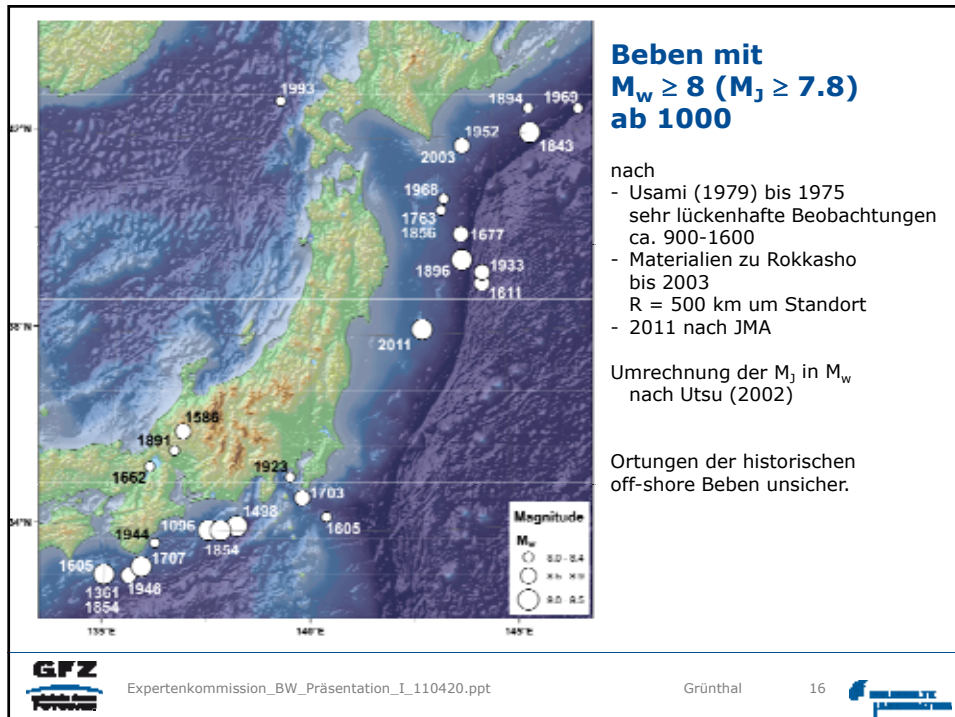
*) nach Web-Seite Port and Air Research Institute, Japan **) nach TEPCO (<http://www.tepco.co.jp/en>)



Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt

Grünthal

15

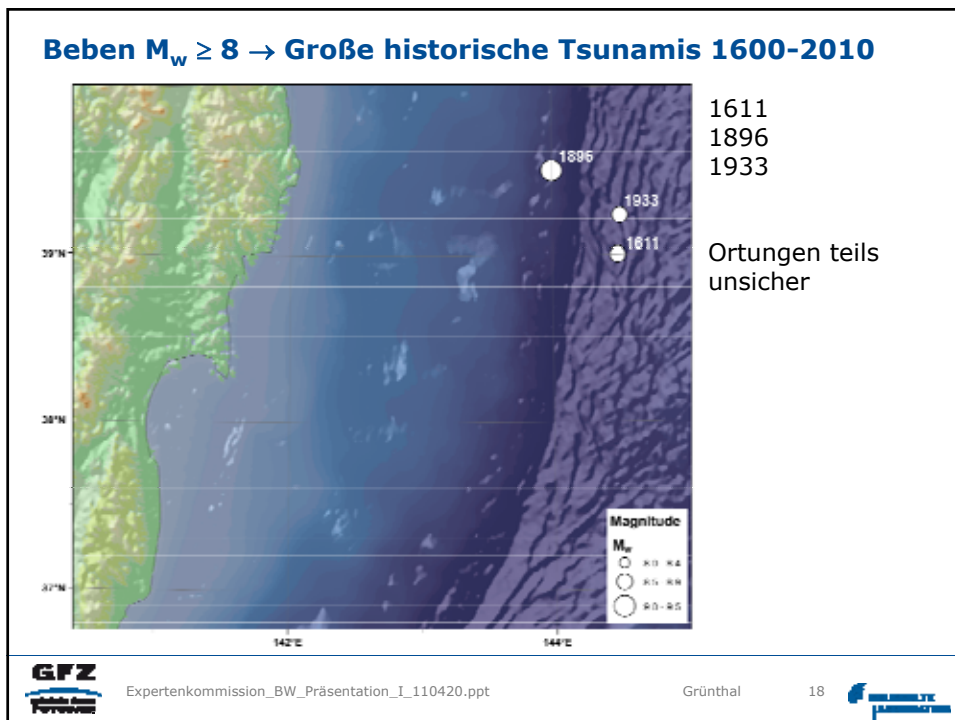
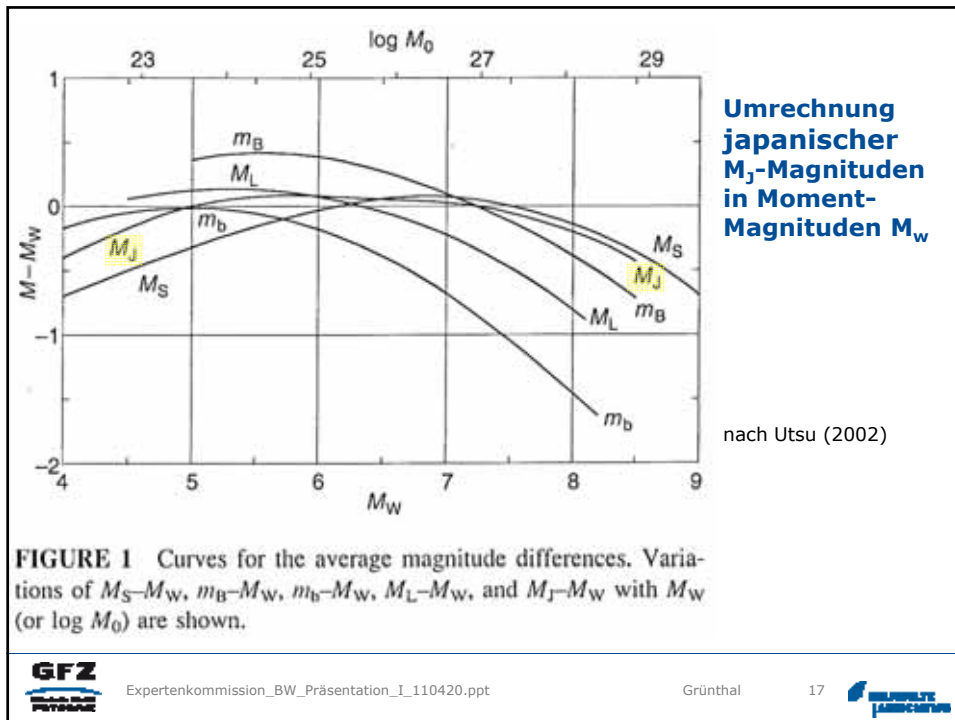


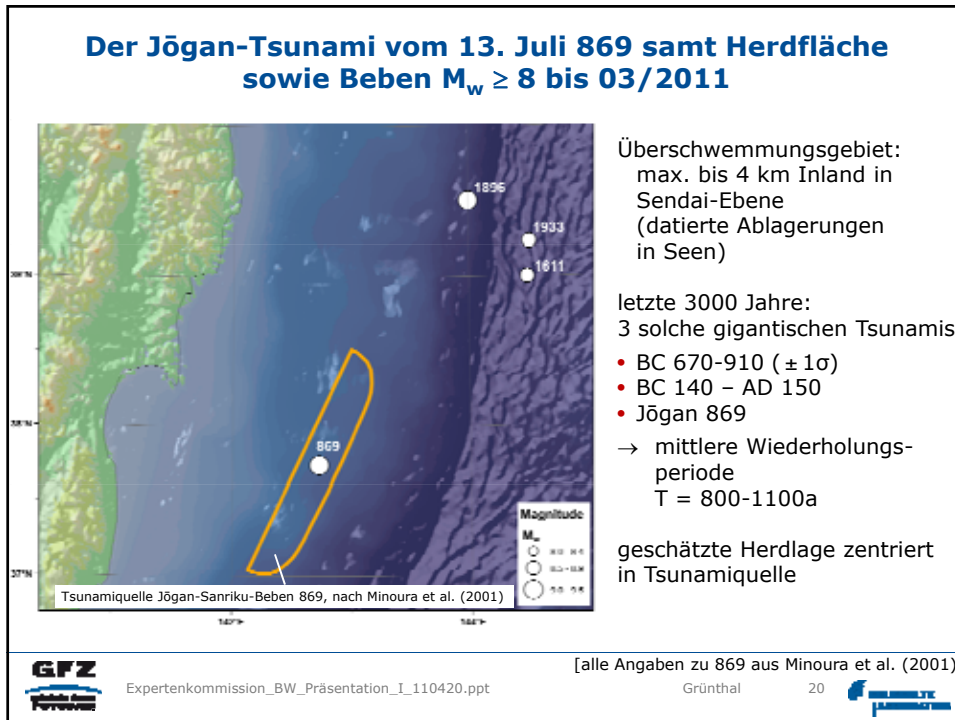
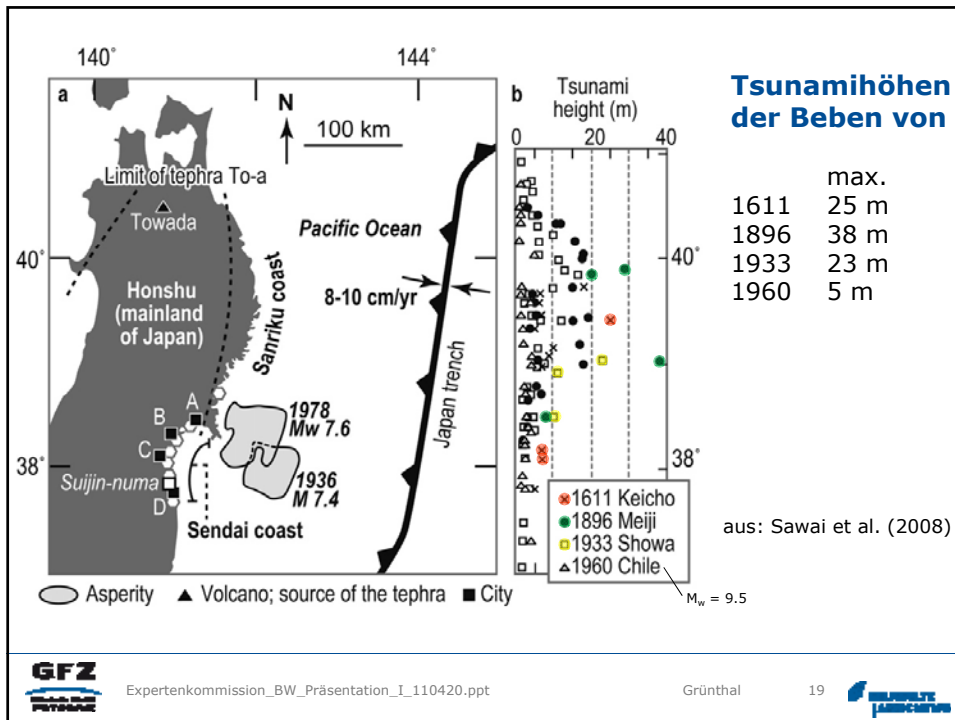
Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt

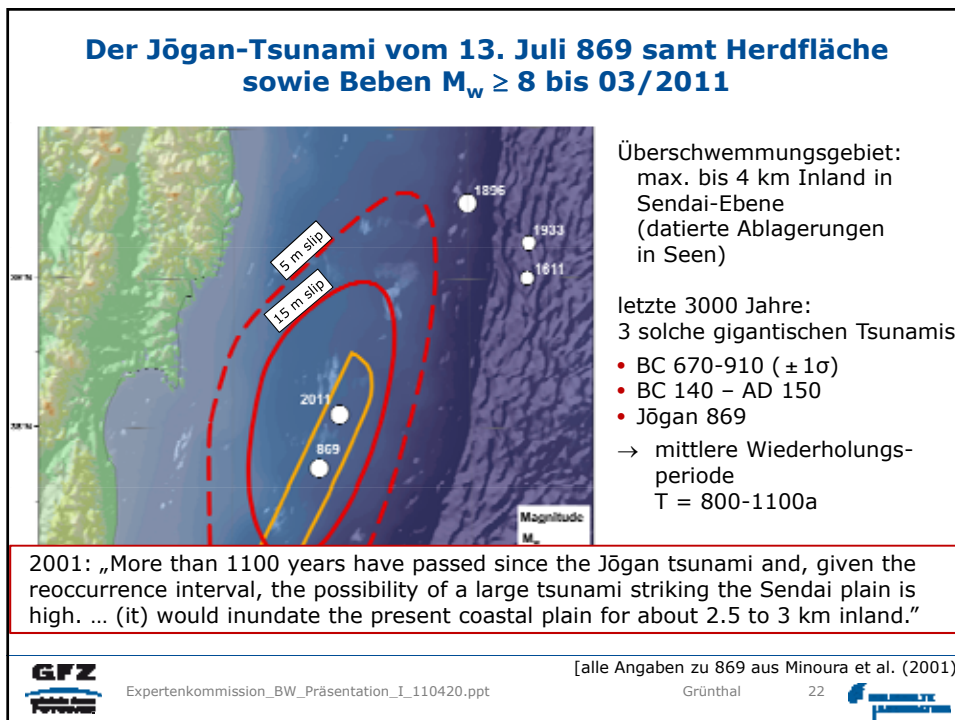
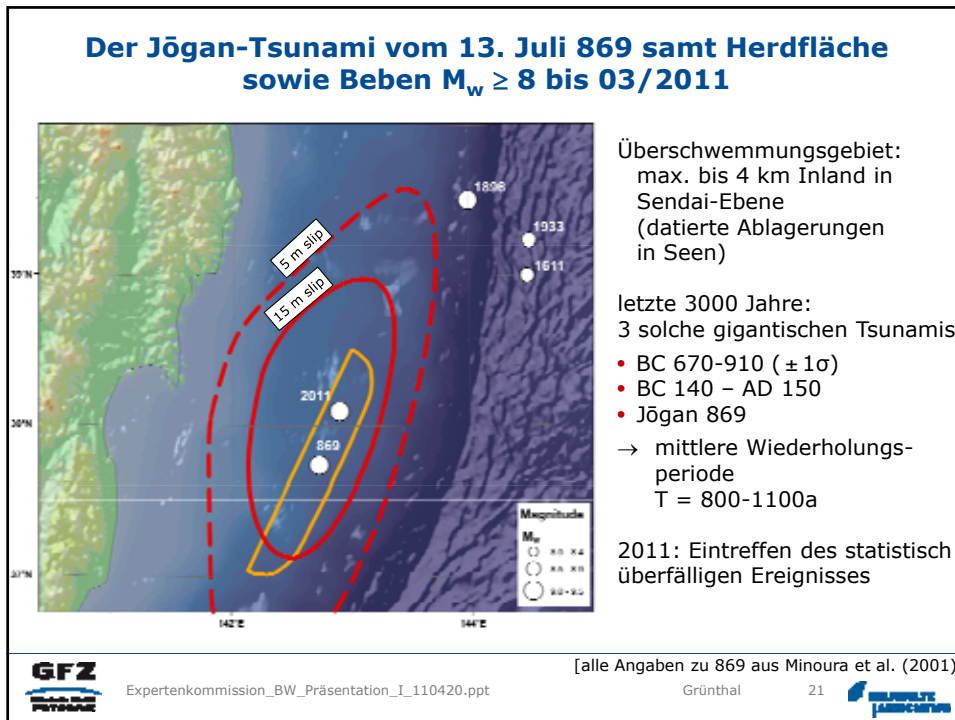
Grünthal

16









The Washington Post

March 23, 2011

Warnungen vor Wiederholung des Jōgan-Tsunami

durch Y. Okamura (Direktor des Staatl. Active Fault and Earthquake Research Centre)

- z.B. Juni 2009: Meeting der Nuclear and Industrial Safety Agency
- Okamura durch TEPCO zurückgewiesen



Expertenkommission_BW_Präsentation_I_110420.ppt

Grünthal

23

