

**Sicherheits- und Risiko-  
fragen im Nachgang  
zu den nuklearen Stör-  
und Unfällen in Japan**



## **Sicherheits- und Risiko- fragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan**

Zusammenfassender  
Abschlussbericht

Zusammengestellt von:  
Oliver Mildenberger

März 2015

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben UM11R01560 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

## **Deskriptoren**

Daiichi, Erdbeben, Fukushima, Kernkraftwerk, Kernschmelze, Nuklearunfall, Reaktor, Tsunami

## **Kurzfassung**

Im Nachgang zu den Reaktorunfällen in Japan führte die GRS Untersuchungen zum Unfallablauf durch. Dabei wurden zum einen die Ereignisse in den betroffenen Kraftwerksblöcken unter verschiedenen Gesichtspunkten analysiert, und zum anderen die Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf deutsche Anlagen geprüft, um ggf. Empfehlungen zu sicherheitstechnischen Verbesserungen auszusprechen.

Die Unfallabläufe im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi wurden anhand aller verfügbaren Informationen möglichst detailliert nachvollzogen. Durch thermohydraulische Analysen mit Hilfe des GRS-Codesystems ATHLET-CD/COCOSYS, die sich auf die Vorgänge in den Blöcken 2 und 3 konzentrierten, konnten jeweils zusätzliche Einblicke z. B. hinsichtlich der Kernzerstörung und der Zustände im Sicherheitsbehälter während der ersten Tage des Unfallablaufs gewonnen werden. Vertiefte Untersuchungen wurden aber auch zu Themenfeldern wie naturbedingte Einwirkungen von außen, elektrische Energieversorgung oder organisatorische Maßnahmen durchgeführt. Darüber hinaus erfolgten weiterführende methodische Untersuchungen zu weiteren, mit den Unfällen im Zusammenhang stehenden Themen.

Durch eine detaillierte Analyse der entsprechenden Daten aus den Ereignissen in Japan wurde die Basis für die vertiefte Prüfung der Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen gelegt. Es konnte festgestellt werden, dass eine Umsetzung der meisten aus dem Vorhaben gewonnenen Erkenntnisse bereits im Rahmen der GRS-Weiterleitungsnachricht 2012/02 angestoßen wurde. Weitere Erkenntnisse wurden dem BMUB kommuniziert und in die relevanten kerntechnischen Gremien, z. B. Kerntechnischer Ausschuss (KTA) oder Reaktorsicherheitskommission (RSK), eingebracht.



## **Abstract**

After the nuclear accidents in Japan, GRS has carried out in-depth investigations of the events. On the one hand, the accident sequences in the affected units have been analysed from various viewpoints. On the other hand, the transferability of the findings to German plants has been examined to possibly make recommendations for safety improvements.

The accident sequences at Fukushima Daiichi have been traced with as much detail as possible based on all available information. Additional insights have been drawn from thermohydraulic analyses with the GRS code system ATHLET-CD/COCOSYS focusing on the events in units 2 and 3, e.g. with regard to core damage and the state of the containments in the first days of the accident sequence. In-depth investigations have also been carried out on topics such as natural external hazards, electrical power supply or organizational measures. In addition, methodological studies on further topics related with the accidents have been performed.

Through a detailed analysis of the relevant data from the events in Japan, the basis for an in-depth examination of the transferability to German plants was created. It was found that an implementation of most of the insights gained from the investigations had already been initiated as part of the GRS information notice 2012/02. Further findings have been communicated to the federal government and introduced into other relevant bodies, e.g. the Nuclear Safety Standards Committee (KTA) or the Reactor Safety Commission (RSK).



## Inhaltverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Unfallabläufe und Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen .....</b>	<b>3</b>
2.1	Fukushima Daiichi .....	3
2.2	Fukushima Daini .....	58
<b>3</b>	<b>Erkenntnisse aus Untersuchungen der GRS zu den Unfällen .....</b>	<b>61</b>
3.1	Thermohydraulische Untersuchungen .....	61
3.2	Naturbedingte Einwirkungen von außen .....	64
3.3	Elektrische Energieversorgung .....	67
3.4	Organisatorische Maßnahmen .....	71
3.5	Untersuchungen zu kontaminierten Wässern im Zusammenhang mit dem Unfallablauf in Fukushima .....	73
3.6	Mögliche Ursachen, Konsequenzen und Identifikationsmöglichkeiten einer Rekritikalität nach schweren Kernschmelz-Unfällen .....	80
<b>4</b>	<b>Ergebnisse aus weiterführenden methodischen Untersuchungen der GRS .....</b>	<b>83</b>
4.1	Methodische Aspekte zu Sicherheitsüberprüfungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen .....	83
4.2	Methodenentwicklung zur Erkennung und Bewertung potentieller „Cliff-Edge“-Effekte stochastischer Einflussgrößen auf einen Unfallablauf .....	92
4.3	Grundlagen zur Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen .....	96
4.4	Weiterentwicklung der Fehlerzustandsart- und Auswirkungsanalyse(FMEA)-Methodik für Überflutungsszenarien .....	102
4.5	Übergreifende Einwirkungen als Folgeereignisse von Einwirkungen von außen .....	106
4.6	Anlageninterner Notfallschutz .....	109
<b>5</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>113</b>
	<b>Literatur .....</b>	<b>122</b>

<b>Abkürzungsverzeichnis.....</b>	<b>129</b>
<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>131</b>
<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>131</b>

# 1 Einleitung

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde zur detaillierten Aufarbeitung der Erdbeben- und Tsunamiereignisse in Japan im März 2011 durchgeführt, in deren Folge es zu Reaktorunfällen mit erheblicher radioaktiver Freisetzung kam.

Ziel des Vorhabens war es, die Unfallabläufe in den betroffenen Kraftwerksblöcken möglichst genau nachzuvollziehen, Untersuchungen zur Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen durchzuführen, um schließlich ggf. Empfehlungen zu sicherheitstechnischen Verbesserung abzuleiten.

Das Arbeitsprogramm war auf zwei Hauptarbeitspakete verteilt. Im ersten Arbeitspaket werden die Unfallabläufe und deren Folgen in den japanischen Anlagen untersucht, mit detaillierteren Analysen zu den naturbedingten Einwirkungen, der elektrischen Energieversorgung, den organisatorischen Maßnahmen und den kontaminierten Wässern. Begleitend hierzu erfolgten thermodynamische Berechnungen zum Unfallablauf. Darüber hinaus fanden Methodenentwicklungen zur Durchführung von „Stresstests“, zur Identifizierung von „Cliff-Edge-Effekten“, zur Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Notfällen sowie zur Analyse von Ausfällen elektrischer Einrichtungen durch Überflutungen statt. Zusätzlich erfolgte die Teilnahme an internationalen Tagungen, Konferenzen oder Arbeitsgruppen, die sich mit der Aus- und Bewertung der Erkenntnisse und aufgetretenen Phänomene des Unfallablaufs beschäftigen.

Der Schwerpunkt des zweiten Arbeitspakets lag auf den Untersuchungen zur Übertragbarkeit der Ereignisse und Bedingungen auf deutsche Anlagen, einschließlich der Ableitung von Empfehlungen zu sicherheitstechnischen Verbesserungen. Übertragbarkeitsuntersuchungen wurden für die thermodynamischen Berechnungen, naturbedingten Einwirkungen, elektrische Energieversorgung und organisatorischen Maßnahmen aufbauend auf den Ergebnissen des ersten Arbeitspaketes durchgeführt. Weiterhin wurden auch der anlageninterne Notfallschutz und übergreifende Einwirkungen von innen als Folge äußerer Einwirkungen betrachtet.

Die Ergebnisse aus beiden Arbeitspaketen wurden jeweils themenspezifisch in technischen Berichten dokumentiert und werden in dem vorliegenden Bericht zusammenfassend dargestellt. Dabei wird im Folgenden zunächst auf die Unfallabläufe und die Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen eingegangen (Kap. 2). Anschließend

werden die verschiedenen Erkenntnisse aus Untersuchungen der GRS zu den Unfällen zusammengefasst (Kap. 3). Schließlich wird über die Ergebnisse aus weiterführenden methodischen Untersuchungen der GRS berichtet (Kap. 4).

## **2 Unfallabläufe und Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen**

In diesem Kapitel werden insbesondere die Unfallabläufe und nachfolgenden Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen in der am stärksten betroffenen Anlage Fukushima Daiichi betrachtet (Abschnitt 2.1). Zusätzlich wird auf die Ereignisse in der benachbarten Anlage Fukushima Daini eingegangen (Abschnitt 2.2).

### **2.1 Fukushima Daiichi**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /WEI 15/ dokumentiert.

#### **2.1.1 Standort**

Fukushima ist eine der Präfekturen Japans. Sie liegt in der Region Tōhoku auf der größten japanischen Insel Honshū. Sitz der Präfekturverwaltung ist die gleichnamige Stadt Fukushima. Etwa 60 km östlich von der Präfekturhauptstadt entfernt liegt am Pazifik das Kernkraftwerk Fukushima Daiichi (Fukushima 1), das aus insgesamt sechs Blöcken besteht. Rund zwölf Kilometer südlich liegt die Schwesteranlage Fukushima Daini mit vier weiteren Blöcken (Fukushima 2, siehe Abschnitt 2.2).

Ende der 60er Jahre wurde mit dem Bau der Anlage Daiichi begonnen. Es ist das älteste Kernkraftwerk des damaligen Elektrizitätsversorgungsunternehmens Tokyo Denryoku (heute Tokyo Electric Power Company – TEPCO), das auch die Anlage Daini betreibt.

Das gesamte Anlagengelände hat eine Fläche von ca. 3,5 Quadratkilometern und umfasst neben den sechs Blöcken weitere Einrichtungen und Gebäude. Zu den Blöcken eins bis vier gehören zum Meer hin vorgelagerte Maschinenhäuser, in denen sich die Dampfturbinen, die Stromgeneratoren sowie ein Teil der Notstromdieselgeneratoren befinden. Die Blöcke eins und zwei sowie drei und vier teilen sich jeweils einen Abluftkamin. Die Blöcke fünf und sechs liegen einige hundert Meter entfernt in nördlicher Richtung. Zu den übrigen Gebäuden gehören u. a. ein Verwaltungsgebäude, Stromverteilungseinrichtungen und ein Abfallbehandlungsgebäude. Seit 1997 befindet sich in unmittelbarer Nachbarschaft der Blöcke 3 und 4 auch ein separat errichtetes Gebäude

mit einem großen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. In diesem Gebäude befinden sich außerdem zwei Notstromdieselgenerator der Blöcke 2 und 4. Darüber hinaus ist eine Einrichtung zur Trockenlagerung von Behältern mit abgebrannten Brennelementen vorhanden.

Alle sechs Blöcke des Standorts Daiichi basieren auf den Siedewasserreaktor-Baureihen BWR 3 bis BWR 5 des US-Unternehmens General Electric. Die Blöcke 1 bis 5 besitzen einen Sicherheitsbehälter (Primary Containment Vessel, nachfolgend: Containment) vom Typ Mark I, der Block 6 wurde mit einem weiterentwickelten Sicherheitsbehälter vom Typ Mark II gebaut (siehe auch Tab. 2.1).

Zum Zeitpunkt des Unfalls waren in den sechs Abklingbecken der jeweiligen Blöcke, in dem separaten Lagerbecken-Gebäude und dem Behälter-Trockenlager rund 11.300 abgebrannte Brennelemente gelagert. Das entspricht etwa 2.000 Tonnen Kernbrennstoff. Dazu kommen noch ca. 2.800 Brennelemente in den Reaktorkernen, was etwa 480 Tonnen Kernbrennstoff entspricht.

Daiichi Block 1 sollte ursprünglich Ende März 2011 stillgelegt werden. Die japanische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde hatte allerdings im Februar 2011 eine Verlängerung der Laufzeit um zehn Jahre genehmigt.

**Tab. 2.1** Daten zum Kraftwerksstandort Fukushima Daiichi

Block	Jahr der Inbetriebnahme	Leistung in MWe	Typ	Containment	Hersteller
1	1971	460	BWR 3	Mark I	GE
2	1974	784	BWR 4	Mark I	GE/Toshiba
3	1976	784	BWR 4	Mark I	Toshiba
4	1978	784	BWR 4	Mark I	Hitachi
5	1978	784	BWR 4	Mark I	Toshiba
6	1979	1.100	BWR 5	Mark II	GE/Toshiba

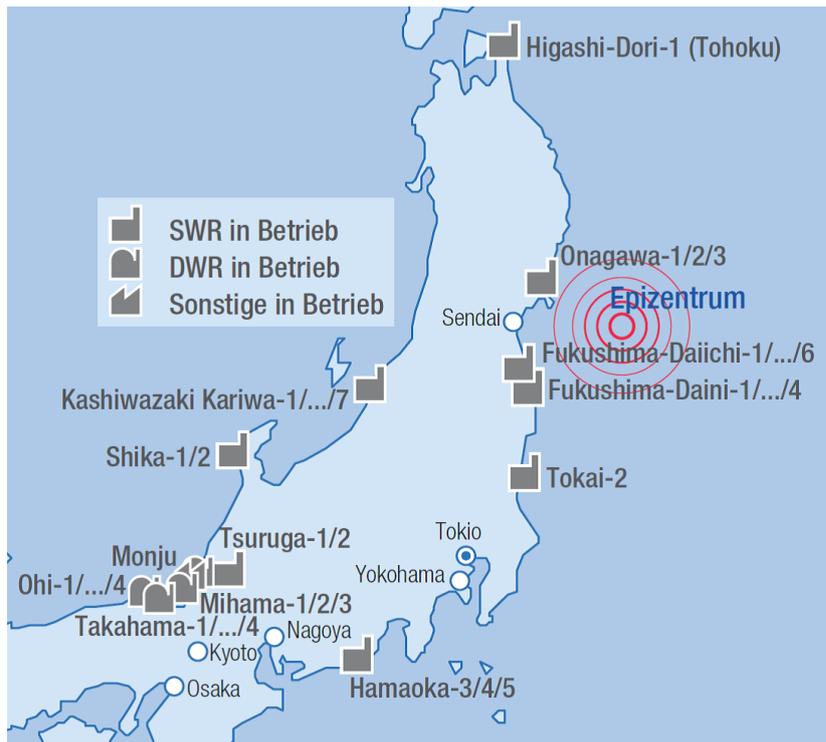
## **2.1.2 Erdbeben und Tsunami**

Am 11. März 2011 ereignete sich um 14:46 Ortszeit (6:46 MEZ) vor der Ostküste der japanischen Hauptinsel Honshū das schwerste Erdbeben seit Beginn entsprechender Aufzeichnungen in Japan. Durch dieses Erdbeben wurde ein Tsunami ausgelöst, der neben den unmittelbaren Erdbebeneinwirkungen in den betroffenen Regionen im Osten Honshūs erheblich zu der hohen Zahl an Opfern und den enormen Schäden beitrug. Bis September 2013 verzeichnet die offizielle Statistik über 18.000 Todesopfer, mehr als 2.600 Menschen gelten nach wie vor als vermisst. Schätzungen zufolge wurden rund eine Million Gebäude zerstört oder beschädigt.

### **2.1.2.1 Erdbeben**

Das Erdbeben vom 11. März 2011 (auch als Tōhoku-Beben bezeichnet) wird auf ein Phänomen zurückgeführt, das als Subduktion bezeichnet wird. Dabei schiebt sich eine Platte der Erdkruste – in diesem Fall die Pazifische Platte – unter eine oder mehrere andere Platten (hier die Eurasische und die Philippinische Nordamerikanische Platte), was zur Entstehung von Spannungen in den beteiligten Platten führt. Diese Spannungen werden in unregelmäßigen Abständen in Erdbeben unterschiedlicher Stärke oder in sogenannten aseismischen Gleitvorgängen abgebaut.

Das durch einen solchen Entlastungsprozess ausgelöste Tōhoku-Beben hatte eine Stärke von  $M_W = 9,0$  (Momentmagnitudenskala) und dauerte rund 150 Sekunden. Es ereignete sich vor Küste der Präfektur Miyagi. Der Erdbebenherd – das sogenannte Hypozentrum – lag in etwa 25 km Tiefe, rund 130 km östlich der Stadt Sendai. Am Meeresboden traten ein Horizontalversatz von  $\leq 24$  m und ein Vertikalversatz von  $\leq 3$  m auf. Diesem Hauptbeben gingen am 9. März 2011 ein starkes Vorbeben mit einer Momentmagnitude von  $M_W = 7,2$  sowie mehrere schwächere Vorbeben voraus. Die Nachbebenaktivität war – zum Teil lediglich messtechnisch – noch über Monate hinweg zu verfolgen.



**Abb. 2.1** Lage des Epizentrums des Erdbebens vom 11. März 2011

### 2.1.2.2 Tsunami

Bei einem Tsunami handelt es sich um sogenannte Schwerewellen, die durch Erdbeben, Hangrutschungen, Vulkanausbrüche oder Meteoriteneinschläge ausgelöst werden und sich auf dem Meer mit rund 800 Kilometer pro Stunde in alle Richtungen ausbreiten. Beim Auftreffen auf eine Küste können durch die Bodenreibung und die damit verbundene Aufsteilung der Wellen Wasserhöhen von vielen Metern erreicht werden. Neben der reinen Überflutung spielen für die Schadenswirkung eines Tsunami auch die Kräfte eine entscheidende Rolle, die beim Auftreffen der Wellen auf ein Hindernis, wie etwa ein Gebäude, wirken.

Durch ein Erdbeben wird ein Tsunami typischerweise dann ausgelöst, wenn das Beben drei Kriterien erfüllt: (1) Die Erdbebenstärke beträgt mindestens  $M_w = 6,5$ , (2) beim Beben wird eine der beteiligten tektonischen Platten nicht nur horizontal sondern auch deutlich vertikal bewegt und (3) das Hypozentrum liegt verhältnismäßig dicht unter dem Meeresgrund. Diese drei Komponenten waren bei dem Tōhoku-Erdbeben gegeben (Erdbebenstärke:  $M_w = 9,0$ , Vertikalversatz: +3 m, Hypozentrum: 25 km Tiefe).

Der Tsunami erreichte den dem Hypozentrum nächsten Punkt der japanischen Küste (nahe Sanriku) nach etwa 10 Minuten. In östlicher Richtung erreichten die Wellen Hawaii nach etwa 8 Stunden, die US-amerikanische Pazifikküste nach gut 9 Stunden und Chile nach 22 Stunden /JICA 11/. An der Pazifikküste der japanischen Hauptinsel Honshū variierte die maximale Höhe der Tsunamiwellen zwischen etwa 0,6 m und mehr als 10 m. In Tokio wurden z. B. 1,3 m, in Onahama (Präfektur Fukushima) 3,3 m und in Soma (Präfektur Fukushima) mehr als 9 m ermittelt. Insgesamt wurde eine Fläche von 561 km<sup>2</sup> durch den Tsunami überflutet /JICA 11/. Die Hauptwelle, die den Standort des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi traf, setzte sich aus zwei Anteilen zusammen, von denen der erste (Wellenhöhe ca. 3 m) die Anlage um 15:27 Uhr Ortszeit und der zweite (Wellenhöhe vermutlich bis zu 13 m) zwischen 15:35 Uhr und 15:36 Uhr erreichte /TEP 13/.

### **2.1.2.3 Auslegung gegen Tsunamis am Standort Fukushima Daiichi**

Die ursprüngliche Tsunami-Auslegung der Anlage Fukushima Daiichi betrug 3,1 m – 3,7 m und bezog sich auf die höchsten Wellen, die nach dem Erdbeben in Chile im Jahr 1960 etwa 40 km südlich der Anlage Fukushima Daiichi gemessen worden waren. Im Jahr 2002 ergab eine erneute Tsunami-Bewertung eine Auslegungsanforderung von 5,4 m – 5,7 m. Die Grundlage dafür bildeten historische Tsunamis, wobei nur wenige verlässliche Aufzeichnungen existieren. Im Jahr 2008 wurde von TEPCO erneut eine Tsunami-Bewertung durchgeführt. Dabei wurden mögliche Höhen von etwa 15 m ermittelt. In einem weiteren Modell auf der Grundlage eines Tsunami im Jahr 869 ergaben Höhen von etwa 9 m. Diese Tsunamihöhen wurden jedoch als Auslegungsgrundlage wieder verworfen, da sie als nicht belastbar angesehen wurden /ICA 11/, /NISA 11/.

### **2.1.3 Auslegung der Blöcke und Chronologie der Unfallabläufe**

Die nachfolgenden Abschnitte geben einen Überblick über den Unfallablauf in seinen wesentlichen Zügen. Diese Chronologie der Ereignisse wird für die einzelnen Blöcke separat dargestellt. Die Darstellung endet jeweils mit dem Zeitpunkt, zu dem für den jeweiligen Block eine Stromversorgung über das Stromnetz und eine stabile Einspeisung von Wasser in den Reaktor und das Brennelementlagerbecken wieder gegeben war. Sowohl für diesen Zeitraum als auch für die nachfolgenden Wochen und Monate

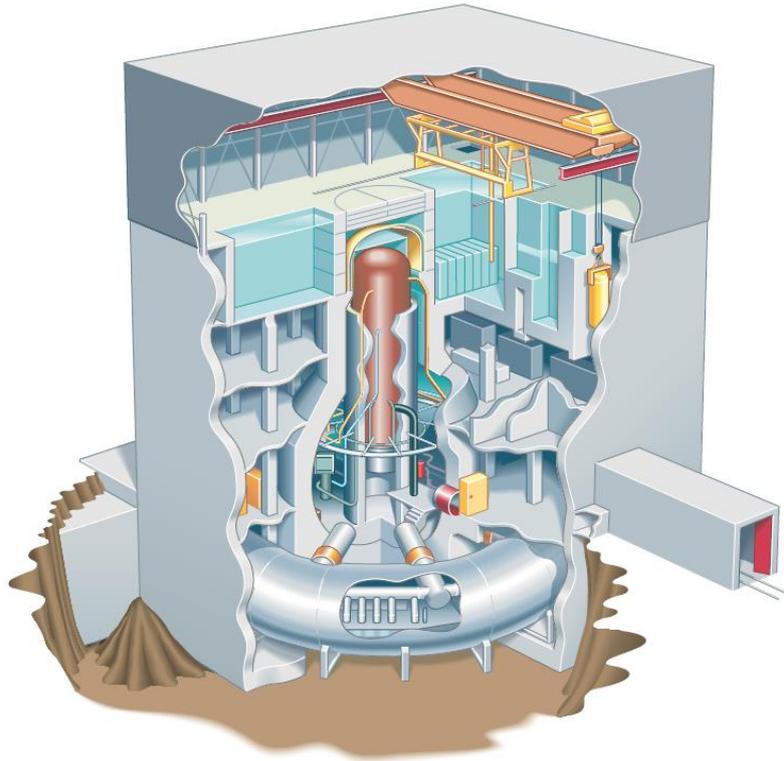
bleibt festzustellen, dass mit dem heutigen Kenntnisstand nicht alle Vorgänge hinreichend bekannt oder erklärbar sind.

Um den Ablauf und die Bedeutung der geschilderten Maßnahmen bzw. Ereignisse in dem Unfallhergang zu verstehen, ist die Kenntnis der grundlegenden technischen Auslegung der Blöcke – etwa der jeweils vorhandenen Systeme zur Nachkühlung – in ihren Grundzügen erforderlich. Da sich die Auslegung des Blocks 1 in einigen, für den Unfallablauf relevanten Aspekten, von der der Blöcke 2 bis 4 unterscheidet, werden wesentliche Merkmale der Auslegung jeweils vor der jeweiligen Chronologie dargestellt.

Der beschriebene Ereignisablauf beruht auf Informationen aus verschiedenen Berichten der japanischen Regierung und des Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations (ICANPS) /ICA 12/ sowie auf verschiedenen Veröffentlichungen bzw. Vorträgen von TEPCO (bis Dez. 2014). Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben. Weitere Details finden sich im zugehörigen Fachbericht /WEI 15/.

### **2.1.3.1 Auslegung des Blocks 1**

Der Aufbau eines Siedewasserreaktors vom Typ GE Mark I ist in Abb. 2.2 und Abb. 2.3 dargestellt. Das Reaktorgebäude besteht in seinem unteren Teil aus einer massiven Stahlbetonkonstruktion. Während die inneren baulichen Strukturen wie etwa der sogenannte biologische Schild vor allem der Strahlungsabschirmung dienen, soll die Außenwand die im Inneren die Gebäude liegenden Komponenten, insbesondere den Sicherheitsbehälter vor äußeren Einwirkungen schützen. Im oberen Teil des Reaktorgebäudes befindet sich unter anderem das Brennelementlagerbecken, in dem die abgebrannten Brennelemente für einen Zeitraum von etwa drei bis fünf Jahren unter Wasser gelagert werden. Das nach oben offene Becken befindet sich im obersten Geschoss des Reaktorgebäudes, dem sogenannten Bedienflur. Außenwände und Decke bestehen aus einer Stahlgerüstkonstruktion, auf der Betonplatten befestigt sind.



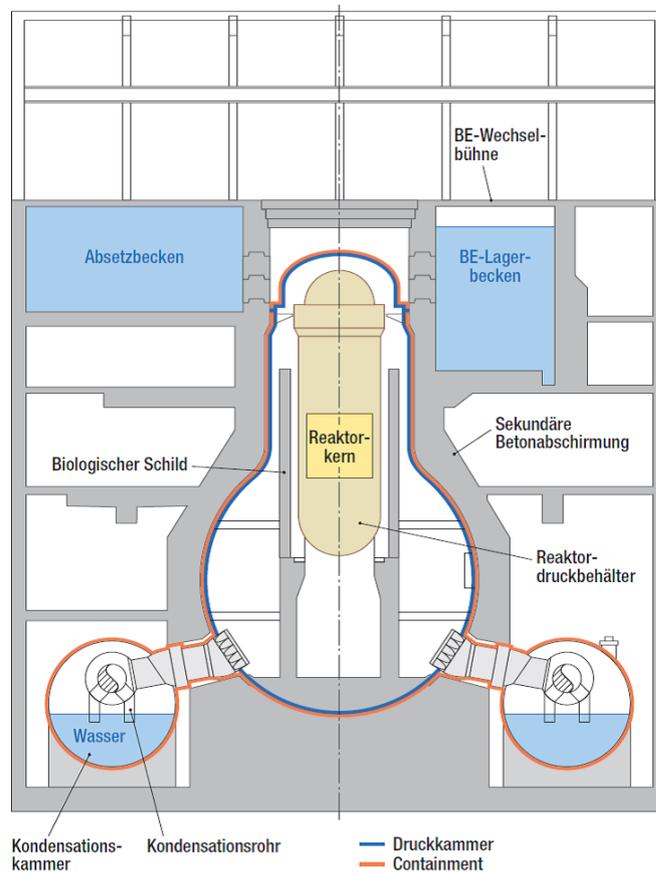
**Abb. 2.2** Vereinfachte Darstellung des Reaktorgebäudes mit einem Mark I-Containment (Quelle: NRC – überarbeitet durch GRS)

### **Reaktordruckbehälter und Containment**

**Reaktordruckbehälter:** Im Inneren des Reaktorgebäudes, innerhalb des Sicherheitsbehälters, befindet sich der Reaktordruckbehälter (RDB). Der RDB enthält den Reaktorkern, der beim Block 1 aus 400 Brennelementen mit insgesamt 68 Tonnen Kernbrennstoff (Urandioxid) besteht. Der Reaktorkern nimmt dabei nur einen verhältnismäßig kleinen Teil des RDB ein: Während der RDB insgesamt eine Höhe von 19,7 m aufweist, beträgt die Höhe des aktiven Kerns nur 3,66 m. Die Wand des RDB besteht aus 16 cm dickem Stahl und ist an verschiedenen Stellen mit Durchführungen versehen. Vor allem im unteren Bereich bzw. am Boden des RDB befinden sich zahlreiche Durchführungen, z.B. für die Steuerstab-Antriebe. Die Vielzahl dieser Durchführungen im Bodenbereich macht den RDB im Vergleich zu denen von Druckwasserreaktoren im Fall einer Kernschmelze anfälliger für den Austritt der Schmelze.

**Containment:** Das Containment, auch Sicherheitsbehälter genannt, besteht aus der Druckkammer und der Kondensationskammer. Der RDB befindet sich in der Druckkammer. Diese besteht aus einem birnenförmigen Stahlgefäß mit ca. 4 cm Wandstärke. Dieser sog. Stahlliner wird direkt vom Beton des Reaktorgebäudes umschlossen.

Die Wandstärke der torusförmigen Kondensationskammer beträgt 1,7 cm. Die Kondensationskammer ist teilweise mit Wasser gefüllt, in diesem enden die sogenannten Kondensationsrohre, die die Druckkammer mit der Kondensationskammer verbinden. Sie bildet bei Störungen und Störfällen die sogenannte Ersatzwärmesenke. Über Sicherheits- und Entlastungsventile kann dabei durch Dampfabgabe Wärme aus dem RDB in die Kondensationskammer abgeführt werden und so der Druck im RDB geregelt werden. Kommt es zu einem Leckstörfall, gelangt der in die Druckkammer austretende Dampf durch die Kondensationsrohre in die Kondensationskammer. Beim Eintrag in das Wasser kondensiert der Dampf. Dies führt dazu, dass der Druck im Containment nicht zu stark ansteigt und die Wärme aus der Druckkammer abgeführt wird. Um die Funktion der Kondensationskammer sicherzustellen, muss das Wasser in dieser gekühlt werden.



**Abb. 2.3** Schematisches Schnittbild eines Mark I-Containments

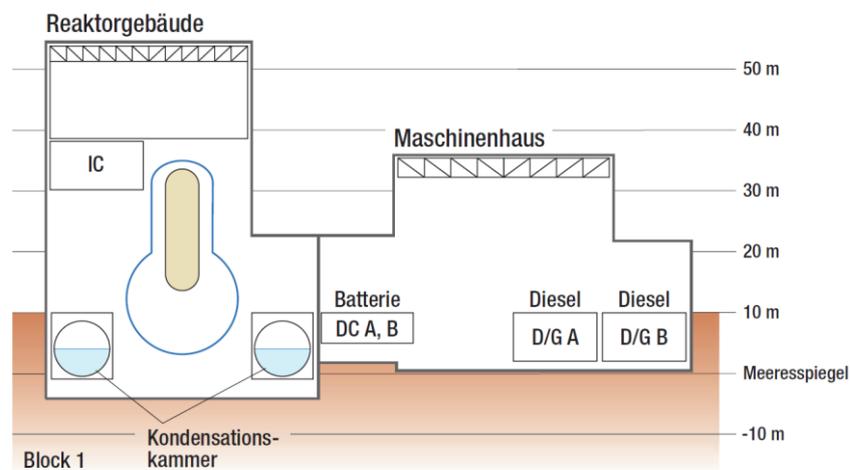
Das gesamte Containment ist mit Stickstoff inertisiert. Grund hierfür ist, dass es bei Störfällen und insbesondere bei Unfällen mit Kernzerstörung zur Bildung von Wasserstoff kommen kann. In Verbindung mit Sauerstoff entsteht dann sogenanntes Knallgas, das zu Explosionen führen kann. Durch die Inertisierung mit Stickstoff wird eine Knall-

gasreaktion verhindert. Der entstehende Wasserstoff sammelt sich allerdings an. Dies kann signifikant zum Druckaufbau im Containment beitragen.

## Stromversorgung

Wie jedes konventionelle Großkraftwerk benötigt auch ein Kernkraftwerk (KKW) elektrischen Strom, um eine Vielzahl von Aggregaten (z. B. Pumpen) zu betreiben. Während des Leistungsbetriebs wird dazu ein Teil des erzeugten Stroms verwendet. Erzeugt ein KKW keinen Strom, so ist es für die Versorgung auf andere Quellen angewiesen. Im Regelfall wird der benötigte Strom dann aus dem Netz entnommen. Block 1 verfügt dazu über zwei Netzanschlüsse (Hauptnetz: 275 kV und Reservenetz des Kraftwerkstandortes 66 kV) sowie Kopplungsmöglichkeiten zu den Blöcken 2 bis 4.

Steht kein Netz zur Verfügung wird der benötigte Strom durch Notstromdiesel erzeugt. Block 1 verfügt über zwei wassergekühlte Dieselgeneratoren, von denen jeder 100 % der bei Störungen oder Störfällen benötigten Leistung liefern kann. Diese Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Maschinenhauses (Abb. 2.4), das seeseitig an das Reaktorgebäude anschließt.



**Abb. 2.4** Lage der Notstromdiesel (D/G) und der Batterien (DC) in Block 1

Eine Situation, in der die Stromversorgung weder über das externe Stromnetz noch über die Notstromdiesel erfolgen kann, wird als Station Blackout, kurz: SBO, bezeichnet (Anm.: In manchen Ländern wird unter einem SBO auch schon alleine der Ausfall der externen Stromversorgung verstanden). In einem solchen Fall kann für einen begrenzten Zeitraum noch eine Versorgung ausgewählter Komponenten durch Batterien erfolgen. Die Batteriekapazität in Block 1 ist so bemessen, dass bei der für einen sol-

chen Fall unterstellten Beanspruchung eine Bespeisung des Reaktors für etwa 8 Stunden gegeben sein sollte.

### **Not- und Nachkühlung und Bespeisung**

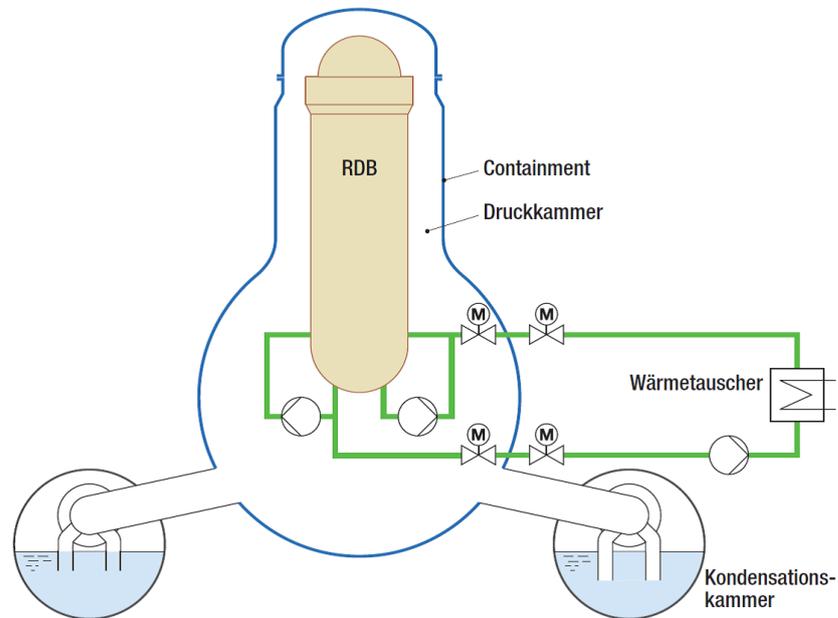
Auch nach der Beendigung der Kettenreaktion, z.B. durch eine Reaktorschnellabschaltung (RESA), wird in einem Reaktorkern noch Wärme durch radioaktiven Zerfall erzeugt. Wenige Sekunden nach einer RESA beträgt die Nachzerfallsleistung noch rund 6,5 %, nach einer Stunde ca. 1,6 % und nach einem Tag etwa 0,8 % der während des vorherigen Betriebs erzeugten thermischen Leistung. Auch wenn die Nachzerfallsleistung damit relativ gesehen sehr schnell abnimmt, ist die absolute Wärmeleistung wegen der hohen Ausgangsleistung immer noch sehr groß: Block 1 verfügte über eine thermische Leistung von 1.380 Megawatt ( $MW_{th}$ ); eine Stunde nach der RESA am 11. März 2011 herrschte in seinem Kern damit noch eine Wärmeleistung von rund 22  $MW_{th}$ .

Die Nachzerfallswärme muss in jedem KKW aus dem Reaktorkern bzw. dem RDB abgeführt werden. Dies wird als Abfuhr der Nachzerfallswärme oder Nachkühlung bezeichnet und erfolgt über das sog. Not- und Nachkühlsystem. Wird über einen längeren Zeitraum keine Wärme abgeführt, sinkt der Wasserspiegel im RDB durch Verdampfen unter die Kernoberkannte und die Brennelemente heizen sich auf. Je nachdem welche Temperaturen erreicht werden, kann es in der Folge zu Kernschäden (ab ca. 900 °C) bis hin zu einem Schmelzen des Kernbrennstoffs (bei ca. 2700 °C für Urandioxid) kommen. Bei der Zerstörung der Brennelemente werden durch exotherme (wärmeentwickelnde) Oxidationsreaktionen, z. B. des Zircaloy der Brennstabhüllrohre und der Brennelementkästen mit Wasserdampf, große Mengen an Wasserstoff gebildet. Ob solche Temperaturen erreicht werden, hängt entscheidend von zwei Faktoren ab: der Höhe der Nachzerfallsleistung und der Länge des Zeitraums, über den keine Nachwärmeabfuhr erfolgt.

Block 1 verfügt zur Not- und Nachkühlung bzw. zur Einspeisung von Kühlmittel in den RDB über die nachfolgend beschriebenen Systeme.

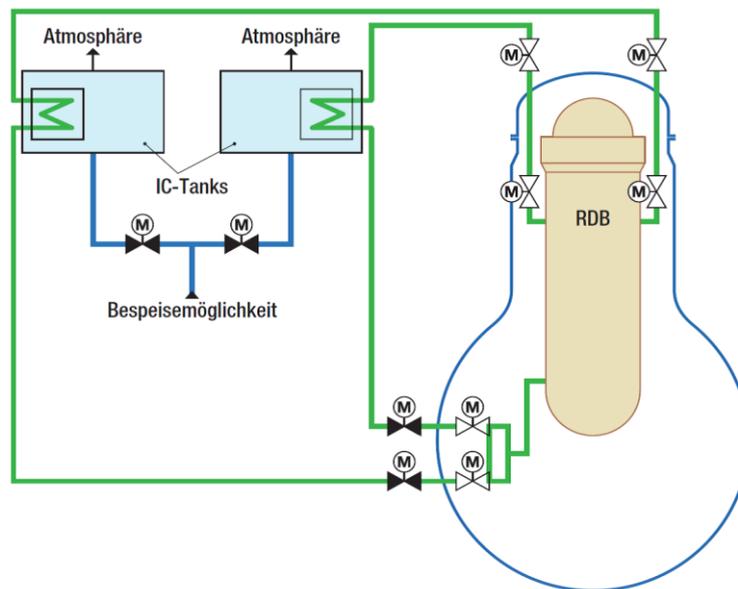
**Reactor Shutdown Cooling System:** Mit dem Reactor Shutdown Cooling System (Abb. 2.5) wird das Kühlmittel (das bei Siedewasserreaktoren aus demineralisiertem Wasser besteht) aus dem RDB entnommen und über einen Wärmetauscher geführt. Die Kühlung erfolgt dabei über das Nebenkühlwasser (aus dem Meer entnommen).

Das abgekühlte Medium wird wieder in den RDB eingespeist. Die Entnahme und das Einspeisen des Kühlmittels erfolgt durch elektrisch betriebene Pumpen. Dieses System wird wie auch die weiteren hier beschriebenen im Notstromfall über die Notstromdiesel versorgt.



**Abb. 2.5** Schematische Darstellung des Reactor Shutdown Cooling System

**Notkondensationssystem:** Mit dem Notkondensationssystem (Isolation Condenser, nachfolgend: IC) wird im RDB verdampftes Kühlmittel – der sogenannte Frischdampf – kondensiert. Der IC (Abb. 2.6) funktioniert nach dem Prinzip eines Wärmetauschers: Der Frischdampf strömt durch zwei Rohrleitungen, die jeweils durch einen mit Wasser gefüllten Behälter führen. Über die Rohrleitungen wird die Wärme an das Wasser abgegeben. Der so in den Behältern entstehende Dampf und damit die Wärme werden aus der Anlage an die Umgebung abgegeben. Dadurch sinkt die Temperatur in den Rohrleitungen soweit ab, dass der Frischdampf kondensiert und das nun flüssige Kühlmittel wieder in den RDB zurückläuft. Der IC ist zweisträngig aufgebaut, d. h. dass dieses System doppelt vorhanden ist, um bei dem Ausfall eines Stranges nicht vollständig die Notkondensation zu verlieren.



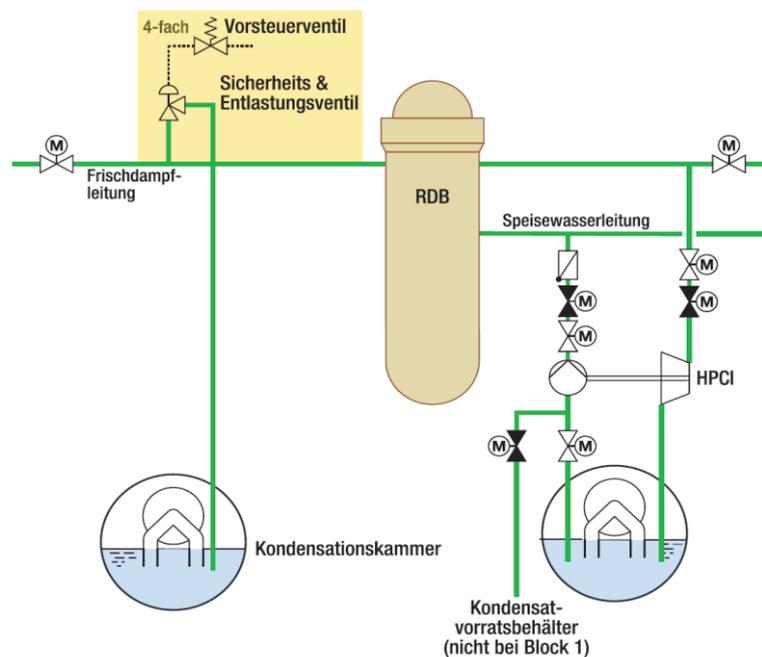
**Abb. 2.6** Schematische Darstellung des Notkondensators (Isolation Condenser, IC)

Der IC funktioniert ohne elektrische Pumpen. Lediglich für das Öffnen und Schließen der Ventile des Systems wird eine elektrische Versorgung benötigt, so dass für die Inbetriebnahme des IC eine Stromversorgung über die Batterien ausreicht. Der IC kann damit auch im Fall eines SBO betrieben werden, solange Batteriestrom verfügbar ist. Das Wasser in den zwei Behältern des IC reicht aus, um die Nachzerfallswärme rund 10 Stunden lang abzuführen. Wird zusätzlich Wasser in die Behälter eingespeist, kann der Betrieb entsprechend verlängert werden.

**Notkühlsystem:** Ausschließlich der Beherrschung von Störfällen dient das Notkühlsystem (Emergency Core Cooling System, ECCS). Das ECCS besteht aus zwei voneinander unabhängigen Systemen, dem Hochdruckeinspeisesystem (High-pressure Coolant Injection System, HPCI) und dem Kernsprühsystem (Core Spray System, CS).

Das HPCI (s. Abb. 2.7) dient dazu, gegen höhere RDB-Drücke Kühlmittel über die Speisewasserleitung in den RDB einzuspeisen. Die dafür vorgesehene Pumpe wird nicht mit einem elektrischen Motor, sondern über eine Turbine mit dem Dampf aus dem RDB angetrieben. Der Dampf wird anschließend zurück in die Kondensationskammer geleitet. Das System kann das Kühlmittel sowohl aus der Kondensationskammer als auch aus dem Kondensatvorratsbehälter ansaugen. Wie der IC benötigt das HPCI lediglich Batteriestrom zur Steuerung und kann damit ebenfalls während eines SBO betrieben werden. Das System ist einsträngig aufgebaut und enthält im Unterschied zum

Reactor Shutdown Cooling System keinen Wärmetauscher. Damit wird das Wasser in der Kondensationskammer beim Betrieb sukzessive aufgeheizt.



**Abb. 2.7** Schematische Darstellung des Hochdruckeinspeisesystems (High-Pressure Coolant Injection System, HPCI) und der Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile)

Das Kernsprühsystem (Core Spray System) dient der Bespeisung des RDB im Niederdruckbereich. Das Wasser wird aus der Kondensationskammer angesaugt und mit elektrisch betriebenen Pumpen in den RDB in den Bereich oberhalb des Reaktorkerns gespeist. Das System ist zweisträngig aufgebaut und enthält ebenfalls keinen Wärmetauscher.

**Containment-Sprühsystem:** Lediglich mittelbar zur Nachkühlung des Reaktorkerns dient das Containment-Sprühsystem (Containment Cooling System, CCS), das zur Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer verwendet wird. Dabei wird Kühlmittel aus der Kondensationskammer angesaugt und über einen Wärmetauscher gekühlt. Gekühlt wird über das Nebenkühlwasser (aus dem Meer entnommen). Das Kühlmittel kann mit elektrisch betriebenen Pumpen sowohl in die Druckkammer als auch in die Kondensationskammer eingesprüht werden. Dieses System ist ebenfalls zweisträngig aufgebaut.

## **Druckbegrenzung**

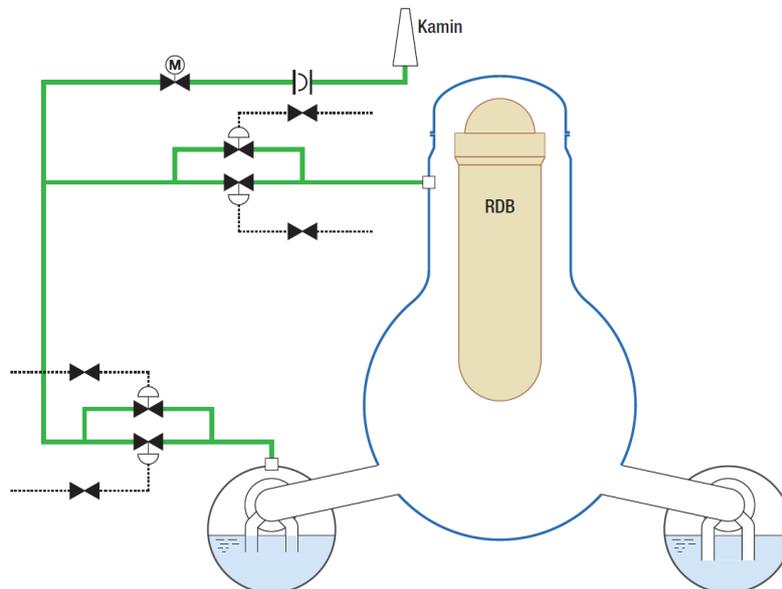
Der RDB und das Containment sind jeweils für einen bestimmten Maximaldruck ausgelegt (Containment: 5,28 bar). Wird dieser überschritten, besteht die Gefahr, dass die Behälter beschädigt und dadurch undicht werden. Durch entsprechende Systeme muss deshalb eine Begrenzung des Drucks auf die jeweils zulässigen Druckbereiche sichergestellt werden. Vom dem im RDB herrschenden Druck hängt darüber hinaus auch ab, ob und ggf. mit welchen internen Systemen oder externen Mitteln Kühlmittel in den RDB eingespeist werden kann.

Die Druckabsicherung des RDB erfolgt durch Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile) in den Frischdampfleitungen. Diese S/E-Ventile können in zwei unterschiedlichen Betriebsweisen zum Einsatz kommen. Zum einen öffnen und schließen sie ohne Stromversorgung beim Über- bzw. Unterschreiten eines bestimmten Drucks selbsttätig. Mit dieser Betriebsweise wird der Druck im RDB bei knapp über 70 bar stabilisiert. Ein Überdruckversagen des RDB ist somit ausgeschlossen, es kommt jedoch nicht zu einem Druckabbau. Zum anderen können sie zum gezielten Druckabbau verwendet werden. Hierbei werden sie mithilfe von Druckluft geöffnet und in Offenstellung gehalten. Für diese Betriebsweise muss jedoch die Druckluftversorgung verfügbar sein. Des Weiteren bedarf es Strom zur Ansteuerung der Vorsteuerventile. In beiden Betriebsweisen blasen die S/E-Ventile den Dampf aus dem RDB in die Kondensationskammer (Koka) ab.

Das Abblasen des Frischdampfs aus dem RDB führt zu einem Temperatur- und Druckanstieg in der Kondensationskammer, was schließlich einen steigenden Druck im gesamten Containment bewirkt. Zur Wärmeabfuhr wird das oben genannte Containment Cooling System genutzt. Rückschlagventile zwischen Kondensations- und Druckkammer sorgen zusätzlich für einen Druckausgleich, sobald der Druck in der Kondensationskammer höher als der Druck in der Druckkammer liegt.

Darüber hinaus ist es möglich, bei Stör- und Unfällen den Druck im Containment über ein Druckentlastungssystem (auch als Ventingsystem bezeichnet, s. Abb. 2.8) zu begrenzen, um ein Überdruckversagen durch langzeitigen Druckanstieg zu verhindern. Spezielle Entlastungsleitungen sind sowohl an die Druckkammer als auch an den Gasraum der Kondensationskammer angeschlossen. Die Ventile im System werden ebenfalls pneumatisch angesteuert. Zur Betätigung der Ventile werden Magnetvorsteuerventile eingesetzt. Zusätzlich zu den pneumatisch angesteuerten Ventilen muss für

eine Druckentlastung ein weiteres motorgesteuertes Ventil geöffnet werden, dass sich zwischen den o. g. Ventilen und dem Fortluftkamin befindet. Zwischen dem motorgesteuerten Ventil und dem Abgaskamin befindet sich weiterhin eine sogenannte Berstscheibe. Diese birst bei einem bestimmten Druck und verhindert, dass es im Fall einer fehlerhaften Öffnung der Ventile zu einer ungewollten Druckentlastung kommt. Der Vorgang der Druckentlastung wird auch als Venting bezeichnet. Dabei wird das Gasgemisch (d. h. im wesentlichen Stickstoff und Wasserdampf, aber auch Wasserstoff und radioaktive Stoffe), ungefiltert über den Fortluftkamin in die Atmosphäre abgegeben. Damit ist mit einem Kernschaden zwangsläufig auch eine Freisetzung radioaktiver Stoffe verbunden. Die Blöcke 1 und 2 sowie die Blöcke 3 und 4 teilen sich jeweils einen Fortluftkamin, in welchen die jeweiligen Ventingsysteme der einzelnen Blöcke münden.



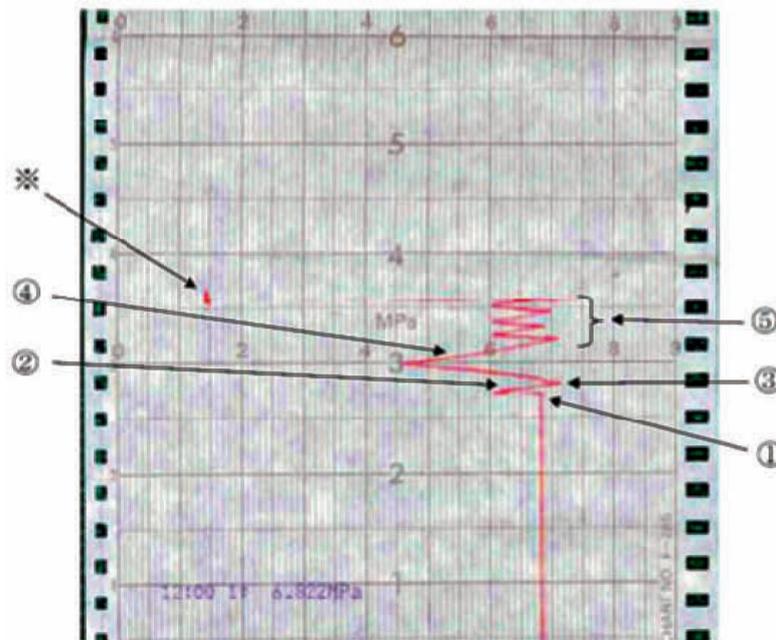
**Abb. 2.8** Schematische Darstellung des Ventingsystems

### 2.1.3.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 1

#### Erdbeben

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 1 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi im Leistungsbetrieb. Der Reaktor wurde aufgrund des Erdbebens automatisch abgeschaltet (RESA). Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Bislang sind keine durch das Beben verursachten Schäden an der Anlage selbst bekannt, die einen Einfluss auf den Unfallablauf hatten. Infolge des Ausfalls der

externen Stromversorgung starteten die beiden Notstromdiesel auslegungsgemäß. Durch den kurzzeitigen Spannungsabfall auf sicherheitstechnisch wichtigen Stromschienen kam es auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss im Frischdampfsystem. Dabei wurden mehrere Ventile innerhalb und außerhalb des Containments (die sog. Frischdampfabschlussarmaturen) geschlossen. Dies verhindert, dass der im RDB entstehende Frischdampf aus dem Containment gelangt. In der Folge kam es zu einem Druckanstieg im RDB über den Normaldruck von rund 70 bar (Abb. 2.9).



**Abb. 2.9** Ausschnitt aus dem Schreiberstreifen, der den Verlauf des Drucks im RDB von Block 1 ab dem Erdbeben wiedergibt

Folgende Ereignisse sind zu erkennen: (1) Unmittelbar nach der durch das Beben ausgelösten Reaktorschnellabschaltung kollabieren die Dampfblasen im RDB, der Druck sinkt ab; (2) die Frischdampf-Isolationsventile schließen (Durchdringungsabschluss), der Druck steigt wieder an; (3) der IC startet automatisch, so dass der Druck nachfolgend solange absinkt, bis (4) der IC stoppt und der Druck wieder steigt. Nachfolgend (5) schwankt der Druck entsprechend der manuellen Betätigung des IC. Mit dem Ausfall der Stromversorgung nach Eintreffen des Tsunami endet die Schreiberaufzeichnung (roter Punkt bzw. Symbol links oben) (Quelle: Bericht der japanischen Regierung, Juni 2011).

Ausgelöst durch den Druckanstieg startete der Notkondensator (Isolation Condenser) um 14:52 Uhr automatisch, was zu einer Abkühlung des Kühlmittels führte. Gegen 15:03 Uhr wurde der Notkondensator manuell abgeschaltet, um die maximale betriebliche Abkühlgeschwindigkeit des Kühlmittels von 55 Kelvin pro Stunde nicht langfristig

zu überschreiten. Im weiteren Verlauf wurde der Notkondensator bis 15:34 Uhr drei Mal manuell in Betrieb genommen. /TEP 14a/

Nach den vorliegenden Informationen war das Verhalten des Blockes nach dem Erdbeben bis zum SBO auslegungsgemäß.

### **Eintreffen des Tsunamis am Kraftwerksstandort**

Ab 15:27 Uhr erreichten die ersten Wellen des Tsunami den Kraftwerksstandort. Durch den Tsunami wurde das Nebenkühlwassersystem des Blockes überflutet und so schwer beschädigt, dass dessen Funktion im weiteren Unfallablauf nicht mehr verfügbar war. Zudem kam es zu einer Überflutung großer Teile der Kellerräume der seeseitigen Gebäude, wodurch die im Maschinenhaus befindlichen Notstromdiesel und die Batterien im Schaltanlagegebäude so stark beschädigt wurden, dass eine Notstromversorgung nicht mehr gegeben war. Aufgrund des dadurch bedingten gesamten Ausfalls der Stromversorgung war u. a. eine Überwachung der Anlagenparameter nicht mehr möglich. Da die gesamte Stromversorgung (externe Stromversorgung sowie Notstromdiesel und Batterien) ausgefallen war, konnte kein System zur Bespeisung und Kühlung des Reaktors mehr betrieben werden. Da die Ventile des Notkondensators zum Zeitpunkt des Ausfalls der Gleichstromversorgung geschlossen waren, konnten diese im weiteren Verlauf nicht wieder verfahren werden. Somit war aufgrund des vollständigen Batterieausfalls auch der Notkondensator nicht verfügbar. Dies wurde von der Schichtmannschaft mehrere Stunden lang nicht erkannt.

Durch die Nachzerfallswärme wurde im Reaktor weiterhin Dampf produziert, was zu einem Druckaufbau im RDB führte. Bei einem bestimmten Druck wurde der Dampf über die selbsttätig öffnenden S/E-Ventile in die Kondensationskammer geleitet. Diese Funktion stand durch federbelastete Ventile auch nach dem kompletten Ausfall der Stromversorgung zur Verfügung. Durch das Abblasen des Dampfes in die Kondensationskammer fiel der Füllstand des Kühlmittels im RDB, während Druck und Temperatur in der Kondensationskammer und – wegen der Verbindung zwischen Kondensationskammer und Druckkammer – damit im gesamten Containment stiegen.

Zwischen 18:18 Uhr und 21:30 Uhr wurden verschiedene Maßnahmen ergriffen, um den Notkondensator in Betrieb zu nehmen. Um 18:18 Uhr wurde versucht, zwei Ventile des Notkondensators von der Warte aus zu öffnen. Kurz nach dem Öffnen der Ventile wurde zunächst kurzzeitig eine Dampfbildung am Austritt des Notkondensators außer-

halb des Reaktorgebäudes beobachtet. Es wurde daher angenommen, dass die Durchdringungsarmaturen des Notkondensators geschlossen waren. Um 18:25 Uhr wurde daraufhin eines der beiden zuvor geöffneten Ventile manuell wieder geschlossen, um mögliche Rohrleitungsbrüche im System des Notkondensators zu vermeiden. In einem weiteren Versuch, den Notkondensator wieder in Betrieb zu nehmen, wurde dieses Ventil schließlich um 21:30 Uhr erneut geöffnet. TEPCO geht nach späteren Überprüfungen davon aus, dass auch dieser Versuch nicht erfolgreich war /INPO 11/.

Aufgrund des Ausfalls der Kühlung kurz vor dem Eintreffen des Tsunami geht TEPCO laut aktueller Analysen davon aus, dass das Kühlwasserlevel im Reaktor gegen 18 Uhr die Oberkante der Brennelemente erreichte und erste Kernschäden ab 18:40 Uhr auftraten. /TEP 14a/

Um 20:47 Uhr konnte die Beleuchtung auf der Warte provisorisch mit einem mobilen Generator wiederhergestellt werden. Gegen 23:50 Uhr wurde nach Anschluss der Instrumentierung an den Generator ein Containmentdruck von 6 bar gemessen; der nach der Auslegung zulässige Maximaldruck beträgt 5,28 bar. Daher wurde auf der Anlage mit den vorbereitenden Arbeiten für eine Druckentlastung des Containments (Venting) sowie mit der Evakuierung in der Umgebung der Anlage begonnen /NISA 11a/.

## **12. März 2011**

Um 2:30 Uhr betrug der Druck im Containment etwa 8,4 bar und der Druck im RDB ebenfalls etwa 9 bar. Aufgrund eines ungefähr konstanten Drucks im Containment ab 2:30 Uhr vermutet TEPCO, dass bis zu diesem Zeitpunkt ein Leck am Containment aufgetreten ist. Wodurch die Undichtigkeit verursacht wurde, ist bislang nicht endgültig geklärt. Es wird beispielsweise vermutet, dass der Deckel der Druckkammer durch den hohen Innendruck kurz angehoben wurde bzw. Teile der Dichtung beschädigt wurden. Auch Undichtigkeiten an den Dichtungen von Durchführungen durch das Containment werden in Betracht gezogen. Als mögliche Ursache für den niedrigen Druck im RDB werden eine Beschädigung des RDB oder die Beschädigung einer an den RDB anschließenden Leitung in Betracht gezogen /INPO 11/.

Gegen 5:14 Uhr wurde schon vor dem ersten Venting ein Abfallen des Drucks im Containment bemerkt. Außerdem war bereits am späten Abend des 11. März ein deutlicher Anstieg der Strahlenbelastung auf dem Anlagengelände festgestellt und um 23:05 Uhr der Zutritt zum Reaktorgebäude untersagt worden.

Ab 4:00 Uhr wurde mit der mobilen Pumpe eines Feuerlöschwagens unregelmäßig Frischwasser über Feuerlöschleitungen und das Kernsprühsystem in den RDB eingespeist. Mit den Vorbereitungen für diese Notfallmaßnahme war bereits am Tag zuvor begonnen worden. Aufgrund der Zerstörung der Infrastruktur mussten zunächst die externen Anschlüsse zur Einspeisung in das Feuerlöschsystem von Trümmern freigeräumt werden und es kam weiterhin zu Verzögerungen bei der Bereitstellung von Feuerlöschfahrzeugen. Zudem konnte eine Einspeisung erst stattfinden, nachdem der Druck im RDB auf etwa 7 bar gesunken war, da die mobile Pumpe nicht gegen höhere Drücke einspeisen konnte. Der Reaktor wurde bis zu dem Zeitpunkt seit etwa 14 Stunden nicht mehr bespeist. /NISA 11a/

Laut aktuellen TEPCO-Analysen erreichten lediglich 20 – 50 % des eingespeisten Wassers den Reaktor. Große Mengen des Wassers sind über nicht absperzbare Leitungen des Feuerlöschsystems in andere Systeme gelangt. /TEP 14a/

Die Evakuierung der Bevölkerung/des Anlagenpersonals war gegen 9:00 Uhr soweit fortgeschritten, dass mit der Druckentlastung des Containments begonnen werden konnte. Aufgrund des Ausfalls der Energieversorgung sollten Ventile des Ventingsystems manuell vor Ort geöffnet werden. Das motorbetriebene Ventil wurde zu etwa 25 % geöffnet. Die an die Kondensationskammer anschließenden pneumatisch gesteuerten Ventile konnten hingegen wegen der dort herrschenden hohen Strahlenbelastung nicht manuell geöffnet werden. Ab 14:00 Uhr wurde ein mobiler Druckluftkompressor an die Steuerung eines pneumatisch gesteuerten Ventingventils des Containments angeschlossen und gestartet, um die Ventile zu öffnen. Gegen 14:30 Uhr wurde dann ein Druckabfall im Containment beobachtet. Ob dieser Druckabfall durch den Versuch, die Ventile zu öffnen, hervorgerufen wurde oder durch eine erneute Undichtigkeit des Containments, ist nicht bekannt. Im Folgenden wurde ein Druckabfall im Sicherheitsbehälter von 7,5 bar auf 5,8 bar beobachtet. Etwa eine Stunde nach der Druckentlastung ereignete sich um 15:36 Uhr eine Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes (dem sog. Bedienflur). Es handelte sich dabei vermutlich um die Explosion eines Gemischs aus dem Sauerstoff in der Raumluft und Wasserstoff, der bei hohen Temperaturen im Kern durch eine Zirkon-Wasser-Reaktion gebildet wurde. NISA und TEPCO vermuten, dass sich der Wasserstoff durch Leckagen aus dem RDB und dem Containment im oberen Teil des Reaktorgebäudes ansammeln konnte. Ein weiterer Beitrag von nicht kondensierbaren Gasen aus Reaktionen der Kernschmelze mit dem Betonboden des Containments ist nicht bestätigt, wird aber ebenfalls vermutet. /TEP 14a/

Bis 14:53 Uhr wurden mit der mobilen Pumpe des Feuerlöschwagens insgesamt ca. 80 m<sup>3</sup> Frischwasser in den RDB eingespeist. Nachdem der Wasservorrat der Feuerlöschzisterne erschöpft war, sollte die Bespeisung des RDB auf Meerwasser aus dem Kraftschlussbecken von Block 3 umgestellt werden. Diese Arbeiten wurden jedoch aufgrund der Explosion um 15:36 Uhr unterbrochen /INPO 11/. Meerwasser wurde daher erst ab 19:04 Uhr eingespeist. Später wurde zusätzlich Borsäure eingespeist, mit der die Unterkritikalität des Reaktors sichergestellt werden sollte.

#### **14. März 2011**

Um 1:10 Uhr wurde entdeckt, dass das als Wasserquelle genutzte Kraftschlussbecken von Block 3 geleert war. Es ist nicht klar, wie lange der Reaktor nicht bespeist wurde. Eine alternative Bespeisung mit Meerwasser wurde nach dem Befüllen des Kraftschlussbeckens gegen 20:00 Uhr wieder aufgenommen. Mittels eines Feuerlöschfahrzeuges wurde Meerwasser direkt aus dem Pazifik eingespeist.

#### **19. – 23. März 2011**

Am 19. März wurden die notstromgesicherten 6,9 kV-Schienen von Block 2 mittels am Standort verlegter Kabel auf eine externe Versorgung über einen Hilfstransformator auf eine 66 kV Leitung geschaltet /TEP 11/. Am 20. März konnte dann die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes von Block 2 über die notstromgesicherte 6,9 kV Schiene auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung für die Blöcke 1 und 2 angegeben. Die Stromversorgung der Instrumentierung des Blockes wurde am 23. März von provisorischen Batterien auf die 120 V Drehstromschiene umgeschaltet /TEP 11/.

#### **23. – 29. März 2011**

Am 23. März wurde eine zusätzliche Möglichkeit geschaffen, Meerwasser über das Speisewassersystem in den Reaktor einzuspeisen und die Einspeisung hierauf umgestellt. Ab dem 25. März wurde anstelle von Meerwasser wieder Frischwasser in den RDB eingespeist. Am 29. März wurde schließlich die bis dahin zur Einspeisung verwendete Feuerlöschpumpe durch eine provisorische elektromotorbetriebene Pumpe ersetzt.

## **Ab dem 31. März 2011**

Am 31. März wurde damit begonnen, mit einer Autobetonpumpe Wasser in das Brennelementlagerbecken einzuspeisen, um die dort lagernden Brennelemente (292 abgebrannte und 100 neue) zu kühlen. Die Einspeisung wurde in den folgenden rund zwei Monaten in unregelmäßigen Abständen wiederholt. Dabei wurde zunächst Meerwasser, später wieder Frischwasser verwendet. Ab Ende Mai konnte über die Leitungen des Brennelementlagerbeckenkühl- und Reinigungssystems bespeist werden.

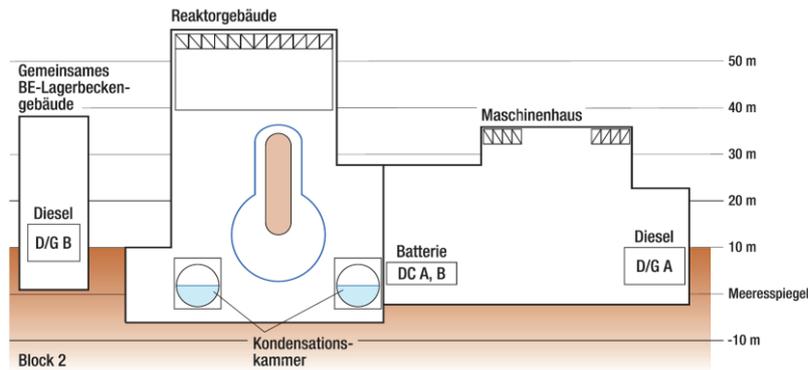
### **2.1.3.3 Auslegung der Blöcke 2 bis 4**

Der prinzipielle Aufbau der Reaktorgebäude der Blöcke 2 bis 4 entspricht dem des Blocks 1. Auch der RDB und das Containment sind vergleichbar, allerdings wegen der höheren Leistung der Blöcke größer (die Kerne der Blöcke 2 bis 4 bestehen aus 548 Brennelementen, die thermische Leistung beträgt  $2381 \text{ MW}_{\text{th}}$ ). Die Innenhöhe des RDB beträgt 21,1 m; die Höhe des aktiven Kerns ist 3,66 m. Auch die Systeme zur Druckbegrenzung sind in allen vier Blöcken im Wesentlichen identisch; lediglich der Auslegungsdruck des Containments liegt in den Blöcken 2 bis 4 mit 4,8 bar etwas unterhalb des für Block 1 geltenden Wertes. Weitere Unterschiede bestehen im Hinblick auf die Stromversorgung der Blöcke und die Systeme zur Nachkühlung und Bespeisung des RDB.

### **Stromversorgung**

Die Blöcke 2 bis 4 verfügen, vergleichbar mit Block 1, über zwei externe Netzanschlüsse (Hauptnetz: 275 kV und Reservenetz des Kraftwerkstandortes 66 kV) sowie Kopplungsmöglichkeiten zu den Nachbarblöcken.

Die Notstromversorgungen der Blöcke 2 und 4 besitzen jeweils einen wassergekühlten sowie einen luftgekühlten Notstromdiesel. Der wassergekühlte Notstromdiesel befindet sich im Maschinenhaus, der luftgekühlte Notstromdiesel im Gebäude für abgebrannte Brennelemente nahe den Blöcken 3 und 4 (Abb. 2.10). Block 3 hat zwei wassergekühlte Notstromdiesel. Beide Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Maschinenhauses. Jeder einzelne Notstromdiesel der Blöcke kann bei Anforderung vollständig die benötigte Leistung der ausgewählten Systeme des jeweiligen Blocks liefern.



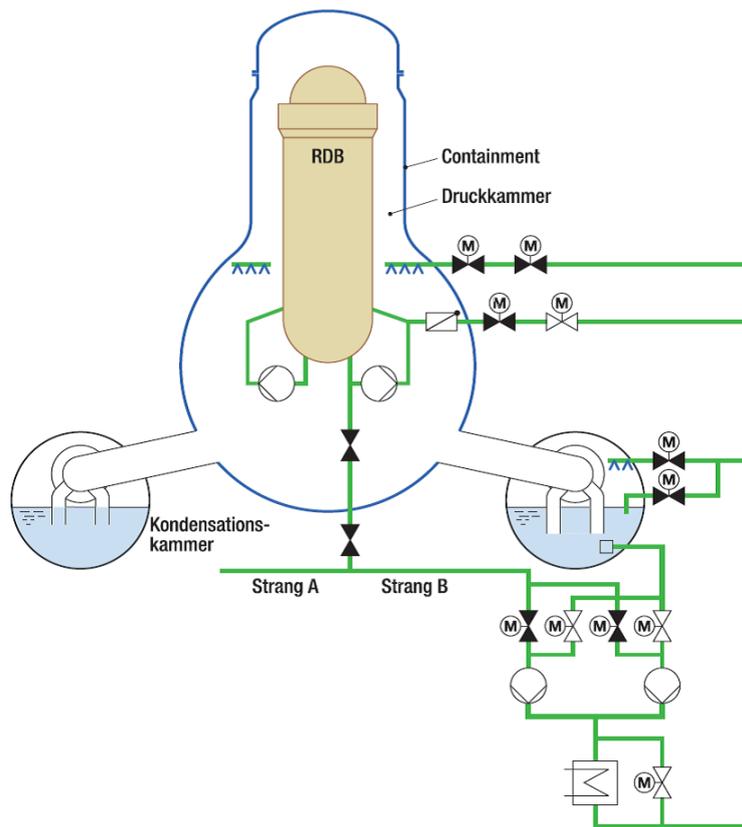
**Abb. 2.10** Lage der Notstromdiesel (D/G) und der Batterien (DC) von Block 2

Wie Block 1 verfügen die Blöcke 2 bis 4 darüber hinaus jeweils über Batterien (125 V), die im Falle eines SBO die Stromversorgung (z. B. für Teile der Instrumentierung und zum Verfahren von notwendigen Armaturen) übernehmen. Die Kapazitäten sind so bemessen, dass eine Versorgung für 8 Stunden gegeben sein soll.

### **Not- und Nachkühlung und Bespeisung**

Zur Nachkühlung bzw. zur Einspeisung von Kühlmittel in den RDB verfügen die Blöcke 2 bis 4 über die folgenden Systeme.

**Nachwärmeabfuhrsystem:** Das Nachwärmeabfuhrsystem (Residual Heat Removal System, RHR) ist zweisträngig aufgebaut, verfügt über vier elektrisch betriebene Pumpen (je zwei pro Strang) und dient verschiedenen Zwecken. Im Rahmen des regulären Betriebs führt es bei abgeschaltetem Reaktor die Nachzerfallswärme ab, indem Kühlmittel aus dem RDB entnommen, über Wärmetauscher geführt und anschließend abgekühlt wieder in den RDB eingespeist wird (Abb. 2.11). Der Wärmetauscher wird dabei über das Nebenkühlwasser gekühlt. Bei Störungen und Störfällen kann das Kühlmittel auch aus der Kondensationskammer entnommen werden. Eine derartige Notbespeisung des RDB durch das RHR ist nur bei niedrigen RDB-Drücken vorgesehen.



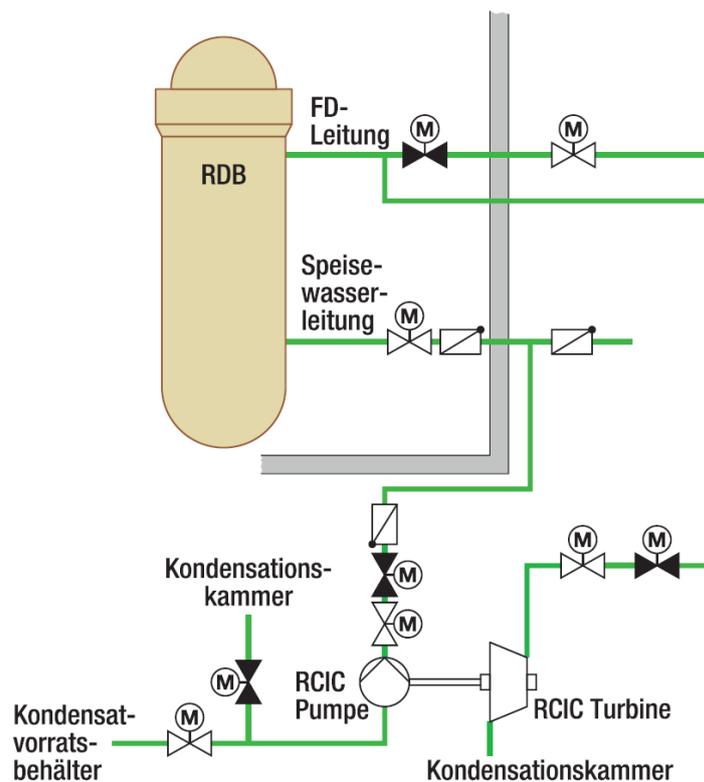
**Abb. 2.11** Schematische Darstellung des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System, RHR)

Darüber hinaus kann das RHR zur Kühlung bzw. zur Absenkung des Drucks der Kondensationskammer und der Druckkammer genutzt werden. Dazu wird das Kühlmittel aus der Kondensationskammer wiederum über einen Wärmetauscher geleitet und anschließend in die jeweilige Kammer gesprüht. Das Sprühen in die Kondensationskammer erfolgt sowohl betrieblich als auch bei Störungen und Störfällen; in die Druckkammer wird lediglich in den letztgenannten Fällen gesprüht.

**Notkühlsystem:** Das Notkühlsystem (Emergency Core Cooling System, ECCS) welches ausschließlich der Beherrschung von Störfällen dient, besteht wie bei Block 1 aus dem Hochdruckeinspeisesystem (HPCI) und dem Kernsprühsystem (Abschnitt 2.1.3.1). Ein Notkondensationssystem (IC), wie in Block 1 vorhanden, existiert in den Blöcken 2 bis 4 nicht.

**Nachspeisesystem:** Das Nachspeisesystem (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC) dient dazu, im Falle eines Frischdampfabschlusses den Füllstand des Kühlmittels im RDB in einem definierten Bereich zu halten. Das System kann, ähnlich wie das HPCI, Kühlmittel mittels einer turbinengetriebenen Pumpe sowohl aus der Kondensati-

onskammer als auch aus einem Kondensatvorratsbehälter entnehmen und über das Speisewassersystem in den RDB einspeisen (s. Abb. 2.12). Dazu wird Frischdampf aus dem Reaktor entnommen. Mit dem Nachspeisesystem kann gegen den vollen Reaktordruck eingespeist werden. Es benötigt, wie auch das HPCI, Gleichstrom zur Steuerung. Im Unterschied zum HPCI weist das RCIC eine geringere Fördermenge auf. In diesem System ist wie in Block 1 im HPCI-System kein Wärmetauscher eingebunden, so dass die an die Kondensationskammer abgegebene Wärme langfristig mit anderen Systemen abgeführt werden muss.



**Abb. 2.12** Schematische Darstellung des Nachspeisesystems (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC)

#### 2.1.3.4 Chronologie des Unfallablaufs in Block 2

##### Erdbeben

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 2 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi im Leistungsbetrieb. Der Reaktor wurde aufgrund des Erdbebens automatisch abgeschaltet (RESA). Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung

führten. Daraufhin starteten beide Notstromdiesel auslegungsgemäß. Durch den kurzzeitigen Spannungsabfall auf sicherheitstechnischen wichtigen Stromschienen kam es auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss des Frischdampfsystems, das heißt zu einem Schließen der Frischdampf-Isolationsarmaturen.

Infolge des Durchdringungsabschlusses stieg der Druck im RDB über den Betriebsdruck von ca. 70 bar an. Zur Begrenzung des Drucks öffneten daraufhin automatisch die S/E-Ventile, so dass Frischdampf aus dem RDB in die Kondensationskammer geleitet wurde. Dadurch sanken sowohl der Druck als auch der Füllstand des Kühlmittels im RDB.

Um 14:50 Uhr wurde zur Bespeisung des RDB manuell das Nachspeisesystem (RCIC) in Betrieb genommen. Dabei wurde Kühlmittel aus einem Kondensatvorratsbehälter entnommen und in den RDB gespeist. Etwa eine Minute später schaltete sich das System bei Erreichen eines hohen Reaktorfüllstandes automatisch ab. Um 15:02 Uhr wurde das Nachspeisesystem aufgrund des wieder gesunkenen Füllstandes erneut manuell gestartet und schaltete sich gegen 15:28 Uhr wieder aufgrund hohen Füllstandes automatisch ab. Ein weiterer manueller Start des Systems erfolgte 15:39 Uhr.

Die Druckbegrenzung im RDB erfolgte weiterhin über die S/E-Ventile, so dass immer wieder Kühlmittel in Form von Dampf in die Kondensationskammer geleitet wurde. Dies führte zu einem Temperaturanstieg in der Kondensationskammer. Um diese zu kühlen, starteten die Pumpen des RHR sukzessive ab 15:25 Uhr. Außerdem wurde das zugehörige Nebenkühlwassersystem automatisch gestartet.

### **Eintreffen des Tsunamis am Kraftwerksstandort**

Ab 15:27 Uhr trafen die ersten Wellen des Tsunami ein. Der Tsunami verursachte Schäden am Nebenkühlwassersystem und führte zum Ausfall der Notstromdiesel und der Batterien, was zu einem Ausfall der gesamten Stromversorgung (SBO) führte.

Der Ausfall der Gleichstromversorgung durch die Batterien hatte zur Folge, dass die Instrumentierung des Blocks nicht mehr verfügbar war. Auch eine Regelung des Nachspeisesystems war ohne Gleichstromversorgung nicht mehr möglich und dessen Funktion deshalb zunächst ungewiss. Nach dem Eintreffen der zweiten Welle des Tsunami fielen alle Pumpen des RHR aus. Die Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer war somit nicht mehr gewährleistet, was zu einem Temperatur und Druckanstieg in

der Kondensationskammer und infolgedessen zu einem Druckanstieg in der Druckkammer führte. Kurz vor dem Ausfall der gesamten Stromversorgung um 15:41 Uhr konnte die Schichtmannschaft noch das dampfgetriebene Nachspeisesystem RCIC starten.

Gegen 21:50 Uhr konnte die Stromversorgung der Instrumentierung mithilfe eines mobilen Generators wiederhergestellt werden /INPO 11/, /NISA 11a/. Gegen 22:00 Uhr wurde ein konstanter Füllstand im RDB gemessen. Daraus wurde geschlossen, dass bis zu diesem Zeitpunkt das Nachspeisesystem seit dem Tsunami in Betrieb war und in den RDB einspeiste.

## **12. März 2011**

Da ein tiefer Füllstand im Kondensatvorratsbehälter und ein hoher Füllstand in der Kondensationskammer verzeichnet wurde, wurde die Ansaugung des Nachspeisesystems in den frühen Morgenstunden bis 5:00 Uhr durch das Verfahren eines Ventils vor Ort auf die Kondensationskammer umgestellt /JAN 11/.

Um 15:36 Uhr ereignete sich eine Explosion im Reaktorgebäude von Block 1. Es wird vermutet, dass dadurch im Reaktorgebäude von Block 2 eine Öffnung (sog. „blowout panel“) entstanden ist, wodurch möglicherweise eine Anreicherung von brennbaren Gasen zu einer explosionsfähigen Mischung in diesem Block verhindert wurde /INPO 11/.

## **13. März 2011**

Aufgrund des ansteigenden Drucks in der Druckkammer wurde als vorbereitende Maßnahme für eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (Venting) gegen 8:10 Uhr das zugehörige motorbetriebene Ventil vor Ort manuell um 25 % geöffnet. Gegen 11:00 Uhr wurde ein pneumatisches Ventil zur Kondensationskammer hin geöffnet. Ein Druckabfall in der Druckkammer konnte jedoch nicht festgestellt werden. Auch die Berstscheibe in der Druckentlastungsleitung, die bei einem Differenzdruck von 4,27 bar öffnen soll, blieb intakt, was gegen ein erfolgreiches Venting spricht /INPO 11/, /JAN 11/, /NISA 11a/.

Ab 12:05 Uhr wurde mit Vorbereitungen begonnen, eine alternative Bespeisung des RDB herzustellen. Dafür wurden Schläuche zu dem mit Meerwasser gefüllten Kraft-

schlussbecken von Block 3 gelegt und Feuerlöschpumpen in Position gebracht /TEP 11a/.

#### **14. März 2011**

Um 11:01 Uhr kam es zu einer Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes von Block 3. Wahrscheinlich infolge der durch die Explosion hervorgerufenen Erschütterungen schloss in Block 2 das am Tag zuvor zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters geöffnete pneumatische Ventil. Ein Versuch, dieses Ventil kurz darauf wieder zu öffnen, scheiterte /INPO 11/. Durch die Explosion wurden auch die am Reaktorgebäude von Block 2 für eine alternative Einspeisung verlegten Leitungen zerstört /TEP 11a/.

Ab etwa 12:00 Uhr wurde ein Absinken des Kühlmittelfüllstands im RDB beobachtet. Daraus wurde geschlossen, dass das Nachspeisesystem nicht mehr funktionstüchtig war. Für den Ausfall des Nachspeisesystems gibt es nach aktuellem Kenntnisstand zwei Theorien. Es ist möglich, dass aufgrund vorliegender Sättigungsbedingungen in der Kondensationskammer die Pumpe des Systems keine Fördermenge mehr erreichte oder, da das System seit dem Ausfall der Batterien unreguliert lief, der RDB überspeist wurde und die Turbine des Nachspeisesystems aufgrund eines Zweiphasengemischs statt Frischdampf als Antriebsmedium versagte. Nach dem Ausfall des Nachspeisesystems war keine weitere Bespeisungsmöglichkeit für den Reaktor vorhanden.

Gegen 14:43 Uhr waren die Arbeiten zur erneuten Vorbereitung der alternativen Bespeisung abgeschlossen /TEP 11a/. Die dabei angeschlossene mobile Feuerlöschpumpe wurde jedoch erst um 15:30 Uhr gestartet. Da sich der RDB-Druck zu diesem Zeitpunkt bei etwa 70 bar befand und die Pumpe erst bei einem niedrigeren Druck einspeisen kann, wurde versucht, den RDB-Druck über die S/E-Ventile zu senken. Da für das Öffnen der S/E-Ventile Gleichstrom erforderlich war, wurden provisorisch Autobatterien gesammelt und angeschlossen. Erst nach diesen Arbeiten konnte gegen 18:00 Uhr mit der Druckentlastung begonnen werden. Zuerst sank der Druck im RDB, jedoch wurde nachfolgend wieder ein Druckanstieg beobachtet. TEPCO und NISA vermuten, dass die pneumatischen S/E-Ventile aufgrund von Problemen mit der Druckluftversorgung wieder geschlossen haben. Gegen 19:03 Uhr wurde der RDB-Druck bei etwa 6,3 bar stabilisiert, was unter dem Förderdruck der mobilen Pumpen liegt. Um 19:20 Uhr wurde entdeckt, dass die mobile Pumpe keinen Treibstoff mehr hatte und

daher nicht in Betrieb war. Wie lange die Pumpe nach dem Start um 15:30 Uhr in Betrieb war und ob bzw. wie viel Wasser nach Unterschreiten des entsprechenden RDB-Drucks gegen 19:00 Uhr in den RDB eingespeist wurde, ist bis heute nicht geklärt. Nach Auffüllen des Treibstoffes wurde ab 19:54 Uhr Meerwasser direkt aus dem Pazifik in den RDB eingespeist /INPO 11/.

Nach heutigem Kenntnisstand ist wie zuvor erläutert davon auszugehen, dass der RDB vermutlich zwischen 9:00 Uhr (laut aktuellen Analysen der Zeitpunkt des Stopps der Einspeisung durch das RCIC) und kurz vor 20:00 Uhr für einen Zeitraum von ca. 11 Stunden nicht bespeist werden konnte. Nach neueren Erkenntnissen ist davon auszugehen, dass das Nachspeisesystem auch schon vor diesem Zeitpunkt nicht mehr mit seiner vollen Kapazität in den RDB eingespeist hat. Aktuelle Analysen gehen davon aus, dass es vermutlich kurz nach 18:00 Uhr zu einer Kernfreilegung, d. h. zu einem Absinken des Kühlmittelfüllstands im RDB unter die Oberkante des Kerns und ersten Brennelementschäden ab ca. 19:20 Uhr gekommen war. Simulationsrechnungen von TEPCO aus 2014 ergeben keine Beschädigung des RDBs. Dies ist jedoch maßgeblich davon abhängig, wieviel des durch Feuerlöschpumpen eingespeisten Wassers den Kern tatsächlich erreicht hat. /TEP 14a/

Zwischen 20:33 Uhr und 21:18 Uhr stieg der Druck im RDB wieder so weit an, dass die Feuerlöschpumpe nicht mehr einspeisen konnte. Daher wurde um 21:20 Uhr ein weiteres S/E-Ventil geöffnet und der Füllstand im RDB stieg wieder an.

Gegen 21:00 Uhr wurde ein weiterer Versuch zum Venting eingeleitet, nachdem durch die vorhergehende Explosion des Blocks 3 die Leitung nicht mehr freigeschaltet war. Dazu wurde ein pneumatisch betätigtes Ventil zur Kondensationskammer geöffnet. Es kam jedoch zu einem weiteren Druckanstieg im Containment und die Berstscheibe blieb intakt. Daher wurde versucht, ein anderes Ventil, diesmal zur Druckkammer hin, zu öffnen. Dieses schloss jedoch nach wenigen Minuten wieder. Es konnte keine Druckabsenkung im Containment beobachtet werden.

## **15. März 2011**

Gegen 6:14 Uhr wurde an Block 2 ein explosionsartiges Geräusch wahrgenommen. Da kurz darauf ein Druckabfall in der Kondensationskammer des Blocks beobachtet wurde, gingen TEPCO und NISA zunächst davon aus, dass es in Block 2 zu einer Wasserstoffexplosion und einer dadurch bedingten Beschädigung der Kondensationskam-

mer gekommen sei. Diese Einschätzung wurde in späteren Analysen aus zwei Gründen revidiert: Zum einen war die Anzeige der Druckmessung der Kondensationskammer nicht – wie zu erwarten – auf den im Fall einer Leckage dort herrschenden Umgebungsdruck sondern auf einen Wert von 0 gefallen /NISA 11/. Dies lässt auf einen Ausfall der Druckmessung schließen. Nach derzeitigem Kenntnisstand sprechen auch die in Block 2 gemessenen seismischen Daten gegen eine Explosion der Kondensationskammer. Deshalb wird derzeit davon ausgegangen, dass es sich bei dem gegen 6:14 Uhr wahrgenommenen Geräusch um die Explosion in Block 4 gehandelt hat, die sich etwa zu dieser Zeit ereignete /TEP 11b/.

Gegen 11:25 Uhr wurde ein Druckkammerdruck von 1,55 bar gemessen. Es ist nicht bekannt, wie es zu der Druckentlastung gekommen ist /TEP 11a/.

### **19./20. März 2011**

Die notstromgesicherten 6,9 kV-Schienen des Blocks wurden mittels am Standort verlegter Kabel auf eine externe Versorgung über einen Hilfstransformator auf eine 66 kV-Leitung geschaltet. Danach konnte auch die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben /TEP 11/.

Ab dem 20. März 2011 wurde außerdem damit begonnen, das Brennelementlagerbecken über das Brennelementlagerbeckenkühl- und -reinigungssystem mit Meerwasser zu bespeisen, um die dort befindlichen Brennelemente (587 abgebrannte, 28 neue) zu kühlen. Die Einspeisung wurde in den folgenden Monaten in unregelmäßigen Abständen wiederholt. Im weiteren Verlauf wurde Frischwasser zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens genutzt.

### **26./27. März 2011**

Die Bespeisung des RDB wurde von Meerwasser auf mit Borsäure versetztes Frischwasser umgestellt. Mit der Borsäure soll als zusätzliche Maßnahme die Unterkritikalität sichergestellt werden. Danach wurde zur Bespeisung des RDB die mobile Feuerlöschpumpe durch eine provisorische Elektropumpe ersetzt.

### **2.1.3.5 Chronologie des Unfallablaufs in Block 3**

#### **Erdbeben**

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 3 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Leistungsbetrieb. Der Reaktor wurde aufgrund des Erdbebens automatisch abgeschaltet. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Daraufhin starteten beide Notstromdiesel auslegungsgemäß. Durch den kurzzeitigen Spannungsabfall auf sicherheitstechnisch wichtigen Stromschienen kam es auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss des Frischdampfsystems, das heißt zu einem Schließen der Frischdampf-Isolationsarmaturen. Dies führte zu einem Druckanstieg im RDB über den Normaldruck von etwa 70 bar. Zur Begrenzung des Drucks wurde daraufhin über die Sicherheits- und Entlastungsventile Frischdampf aus dem RDB in die Kondensationskammer geleitet. Dadurch sank der Füllstand des Kühlmittels im RDB.

Zur Bespeisung des RDB und damit zur Füllstandshaltung wurde um 15:05 Uhr das Nachspeisesystem RCIC manuell in Betrieb genommen. Das System speiste Kühlmittel aus dem Kondensatvorratsbehälter in den RDB. Bei Erreichen eines hohen Füllstandes schaltete das System gegen 15:25 Uhr automatisch ab.

#### **Eintreffen des Tsunamis am Kraftwerksstandort**

Ab 15:27 Uhr trafen die ersten Wellen des Tsunami ein. Der Tsunami verursachte Schäden am Nebenkühlwassersystem und führte zum Ausfall der Notstromdiesel d.h. zum Ausfall der Drehstromversorgung. Im Gegensatz zu den Blöcken 1 und 2 wurden die Batterien nicht komplett überflutet. Es kam jedoch zu Teilausfällen in der Gleichstromversorgung, so dass ein Teil der Warteninstrumentierung nicht mehr funktionsfähig war /INPO 11/.

Um 16:03 Uhr wurde das Nachspeisesystem RCIC erneut zur Bespeisung des RDB manuell in Betrieb genommen. Die Schichtmannschaft stellten das RCIC-System dabei so ein, dass die Einspeisemenge nicht wie sonst üblich zwischen 0 % (aus) und 100 % (ein) alterniert, sondern auf eine geringere aber kontinuierliche Einspeisemenge. Diese Fahrweise sollte die Batterien schonen, da so die Ventile weniger verfahren werden mussten. Normalerweise wird das RCIC System gestartet, sobald der Füllstand unter

eine bestimmte Marke im RDB fällt und gestoppt, sobald der Füllstand ein bestimmtes Level wieder erreicht.

### **12. März 2011**

Um 11:36 Uhr fiel das Nachspeisesystem RCIC aus. Nach TEPCO-Angaben aus 2014 wurde das System aufgrund eines zu hohen Abgasdrucks der Turbine automatisch abgeschaltet. Zu diesem Zeitpunkt war die dafür benötigte Stromversorgung durch die Batterien noch gegeben. Deren Kapazität war erst in den Abendstunden erschöpft. Anschließend Versuche, das System wieder in Betrieb zu nehmen, schlugen jedoch fehl.

Aufgrund der fehlenden Bespeisung fiel der Füllstand im RDB. Daraufhin startete das Hochdruckeinspeisesystem HPCI aufgrund des niedrigen RDB-Füllstandes um 12:35 Uhr automatisch. Infolgedessen stieg der Füllstand im RDB wieder und der Druck im Reaktor sank durch permanente Dampfentnahme bis zum Verlust der Druckmessung um 20:36 Uhr auf ca. 7 bar ab.

### **13. März 2011**

Vermutlich sank die durch das HPCI eingespeiste Wassermenge bereits vor dem manuellen Stopp des Systems. Nach neueren Analysen von TEPCO sank der Füllstand im RDB gegen 2:30 Uhr bis zur Obergrenze des Kerns ab und Schäden an den Brennelementen traten ab ca. 5:10 Uhr auf. /TEP 14a/

Um 2:42 Uhr wurde die Bespeisung des RDB durch das Hochdruckeinspeisesystem HPCI manuell gestoppt, um eine alternative Einspeisung mittels einer dieselgetriebenen Feuerlöschpumpe zu ermöglichen. Der Druck im RDB war zu diesem Zeitpunkt stark abgefallen (unter 10 bar), da das HPCI im Vergleich zum RCIC eine deutlich größere Menge Wasser in den RDB einspeist. Da nun das HPCI nicht mehr in Betrieb war, stieg der Druck im RDB rasch wieder an, wurde in der Folge zunächst über S/E-Ventile begrenzt und stabilisierte sich ab 4:30 Uhr zwischen 74 und 72 bar. Damit lag der RDB-Druck ab diesem Zeitpunkt unter dem Ansprechdruck für die Druckbegrenzung über die S/E-Ventile. Die Umstellung auf eine Einspeisung mittels einer dieselgetriebenen Feuerlöschpumpe war nicht möglich, da der zu diesem Zeitpunkt herrschende RDB-Druck wieder über dem Druckwert lag, gegen den mit einer solchen Pumpe eingespeist werden kann. Die zur Einspeisung benötigte Absenkung des RDB-Drucks scheiterte daran, dass die S/E-Ventile aufgrund der fehlenden Stromversorgung nicht

zur Druckentlastung geöffnet werden konnten. Damit war ab diesem Zeitpunkt keine Bespeisung des RDB mehr gegeben. Es wurde versucht, das HPCI wieder zu starten, was jedoch nicht gelang. Ein Versuch, das Nachspeisesystem RCIC erneut in Betrieb zu nehmen, scheiterte ebenfalls /INPO 11/.

Gleichzeitig wurde mit den Vorbereitungen für eine Druckentlastung aus dem Containment (Venting) begonnen. Dafür waren verschiedene manuelle Maßnahmen notwendig. Zum einen wurde mit einem mobilen Generator versucht, die Magnetventile wieder mit Strom zu versorgen, um eines der pneumatischen Ventile zur Kondensationskammer hin zu öffnen. Das Ventil blieb jedoch geschlossen. Mit einer provisorischen Druckluftversorgung konnte das Ventil dann geöffnet werden. Nachdem auch das motorgesteuerte Ventil geöffnet wurde, war die Ventingleitung gegen 8:41 Uhr freigeschaltet. Der Druck im Containment blieb jedoch unter dem Ansprechdruck der Berstscheibe.

Zwischenzeitlich wurde weiter daran gearbeitet, eine Druckentlastung des RDB durchzuführen, um eine Einspeisung über die dieselbetriebene Pumpe zu ermöglichen. Dazu wurden unter anderem Autobatterien zusammengetragen, um mit dem Batteriestrom ein S/E-Ventil öffnen zu können. Um 8:55 Uhr lag der Reaktordruck bei etwa 73 bar und fiel zwischen 9:00 Uhr und 9:10 Uhr schnell auf 4,6 bar ab. Dieses Verhalten wird derzeit von TEPCO mit der wieder verfügbaren Funktion der automatischen Druckentlastung (ADS) erklärt. Es wird angenommen, dass mehrere S/E-Ventile gleichzeitig automatisch geöffnet wurden und der Druck auf diese Weise so schnell abgesenkt wurde. /TEP 14a/

Nach der Druckentlastung wurde ab 9:25 Uhr Frischwasser über eine Feuerlöschleitung in den RDB eingespeist. Als Frischwasserquelle diente hierbei eine Löschwasserzisterne. Diese Zisterne war gegen 12:20 Uhr erschöpft. Die Bespeisung wurde daraufhin auf das mit Meerwasser gefüllte Kraftschlussbecken von Block 3 umgestellt und konnte ab 13:12 Uhr wieder aufgenommen werden /INPO 11/, /NISA 11a/.

Nach heutigem Kenntnisstand war damit zwischen dem Ausschalten des Hochdruckeinspeisesystems um 2:42 Uhr und dem Beginn der Einspeisung mit der dieselbetriebenen Pumpe gegen 9:25 Uhr für rund 6,5 Stunden keine Bespeisung des RDB und damit keine Kühlung des Kerns gegeben. Laut aktuellen Simulationsergebnissen von TEPCO traten erste Schäden am RDB gegen 7:10 Uhr. Bisher war von ersten Kernschäden erst nach 10 Uhr ausgegangen worden. Diese neuen Ergebnisse lassen

schließen, dass der Kern in Block 3 weitaus mehr zerstört wurde, als bislang angenommen. /TEP 14a/

Um 11:17 Uhr wurde bemerkt, dass das pneumatische Ventil der Ventingleitung aufgrund von Problemen mit der Druckluftversorgung wieder geschlossen war /INPO 11/. Um 17:52 Uhr wurde ein provisorischer Kompressor in Betrieb genommen und an das Druckluftsystem angeschlossen. Gegen 21:10 Uhr konnte eine erneute Druckentlastung des Containments beobachtet werden. Daher wird davon ausgegangen, dass sich das pneumatische Ventil geöffnet hat /TEP 11b/.

#### **14. März 2011**

Um 1:10 Uhr wurde die Bespeisung des RDB unterbrochen, da das Kraftschlussbecken leer war. Daraufhin wurde begonnen, das Becken wieder mit Feuerlöschpumpen zu befüllen. Gegen 3:20 Uhr konnte die Einspeisung wieder aufgenommen werden. Im weiteren Verlauf wurde das Kraftschlussbecken mit zusätzlichen Feuerlöschpumpen bespeist /INPO 11/.

Gegen 2:00 Uhr wurde erneut ein Anstieg des Containmentdrucks festgestellt. Aufgrund von Problemen mit dem bereits geöffneten pneumatischen Ventil wurde um 5:20 Uhr das parallel geschaltete pneumatische Ventil geöffnet /INPO 11/.

Um 11:01 Uhr ereignete sich eine Explosion, die insbesondere den oberen Bereich des Reaktorgebäudes zerstörte. NISA und TEPCO gehen davon aus, dass es sich hierbei um eine Wasserstoffexplosion gehandelt hat und dass der Wasserstoff sich durch Leckagen am Sicherheitsbehälter im Reaktorgebäude ansammeln konnte /TEP 11b/. Leckagen im Ventingsystem können jedoch auch nicht vollständig ausgeschlossen werden. Durch die Explosion wurden auch die Feuerlöschpumpen und die Schläuche so stark beschädigt, dass der RDB mit diesen Mitteln zunächst nicht mehr bespeist werden konnte /INPO 11/. Erst nachdem ein neues Leitungssystem aufgebaut worden war, konnte die Einspeisung von Meerwasser direkt aus dem Pazifik gegen 15:30 Uhr wieder aufgenommen werden /INPO 11/.

#### **17. März 2011**

Ab dem 17. März 2011 wurde damit begonnen, das Brennelementlagerbecken des Blocks in unregelmäßigen Abständen zu bespeisen, um die dort befindlichen Brenn-

elemente (514 abgebrannte, 52 neue) zu kühlen. Da die Dachkonstruktion durch die Explosion zerstört wurde, wurde zunächst versucht, das Brennelementlagerbecken von Hubschraubern aus mit Wasser zu versorgen. Dies wurde jedoch wegen der hohen Ortsdosisleistung (ODL) über dem Reaktorgebäude und wegen fehlender Effektivität nach wenigen Anflügen aufgegeben. Im weiteren Verlauf wurden Versuche mit Wasserwerfern unternommen. Erst durch den Einsatz von Autobetonpumpen konnte jedoch eine ausreichende Bespeisung sichergestellt werden. Ende Mai konnte schließlich eine Einspeisung über Leitungen des Brennelementlagerbeckenkühl- und Reinigungssystems eingerichtet werden.

## **22. März 2011**

Die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes konnte über die notstromgesicherte 6,9 kV Schiene des Blocks auf die provisorische externe Stromversorgung des Blocks geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben /TEP 11/.

## **25./27. März 2011**

Die Einspeisung in den RDB wurde von Meerwasser auf Frischwasser umgestellt. Danach wurde die Frischwassereinspeisung in den RDB mit einer provisorischen elektromotorbetriebenen Pumpe fortgesetzt, die die Feuerlöschpumpe ersetzte.

### **2.1.3.6 Chronologie des Unfallablaufs in Block 4**

#### **Erdbeben**

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 4 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Revision. Der Kern war vollständig in das Brennelementlagerbecken entladen. Damit befanden sich 1331 abgebrannte sowie 204 neue Brennelemente in dem Brennelementlagerbecken. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. TEPCO nimmt an, dass ein Notstromdiesel startete, da der Füllstand des Kraftstofftanks gesunken war und die vom Diesel versorgten Komponenten betrieben wurden. Aufgrund der Revision war der Prozessrechner nicht verfügbar, so dass keine Aufzeichnungen über einen erfolgreichen Start des Diesels existieren. Der zweite Notstromdiesel war aufgrund von Instandhaltungsarbeiten nicht verfügbar.

Durch den Ausfall der externen Stromversorgung konnte die Kühlung nicht mehr über die Kühlwasserpumpe für das Brennelementlagerbecken erfolgen. Es wäre über manuelle Eingriffe möglich gewesen, das Brennelementlagerbecken über das RHR und andere Systeme, die über den Notstromdiesel versorgt wurden, zu kühlen. Diese wurden jedoch vor Erreichen des Tsunami nicht durchgeführt.

### **Eintreffen des Tsunamis am Kraftwerksstandort**

Der eintreffende Tsunami verursachte Schäden an den Notstromdieseln und den Batterien, was zu einem Ausfall der gesamten Stromversorgung führte. Damit war eine Kühlung des Brennelementlagerbeckens nicht mehr möglich.

### **15. März 2011**

Gegen 6:14 Uhr kam es zu einer Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes. TEPCO geht davon aus, dass es sich um eine Wasserstoffexplosion gehandelt hat. Es wird angenommen, dass Teile des in Block 3 gebildete Wasserstoffs während des Ventings über das Lüftungssystem des von Block 3 und 4 gemeinsam genutzten Kamines nach Block 4 gelangen konnte. Zudem sind in den Rohrleitungen des Lüftungssystems keine Rückschlagklappen vorhanden, die ein Rückströmen bzw. Einströmen in das System des anderen Blocks verhindern. Die pneumatischen Ventile des Lüftungssystems sind so ausgelegt, dass diese bei einem Verlust der Stromversorgung öffnen. Somit standen die Ventile des Abluftsystems von Block 4 in Offenstellung. Zusätzlich wurden die vorhandenen Filter im Lüftungssystem des Blocks 4 untersucht. Die Ergebnisse zeigten, dass die Dosisleistung zum Kamin hin anstieg, was die Theorie bekräftigt, dass Wasserstoff aus Block 3 für die Explosion verantwortlich war /NISA 11/, /TEP 11/.

### **Ab dem 20. März 2011**

Ab dem 20. März 2011 wurde damit begonnen, das Brennelementlagerbecken in unregelmäßigen Abständen zu bespeisen, um die dort befindlichen Brennelemente zu kühlen. Da die Dachkonstruktion durch die Explosion zerstört wurde, wurde mittels Wasserwerfern versucht, das Brennelementlagerbecken mit Wasser zu versorgen. Im weiteren Verlauf wurde die Bespeisung mit Autobetonpumpen sichergestellt. Ab Mitte Juni konnte eine provisorische Einspeisung realisiert werden /TEP 11/.

### **2.1.3.7 Chronologie des Unfallablaufs in den Blöcken 5 und 6**

#### **Erdbeben**

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 waren die Blöcke 5 und 6 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Revision. In beiden Blöcken befand sich der Kern im RDB. Da in Block 5 zum Zeitpunkt des Erdbebens eine Druckprobe durchgeführt wurde, betrug der Druck im RDB etwa 72 bar. Der Reaktor des Blocks 6 war zu diesem Zeitpunkt drucklos. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Die beiden Notstromdiesel des Blocks 5 und die drei Notstromdiesel des Blocks 6 starteten auslegungsgemäß.

#### **Eintreffen des Tsunamis am Kraftwerksstandort**

Durch den eintreffenden Tsunami kam es zum Ausfall der beiden Notstromdiesel des Blocks 5, zum Ausfall von zwei der drei Notstromdiesel des Blocks 6 sowie zu einem Ausfall des Nebenkühlwassersystems in beiden Blöcken. Damit war die Drehstromversorgung des Blocks 6 im Gegensatz zu den anderen Blöcken noch verfügbar. Infolge des Ausfalls des Nebenkühlwassers konnte die Nachwärme jedoch nicht mehr über das RHR abgeführt werden.

#### **Ab dem 12. März 2011**

Aufgrund des Ausfalls der Drehstromversorgung kam es zuerst zu einem Druckabfall im Reaktor des Blocks 5, da u.a. die Pumpe, die für den Druckaufbau bei der Druckprobe sorgte, nicht mehr mit Strom versorgt war. Im weiteren Verlauf stieg der Druck wieder aufgrund der Nachzerfallswärme auf etwa 80 bar an. Daher wurde der RDB des Blocks 5 druckentlastet, um mit einer Einspeisung durch die Niederdrucksysteme beginnen zu können.

Der Block 5 konnte ab dem 13. März 2011 über den Notstromdiesel des Blocks 6 mit versorgt werden. Somit konnte in beiden Blöcken Kühlmittel aus dem Kondensatvorratsbehälter in den RDB eingespeist werden. Der Druck wurde im weiteren Verlauf über die S/E-Ventile geregelt. Am 19. März wurde in beiden Blöcken eine provisorische Nebenkühlwasserpumpe installiert, mit der die Nachkühlsysteme (RHR) wieder in Be-

trieb genommen werden konnten. Dadurch konnte für jeden der beiden Blöcke alternierend sowohl der Reaktor als auch das Brennelementlagerbecken gekühlt werden.

#### **2.1.4 Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen in Fukushima Daiichi**

Seit dem Unfall am 11. März 2011 hat der Betreiber TEPCO eine Vielzahl von Maßnahmen durchgeführt, die der Stabilisierung der Zustände der Blöcke 1 bis 4 der Anlage Fukushima Daiichi und der Bewältigung der Unfallfolgen dienen. Dieser Abschnitt gibt einen Überblick über die wesentlichen Maßnahmen und Arbeiten bis Anfang 2015 sowie über die Grundzüge der mittel- bis langfristigen Planungen zur Stilllegung und zum Abbau der Anlagen. Die hier wiedergegebenen Informationen stammen vorwiegend aus Berichten und Pressemitteilungen von TEPCO und METI (insbesondere /TEP 13a/, /TEP 14/, /METI 13/).

##### **2.1.4.1 Überblick über die Planungen**

Aufgefordert durch die japanische Regierung hat TEPCO in Abstimmung mit der Aufsichtsbehörde NISA (zuständige Behörde ist seit September 2012 die „Nuclear Regulation Authority“, NRA) einen Zeitplan zur Stilllegung und zum Abbau der Blöcke 1 bis 4 erstellt, die sogenannte „Roadmap“ („Road-map towards Restoration from the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station“). Der Plan wurde von der japanischen Regierung bzw. NISA genehmigt. Die Durchführung einzelner Maßnahmen steht unter dem Vorbehalt der Genehmigung durch die Behörde. Die Planung ist in drei Phasen unterteilt, die sich über einen Gesamtzeitraum von 30 bis 40 Jahren erstrecken.

**Phase 1:** Die erste Phase erstreckte sich über einen Zeitraum von ca. zwei Jahren (beginnend mit der Deklaration des Zustands „cold shutdown“ im Dezember 2011). In dieser Zeit wurden die Freisetzungen radioaktiver Stoffe weiter vermindert, Vorbereitungen zur Bergung der Brennelemente (BE) aus den BE-Lagerbecken getroffen und die für die spätere Bergung des Kernbrennstoffs erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gestartet. Die Phase 1 wurde mit der Bergung der ersten Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 im November 2013 beendet.

**Phase 2:** Phase 2 begann am 18. November 2013 mit dem erstmaligen Entladen eines Brennelements aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 und soll etwa 2022 abgeschlossen sein. Bis dahin sollen die Brennelemente aus den BE-Lagerbecken der Blöcke 1

bis 4 entfernt und das gesamte angesammelte Inventar an kontaminierten Wässern behandelt worden sein. Zum Abschluss der Phase 2 soll mit der Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren begonnen werden.

**Phase 3:** Die dritte Phase umfasst schließlich die vollständige Bergung der Kernbrennstoffe aus den Reaktoren und den Abbau der Blöcke 1 bis 4. Außerdem sollen in dieser Phase am Standort eine Anlage zur Abfallaufbereitung errichtet und Möglichkeiten zur Abfalllagerung geschaffen werden. Insgesamt wird für diese letzte Phase ein Zeitraum von weiteren 20 bis 30 Jahren nach Abschluss der Phase 2 veranschlagt.

#### **2.1.4.2 Bisherige Maßnahmen und gegenwärtiger Stand**

Die Maßnahmen, die während der ersten Monate nach dem Unfall ergriffen wurden, dienten im Wesentlichen zwei Zielen: Zum einen ging es darum, die Kühlung des in den Reaktoren und den Brennelementlagerbecken vorhandenen Kernbrennstoffs zu stabilisieren und besser gegen mögliche weitere Einwirkungen von außen – etwa weitere Erdbeben, Überflutungen – zu schützen. Zum anderen sollte die Freisetzung radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser reduziert und der Strahlenschutz der Beschäftigten verbessert werden.

##### **2.1.4.2.1 Kühlung, Stromversorgung und Einspeisung von Stickstoff**

**Kühlung der Reaktoren der Blöcke 1 – 3:** Die Reaktorblöcke 1 bis 3 wurden in der ersten Woche nach dem Unfall über mobile Pumpen bespeist. Zunächst wurde dazu teilweise Meerwasser verwendet; später wurden alle drei Blöcke auf Frischwassereinspeisung mit Elektropumpen umgestellt, die vom externen Stromnetz versorgt werden. Die Elektropumpen befinden sich auf einem nahegelegenen Hügel. Seit Ende Juni 2011 wird das Kühlwasser für die Blöcke 1 bis 3 aus der zwischenzeitlich errichteten Wasseraufbereitungsanlage entnommen (s. nachfolgenden Abschnitt 2.1.4.2.2). Während der Sommermonate kann das Kühlwasser vor dem Einspeisen in die Reaktoren gekühlt werden. Die Temperatur des Wassers in den Reaktoren schwankt abhängig von den Jahreszeiten zwischen 10 und 40 °C.

Seit Juni 2013 werden für die Bespeisung Kondensatpumpen genutzt, die im Maschinenhaus installiert sind. Bis zu diesem Zeitpunkt wurden die o.g. mobilen Pumpen verwendet. Die zunächst verwendeten Kühlwasserschläuche wurden vollständig durch

Rohrleitungen aus Kunststoff (Polyethylen) ersetzt und die Gesamtlänge der Leitungen von ca. 4 km auf rund 3 km verringert. Durch diese Maßnahmen wurde die Robustheit des Einspeisesystems erhöht. Die Einspeisung kann bei einem Ausfall der vom externen Stromnetz versorgten Kondensatpumpen über mehrere Ersatzaggregate (u. a. über von Dieselgeneratoren versorgten Elektropumpen oder Feuerlöschfahrzeuge) erfolgen. Als Kühlmittelreservoir stehen mehrere Vorratsbehälter zur Verfügung. Zur Gewährleistung einer kontinuierlichen Bespeisung der RDB wurde in 2014 damit begonnen, Noteinspeisestellen zu installieren.

Die eingespeiste Wassermenge wurde Anfang 2014 für die beiden Blöcke 2 und 3 schrittweise reduziert. Seit Mitte Februar 2014 werden in alle drei Blöcke täglich zusammen insgesamt rund 325 m<sup>3</sup> Wasser eingespeist.

**Kühlung der Brennelemente-Lagerbecken:** Zur Kühlung der BE-Lagerbecken der Blöcke 1, 3 und 4 wurden zwischen Ende Juni und Mitte August 2011 alternative Kühlsysteme errichtet, mit denen das Beckenwasser in einem separaten, geschlossenen Kreislauf über Luftkühler gekühlt wird. In Block 2 konnte das anlageneigene Beckenkühlsystem wieder in Betrieb genommen werden. Das Beckenwasser in den Blöcken 2, 3 und 4 wurde inzwischen mit mobilen Anlagen entsalzt, um Korrosionsschäden vorzubeugen. Für Block 1 ist keine Entsalzung notwendig, da kein Meereswasser in das BE-Lagerbecken eingespeist wurde. Nach Angaben von TEPCO sollte die Kühlung für die BE-Lagerbecken nach einem Ausfall innerhalb von 6 Stunden wiederhergestellt werden können. Bei einem Ausfall der Kühlung eines BE-Lagerbeckens stünden im Übrigen mehrere Wochen zur Verfügung, bevor der Füllstand im Becken kritische Werte erreicht. Nach wie vor stehen außerdem die bereits kurz nach dem Unfall eingesetzten Autobetonpumpen zur Einspeisung von Wasser bereit.

Wenn es in einem BE-Lagerbecken zum vollständigen Verlust des Kühlmittels (trockenes BE-Lagerbecken) kommt, muss die Nachzerfallsleistung der Brennelemente durch die umgebende Luft (sog. Konvektion) abgeführt werden. Für Brennelemente, die nach ihrer Einsatzzeit im Reaktor in das BE-Lagerbecken überführt wurden und dort drei Jahre lagern – wie es für die Blöcke 1 – 4 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi der Fall ist –, kann die sich einstellende Luftströmung nach Abschätzungen der GRS ausreichen, um die noch freigesetzte Leistung abzuführen, ohne dass Temperaturen erreicht werden, bei denen es zu Schäden an den Hüllrohren der Brennelemente (ab ca. 900 °C) oder gar zu einer Schmelze (> 2.000 °C) kommt.

**Stromversorgung:** Um zu gewährleisten, dass auch nach einem weiteren Beben oder einer weiteren Überflutung eine Kühlung schnell wiederhergestellt werden kann, ist neben der Verfügbarkeit von Reservepumpen auch eine möglichst robuste Stromversorgung erforderlich. Seit März 2012 stehen hierfür sechs externe Netzanschlüsse sowie mehrere Dieselgeneratoren, teilweise auf Fahrzeugen, zur Verfügung. Dadurch hat sich die Stromversorgungssituation am Standort seit dem Unfall wesentlich verbessert. Der Ausfall einer Stromversorgung kann durch mehrere andere Versorgungsmöglichkeiten kompensiert werden. Zum Schutz gegen mögliche Überflutungen befinden sich Dieselgeneratoren ebenso wie Fahrzeuge und Pumpen auf einem Hügel. Provisorisch errichtete Schaltanlagen wurden inzwischen durch fest installierte Schaltanlagen ersetzt.

**Einspeisung von Stickstoff:** Zur Vorsorge gegen eine Verbrennung bzw. Explosion durch verbliebenen oder neu entstehenden Wasserstoff (Entstehung vermutlich durch Radiolyse; Wasserstoffbildung aufgrund hoher Temperaturen im Reaktor wird aufgrund der angegebenen Temperaturen von ca. 15 – 60 °C nicht angenommen) wird kontinuierlich Stickstoff in die Containments und die Reaktordruckbehälter eingespeist. Mittels der Ende 2011 bis Anfang 2012 in Betrieb genommenen Lüftungsanlagen für die Containments der Blöcke 1 – 3 wird auch die Zusammensetzung der jeweiligen Containmentatmosphäre überwacht. Seitdem ist kein Anstieg der Xenon-135 Konzentrationen beobachtet worden, der als Indiz für unkontrollierte Kernspaltungen zu werten wäre. Im Dezember 2012 wurde in Block 1 und im Mai 2013 in Block 2 mit der Verdrängung von verbliebenem Wasserstoff aus dem oberen Torusbereich mittels diskontinuierlicher, direkter Einspeisung von Stickstoff begonnen. Ende 2013 wurde das Einspeisen von Stickstoff in die Containmentatmosphäre bzw. in die Torusbereiche der Blöcke 1 und 2 eingestellt, da es keine Anzeichen mehr für einen möglichen Anstieg der Wasserstoffkonzentration gab.

#### **2.1.4.2.2    Aufbereitung und Lagerung kontaminierter Wässer**

Das zur Kühlung in die Reaktoren eingespeiste Wasser fließt über Leckagen in die Druckkammer der Containments. Von dort aus gelangt es auf bisher unbekanntem Wege in den unteren Reaktorgebäudebereich und von dort weiter in das benachbarte Maschinenhaus. Auf seinem Weg kommt das Wasser mit Radionukliden in Kontakt, die vorwiegend aus dem geschmolzenen Kernbrennstoff stammen, und wird dadurch kontaminiert.

Die Gesamtmenge des kontaminierten Wassers vergrößert sich zusätzlich dadurch, dass Grundwasser sowohl in die Reaktorgebäude als auch in die Maschinenhäuser eindringt. Im Dezember 2012 schätzte TEPCO die Menge des eindringenden Grundwassers auf rund 400 m<sup>3</sup> pro Tag. Zusammen mit dem in die Reaktoren eingespeisten Wasser (ebenfalls ca. 400 m<sup>3</sup>, Stand Dezember 2012) fielen nach Angaben von TEPCO damit fast 800 m<sup>3</sup> kontaminiertes Wasser pro Tag an. Diese Menge konnte durch die Reduzierung der Einspeisung in die Reaktoren der Blöcke 2 und 3 seit Mitte Februar 2014 verringert werden. Nach Inbetriebnahme von Grundwasserdrainagebrunnen (s Abschnitt 2.1.4.2.3) ab April 2014 schätzt TEPCO die Menge des täglich anfallenden kontaminierten Wassers auf ca. 700 m<sup>3</sup>.

Im Juli 2013 informierte TEPCO die zuständige Behörde darüber, dass aufgrund steigender Nuklidkonzentrationen im Hafenbecken davon auszugehen ist, dass kontaminiertes Wasser aus den Untergeschossen der Maschinenhäuser in das Grundwasser und weiter in das Meer gelangt. Nachfolgende Messungen der Aktivitätskonzentrationen verschiedener Radionuklide wie Cäsium, Tritium und Strontium im Grundwasser zwischen den Maschinenhäusern und dem Hafenbecken bestätigten die Annahme von Freisetzungen; bis Februar 2014 wurden dort teilweise erhebliche Konzentrationen gemessen. TEPCO geht davon aus, dass das Wasser durch Kabelkanäle und Rohrleitungstunnel austritt.

**Aufbereitung kontaminierter Wässer:** Um die Gesamtmenge des kontaminierten Wassers zu reduzieren, wurden auf dem Anlagengelände verschiedene Anlagen zur Wasseraufbereitung errichtet und in Betrieb genommen. Sie bilden einen Teil des „offenen Kühlkreislaufs“, in dem Wasser aus den Gebäuden abgepumpt und zum Teil wieder zur Kühlung in die Reaktoren eingespeist wird. Die Aufbereitung des Wassers erfolgt in mehreren Schritten. In einem ersten Schritt wird das Wasser von Ölrückständen befreit. Anschließend entzieht man einen Teil der radioaktiven Stoffe – insbesondere Cäsium. Dafür werden vorwiegend die beiden Anlagen mit Adsorptionskolonnen („Kurion“, in Betrieb seit 17.07.2011 und „SARRY“, in Betrieb seit 19.08.2011) genutzt. Die Effektivität dieser Anlagen ist nach Angaben von TEPCO sehr hoch; das Cäsium soll zu über 99 % entzogen werden.

**Entsalzung:** Vor der Wiedereinspeisung in die Reaktoren wird das Wasser in separaten Anlagen mittels Umkehrosmose oder Verdampfung entsalzt. Dabei entsteht neben entsalztem Wasser, das zur Wiedereinspeisung in die Reaktoren verwendet wird, aufkonzentriertes kontaminiertes Salzwasser, das zwischengelagert wird. Am 10. Januar

2015 wurde eine weitere Entsalzungsanlage in Betrieb genommen, die ebenfalls mit dem Umkehrosmoseverfahren arbeitet. Deren Aufbereitungskapazität beträgt zwischen 500-900 m<sup>3</sup>/d. Neben der Entsalzung wird dem Wasser mit dieser Anlage auch Strontium entzogen. Die Konzentration des Radionuklids kann so auf 1/100 bis 1/1000 seines Ausgangswerts reduziert werden. Die mit den vorgenannten Anlagen aufbereiteten Wassermengen betragen zum 22. Januar 2013 ca. 535.000 m<sup>3</sup>, zum 21. Januar 2014 ca. 856.000 m<sup>3</sup> und zum 1. Januar 2015 ca. 1.132.000 m<sup>3</sup>.

**Strontium:** Die beiden Anlagen zur Filterung von Cäsium wurden nach Angabe von TEPCO im Oktober 2014 mit Einrichtungen zur Strontium-Entfernung aufgerüstet. Deren Reinigungskapazität beträgt für Kurion 600 m<sup>3</sup>/d und für Sarry 1.200 m<sup>3</sup>/d, jeweils bei einer Verringerung der Strontium-Konzentration ebenfalls auf 1/1000 des Ausgangswerts. Die Entfernung des Strontiums aus dem Wasser soll die radiologische Gefährdung bei Leckagen im Tanklager reduzieren sowie die Strahlenbelastung der Arbeiter und die Dosisleistung am Anlagenzaun vermindern. In 2014 wurde ein wesentlicher Anstieg der ODL am Anlagenzaun gemessen. Dies wird von TEPCO auf die Bremsstrahlung aus den inzwischen zahlreich vorhandenen und mit kontaminiertem Wasser gefüllten Tanks zurückgeführt. Die vorhandene Beta-Strahlung aus dem kontaminierten Wasser in den Tanks wird zwar durch die Tankwand gut abgeschirmt, aber bei der Abbremsung in der Tankwand wird Energie frei, die in Form von Gamma-Strahlung in die Umgebung gelangt.

Um die Konzentration von Strontium im konzentrierten Salzwasser weiter zu verringern, wurde am 2. Oktober 2014 die erste mobile Strontium-Reinigungsanlage im Tankbereich eingesetzt. Die Anlage kann bis zu 300 m<sup>3</sup>/d konzentriertes Salzwasser verarbeiten und soll die Strontiumkonzentration auf 1/1000 des Ausgangswerts vermindern. Inzwischen werden weitere Anlagen dieses Typs eingesetzt.

**Multinuklidfilteranlagen:** Um die Konzentrationen weiterer Radionuklide im zwischengelagerten Wasser zu verringern, wurde eine sogenannte Multinuklidanlage (ALPS) errichtet. Von TEPCO wurde angegeben, dass 62 verschiedene Radionuklide dem aufkonzentrierten Salzwasser damit entzogen werden können; eine Separation des in den kontaminierten Wässern vorhandenen Tritiums ist jedoch nicht möglich. TEPCO beabsichtigt, mit dieser Anlage das Wasser so weit zu reinigen, dass die Grenzwerte für eine Einleitung in das Meer unterschritten werden. Seit November 2012 ist der erste Strang der im Endausbau dreisträngigen Anlage (Reinigungskapazität: max. 250 m<sup>3</sup> pro Tag und Strang) fertiggestellt. Erste Versuche, einen Strang mit kon-

taminiertem Wasser zu betreiben, starteten im März 2013. TEPCO spricht im Zusammenhang mit dem Betrieb des ALPS auch Anfang 2015 noch von einem Testbetrieb (»hot testing«). Nach bislang von TEPCO veröffentlichten Daten liegt die Effektivität der Reinigung in Größenordnungen, die mit denen der beiden o. g. Anlagen vergleichbar sind.

2014 sind zwei weitere Multinuklidanlagen („additional ALPS“ und „advanced ALPS“ bzw. „High performance ALPS“) errichtet worden. Die Kosten für die Anlagen sollen nach Angabe von METI 150 Millionen US \$ betragen. Bis zum 27. November 2014 wurde mit den drei ALPS-Systemen insgesamt 210.000 m<sup>3</sup> konzentriertes Salzwasser gereinigt. In den Tanks zur Zwischenlagerung konzentrierten Salzwassers befanden sich am 23.12.2014 ca. 312.000 m<sup>3</sup> (Dezember 2012 ca. 250.000 m<sup>3</sup>, 21. Januar 2014 ca. 336.000 m<sup>3</sup>). Seit September 2014, als das Volumen des zwischengelagerten konzentrierten Salzwassers mit 367.000 m<sup>3</sup> seinen Höhepunkt erreicht hatte, nimmt die Menge kontinuierlich ab. Das liegt zum einen an der Aufbereitung in den ALPS-Anlagen. Darüber hinaus trägt auch das Abpumpen von Grundwasser auf der Landseite der Anlage dazu bei (siehe Grundwasserdrainagebrunnen, Abschnitt 2.1.4.2.3). TEPCO hatte vorgesehen, dass im 1. Quartal 2015 alle bis dahin angefallenen Wässer, gereinigt sein sollten. Inzwischen wurde dieser Termin nach hinten verschoben.

**Tritium:** Es laufen Ausschreibungen für Anlagen zur Abtrennung des Tritiums aus dem mit den ALPS-Anlagen gereinigten Wasser. Ziel von TEPCO ist es, das gereinigte Wasser nach Abtrennung des Tritiums ins Meer einleiten zu dürfen. Damit wäre die Zwischenlagerung der Wässer in großen Umfang nicht mehr nötig und es müssten keine neuen Lagerkapazitäten zur Verfügung gestellt werden.

**Zwischenlagerung Wasser:** Zur Zwischenlagerung des Wassers, das nach der Behandlung nicht wieder in die Reaktoren eingespeist wird, wurden auf dem Anlagengelände verschiedene Behälter aufgestellt. Zu diesem Zweck kam unter anderem auch ein Schwimmponton, das sog. Megafloat, zum Einsatz. Zusätzlich wurden unterirdische Wasserspeicher angelegt und gefüllt. Nachdem an diesen Speichern Anfang April 2013 Leckagen festgestellt worden waren, wurde beschlossen, alle unterirdischen Speicher zu entleeren und Wasser zukünftig nur noch in oberirdischen Tanks zu lagern.

Durch die kontinuierlich steigende Menge an Wasser, das zu lagern ist, müssen die Lagerkapazitäten seit Mitte 2011 stetig erweitert werden. Die oberirdischen Tanks wurden bzw. werden in verschiedenen Aufstellbereichen hinter (d. h. landseitig) den Blö-

cken 1 bis 4 errichtet. Am 1. Januar 2015 betrug die Gesamtmenge des in den Tanks gelagerten Wassers rund 591.000 m<sup>3</sup>. Die Gesamt-Lagerkapazität setzt sich aus der Lagerung konzentrierten Salzwassers, Frischwassers zur Bespeisung der Reaktoren, mit ALPS-Anlagen behandelten Wassers und konzentrierten radioaktiven Flüssigabfällen zusammen. TEPCO gibt an, dass die auf dem Anlagengelände zur Verfügung stehenden Flächen den Ausbau der Gesamt-Lagerkapazität auf bis zu 800.000 m<sup>3</sup> erlauben. Diese Kapazität könnte nach derzeitigen Abschätzungen von TEPCO in der zweiten Jahreshälfte 2015 erreicht werden.

Bei dem Aufbau oberirdischer Lagerkapazitäten wurden in großem Umfang Tanks mit einem Volumen von jeweils 1.000 m<sup>3</sup> errichtet, die aus mehreren Segmenten verschraubt sind. Die Entscheidung von TEPCO, diese Form der Konstruktion anstelle von geschweißten Tanks zu wählen, beruht offenbar auf dem Umstand, dass verschraubte Tanks deutlich schneller und mit geringeren Fachkenntnissen aufgebaut werden können und dadurch die Aufenthaltsdauer des zum Aufbau benötigten Personals in Bereichen mit vergleichsweise hohen Ortsdosisleistungen entsprechend verkürzt wird. Die verschraubten Tanks verfügten in der Mehrzahl nicht über Einrichtungen zur Füllstandsmessung. Solche Einrichtungen wurden inzwischen nachgerüstet, wobei jetzt auch die Möglichkeit einer zentralen Überwachung der Füllstände besteht. Durch eine zentrale Kontrolle der Füllstände soll eine möglichst frühzeitige Erkennung von Leckagen ermöglicht werden. Im Februar 2014 kündigte TEPCO an, 750 der verschraubten Tanks durch verschweißte Tanks zu ersetzen. Der Austausch begann im März 2014 und soll in 2015 abgeschlossen sein.

**Leckagen:** Vor allem im Jahr 2013 ist es an oberirdischen Tanks wiederholt zu Leckagen gekommen, bei denen kontaminiertes Wasser in die Umgebung gelangt ist. Teilweise waren die Leckagen auf die oben erwähnte Konstruktionsweise zurückzuführen. So wurden beispielsweise Undichtigkeiten zwischen einzelnen Segmenten verschraubter Tanks festgestellt, die auf einem Versagen des Dichtungsmaterials beruhten, das zur Abdichtung zwischen den einzelnen Segmenten eingesetzt wurde. Am 19. August 2013 waren bei einer Leckage insgesamt rund 300 m<sup>3</sup> kontaminiertes Wasser mit einer Gesamt-Betaaktivität von ca. 80 Mio. Becquerel pro Liter in die Umgebung gelangt. Dieses Ereignis wurde von der japanischen Behörde NRA nach INES 3 eingestuft. Mitte Februar 2014 waren nach Angaben von TEPCO wegen einer Fehlstellung eines Ventils rund 100 m<sup>3</sup> kontaminiertes Wasser ausgetreten, das eine Gesamt-Betaaktivität von ca. 230 Mio. Becquerel pro Liter aufwies. Nach den Leckagen wurden die Auffang-

bereiche um die Lagertanks mit Kunststoff versiegelt. Zusätzlich wurde der äußere Rand der Auffangbereiche erhöht und ebenfalls abgedichtet.

#### **2.1.4.2.3 Maßnahmen zur Verringerung des Grundwassereintritts in die Gebäude und der Freisetzung kontaminierter Wässer**

Seit 2011 führt TEPCO verschiedenen Maßnahmen durch, mit denen der Anfall von kontaminiertem Wasser und dessen Austritt in die Umgebung und das Meer verringert bzw. in absehbarer Zeit nach Möglichkeit ganz verhindert werden sollen. Im Einzelnen zielen diese Maßnahmen darauf ab, das Eindringen von Grundwasser in die Reaktorgebäude bzw. Maschinenhäuser zu vermindern und den Eintrag von kontaminiertem Grundwasser in das Meer zu verhindern.

#### **Grundwasserdrainagen**

Oberflächennahes Grundwasser tritt von der dem Meer abgewandten Seite in die Reaktorgebäude und Maschinenhäuser der Blöcke 1 bis 4 ein. In den Gebäuden vermischt sich das Grundwasser mit dem Wasser, das zur Kühlung in die Reaktoren eingespeist und dort stark kontaminiert wird. Der Grundwasserzutritt führt damit dazu, dass sich die insgesamt anfallende Menge an kontaminiertem Wasser erhöht.

„**Grundwasser bypass**“: Um die Menge des in die Gebäude eindringenden Grundwassers zu reduzieren, wurden auf der dem Meer abgewandten Seite der Gebäude Brunnenschächte für Grundwasserpumpen gebohrt (sog. „Groundwater bypass“). Seit April 2014 pumpt TEPCO Grundwasser aus 12 Brunnen ab und leitet es nach der Untersuchung auf Kontaminationen und ggf. Reinigung in das Meer ein. Nach Auswertungen von TEPCO dringen seitdem rund 100 m<sup>3</sup> Grundwasser weniger in die Reaktorgebäude ein (Stand Ende November 2014). Auch der Pegel in den Beobachtungsbrunnen ist seitdem gesunken.

„**Sub-drains**“: Daneben wird erwogen, die bereits vor dem Unfall vorhandenen betrieblichen Drainagebrunnen zwischen den Gebäuden (sog. „Sub-drains“, seit dem Unfall außer Betrieb) wieder in Betrieb zu nehmen und mit dem dort abgepumpten Wasser in gleicher Weise zu verfahren. Es sind zusätzlich auch neue Brunnen in diesem Bereich gebohrt worden. Inzwischen wurde über sub-drains insgesamt 4.000 m<sup>3</sup> Wasser abgepumpt. Dieses kontaminierte Wasser wurde gereinigt und wird zwischengelagert. Im Januar 2015 erteilte die Behörde TEPCO die Genehmigung zur Verklappung

des Wassers ins Meer. Der Betreiber möchte nun noch die Zustimmung der japanischen Fischereiorganisation einholen.

TEPCO geht davon aus, dass die insgesamt aufzubereitende Wassermenge durch diese beiden Maßnahmen erheblich verringert wird. Nach Abzug der Wassermenge, die wieder in die Reaktoren eingespeist wird, müssten nach Schätzungen von TEPCO dann nur noch rund 50 m<sup>3</sup> Wasser pro Tag in Tanks gelagert werden.

### **Abdichtung von Leckagen an Gebäuden**

TEPCO und METI vermuten, dass Grundwasser in die Gebäude durch Gebäudedurchführungen eintritt, von denen insgesamt rund 880 vorhanden sind. Daher sollen die entsprechenden Durchführungen gefunden und abgedichtet werden. Nach Angaben von METI wurden bis Mitte 2013 drei Gebäudedurchführungen mittels Verfüllung verschlossen. Der Grundwasserzutritt konnte dadurch um ca. 55 m<sup>3</sup> pro Tag vermindert werden. Ende August 2013 hat TEPCO weitere Untersuchungen an Block 1 durchgeführt. Dazu wurde im Boden des Erdgeschosses eine Öffnung gebohrt und durch diese Öffnung eine Kamera in einen Raum eingebracht, von dem aus eine Durchführung durch die Gebäudewand nach draußen führt. Dabei konnte ein Zufluss von Grundwasser in das Maschinenhaus beobachtet werden. TEPCO prüft nach eigenen Angaben verschiedene Methoden zur Abdichtung dieser Durchführung.

### **Errichtung von Strömungsbarrieren zur Vermeidung des Eintrags kontaminierter Wässer in das Meer**

Nachdem im April 2011 Leckagen an den Einlaufbauwerken der Blöcke 2 und 3 entdeckt worden waren, wurden als erste Maßnahme schwimmende Sedimentsperren aus Vliesstoffen (sog. „silt fences“) direkt vor den blockeigenen Kühlwasserzuläufen der Blöcke 1 bis 4 ins Meer eingesetzt. Außerdem wurden die Kühlwassereinläufe selbst mit Betonplatten abgedichtet, um durch Leckagen bedingte Freisetzungen ins Meer zu verhindern. Ebenfalls 2011 wurde eine weitere Sedimentsperre zwischen Hafenbecken und Kühlwassereinlaufbereich eingezogen. Mit den Sperren sollen kontaminierte Sedimente zurückgehalten werden, die sonst über das Meereswasser des Hafenbeckens in das offene Meer gelangen könnten.

Die von TEPCO veröffentlichten Daten aus Untersuchungen des Meerwassers zeigen, dass die Aktivitätskonzentrationen innerhalb der Sperren deutlich über jenen liegen, die

außerhalb der Sperren im Hafenbecken gemessen werden. Im Zusammenhang mit der Errichtung einer Spundwand als wasserundurchlässige Barriere direkt vor den Kühlwassereinlaufbauwerken im Meerwasser wurden 2014 die „silt-fences“ vor den Kühlwassereinlaufbauwerken entfernt. Der bisherige „silt-fence“ zwischen der Mole und dem Kühlwassereinlauf der Blöcke 1-4 wurde verkürzt und schließt nun direkt an der Spundwand an. Der offene Bereich, in dem die letzten beiden Spundwandteile bislang fehlen, wurde mit einem zweiteiligen „silt-fence“ abgesichert.

Im April 2012 begann TEPCO mit dem Bau einer wasserundurchlässigen Barriere (als „shielding wall“ bezeichnet), die den gesamten Bereich der Kühlwassereinlaufbauwerke der Blöcke 1 bis 4 zum Hafenbecken hin abschließen soll. Die Barriere wird aus einzelnen Spundwänden errichtet, die einige Meter vor der Kaimauer in den Meeresboden gerammt werden. Die Fertigstellung war nach Angaben von TEPCO für September 2014 geplant, verzögert sich jedoch. Die letzten beiden Elemente der Spundwand sollen erst gesetzt werden, wenn der „Eiswall“ um die Blöcke 1-4 herum gebildet ist oder die „sub-drains“ in Betrieb sind. Außerdem soll der Bereich zwischen Kaimauer und Barriere mit Erdreich („Landfill“) verfüllt werden. Dabei sollen auch Absorberstoffe eingebracht werden, die dem Wasser Cäsium entziehen.

Nach dem Beginn der Bauarbeiten an der vorbeschriebenen Barriere im Hafenbecken wurde im Sommer 2013 im Bereich des Hafenbeckens ein Anstieg der Nuklidkonzentrationen im Meerwasser festgestellt. Als kurzfristige Maßnahme zur Verringerung des Eintrags von kontaminiertem Grundwasser ins Meer begann TEPCO deshalb Anfang Juli 2013 damit, an verschiedenen Stellen zwischen den Maschinenhäusern und den Einlaufbauwerken weitere Barrieren zu errichten. Dazu wurden einige Hundert Bohrungen in den Boden eingebracht, in die anschließend Natriumsilicate (sog. „Wasserglas“) gepresst wurden. Damit sollte der Boden verdichtet und wasserundurchlässig gemacht werden. Nach Presseangaben ist die Barriere ca. 8-12 m tief, wobei das obere Ende rund 2 m unterhalb der Erdoberfläche liegt. Nach Fertigstellung der ersten Abschnitte der Barriere wurde im Hafenbecken ein erneuter Anstieg der Nuklidkonzentrationen im Meerwasser festgestellt. TEPCO gab als mögliche Ursache hierfür an, dass sich das Grundwasser vor der Barriere (landseitig) anstaut und der Grundwasserspiegel deshalb so weit ansteigt, dass das kontaminierte Grundwasser über die Barriere ins Meer fließt. Um dies zu vermeiden wurden bis Mitte August 2013 insgesamt 28 Grundwasserbrunnen auf der dem Meer abgewandten Seite der Barriere errichtet, um den Grundwasserspiegel durch Abpumpen abzusenken.

## **Bodenvereisung**

Mitte 2014 hat TEPCO damit begonnen, erste Bohrungen für eine Vereisung des Bodens als weitere Barriere – in der Medienberichterstattung häufig als „Eiswall“ bezeichnet – durchzuführen. Diese Barriere soll mit einer Länge von ca. 1.400 Metern (Breite ca. 500 m, Tiefe ca. 200 m) die Reaktorgebäude und Maschinenhäuser der Blöcke 1 bis 4 vollständig umschließen und an die Spundwand vor den Einlaufbauwerken anschließen, so dass diese von den Grundwasserströmungen isoliert sind. Zur Bodenvereisung sollen zunächst in einem Abstand von rund einem Meter und bis zu einer Tiefe von 30 Metern miteinander verbundene Rohrleitungen im Boden verlegt werden. Durch diese Rohrleitungen soll anschließend eine Kühlflüssigkeit mit einer Temperatur von ca. -30 °C geleitet werden. Dazu sollen insgesamt 30 Kühlaggregate mit einer Leistung von jeweils 261 kW zum Einsatz kommen. Im März 2015 soll mit dem Einfrieren des Bodens begonnen werden. TEPCO rechnet mit seiner Fertigstellung im September 2015. Die Kosten für die Errichtung des „Eiswalls“ werden von METI auf rund 320 Millionen US \$ geschätzt.

## **Vereisung Rohrleitungstunnel**

Bereits seit Januar 2014 arbeitet TEPCO daran, mittels Vereisung die Schächte der Rohrleitungstunnel am Maschinenhaus von Block 2 abzudichten. Im Gegensatz zur Bodenvereisung um die Gebäude herum (Eiswall) soll hier Wasser eingefroren werden und nicht das Erdreich. TEPCO geht davon aus, dass aus diesen Tunneln unkontrolliert kontaminiertes Wasser ins Grundwasser austritt (insgesamt sollen sich in den Tunneln der Blöcke 2 und 3 rund 11.000 m<sup>3</sup> kontaminiertes Wasser befinden). Die Machbarkeit dieser Vereisung wurde bis Ende 2013 in einer Testanlage untersucht. TEPCO beabsichtigte, nach der für Mai 2014 geplanten Realisierung eines „Eispfropfens“ das Wasser aus den betreffenden Tunneln abzupumpen und in der Multinuklidanlage (ALPS) aufzubereiten. Doch auch der zusätzliche Einsatz von Kühlrohren und die Zugabe von mehreren Tonnen Eis und Trockeneis führten bislang nicht zum vollständigen Durchfrieren des Wassers. Diese Tatsache wurde von TEPCO mit einer zu starken Strömung von Wasser aus dem Maschinenhaus in den Schacht hinein erklärt. Seit Ende November 2014 wird der gesamte Rohrleitungstunnel mit einer besonders fließfähigen Zementmischung verfüllt. Parallel dazu wird das kontaminierte Wasser abgepumpt. Im Dezember 2014 meldete TEPCO, dass die Verfüllung der Tunnelbereiche an Block 2 erfolgreich war.

#### **2.1.4.2.4 Versiegelung des Meeresbodens im Hafen**

Mitte März 2012 begann TEPCO damit, den Meeresboden vor den Einlaufbauwerken der Blöcke 1 bis 4 sowie 5 und 6 auf einer Fläche von rund 70.000 m<sup>2</sup> mit einem Ton-Zement-Gemisch zu versiegeln. Damit soll verhindert werden, dass Radionuklide, die sich in größerem Umfang im Sediment angereichert haben, in das offene Meer gelangen (etwa durch Aufwirbelungen während der Tide). Am 5. Juli 2012 waren die Versiegelungen fertiggestellt. Die beiden aufgetragenen Versiegelungsschichten haben zusammen eine Dicke von ca. 55 cm. TEPCO geht davon aus, dass durch diese Maßnahme die Kontaminationen für rund 50 Jahre gebunden werden können. Im Juni 2014 führte TEPCO die Versiegelung des Meeresbodens im noch nicht versiegelten Hafengebiet (ca. 180.000 m<sup>2</sup>) weiter.

#### **2.1.4.2.5 Abstützung des BE-Lagerbeckens von Block 4**

Bereits kurz nach dem Unfall unternahm TEPCO verschiedene bauliche Maßnahmen, um die Standfestigkeit des BE-Lagerbeckens in Block 4 zu verbessern. Damit sollte Vorsorge dagegen getroffen werden, dass die Strukturen, die möglicherweise durch das Beben am 11. März 2011 mit seinen Nachbeben vorgeschädigt wurden, bei einem neuerlichen schweren Beben so schwer beschädigt werden, dass es zu großen Leckagen des BE-Beckens kommt. Mit Abschluss der Bergung aller BE aus dem Lagerbecken Ende 2014 (siehe Abschnitt 2.1.4.2.7) ist die vom Becken ausgehende radiologische Gefährdung mittlerweile gesunken.

Zur Abstützung des Beckens waren in die darunter liegenden Bereiche des Reaktorgebäudes Stahlträger eingebaut und Beton eingebracht worden. Diese Arbeiten waren Ende Juni 2011 abgeschlossen. Die japanische Aufsichtsbehörde hat die Auslegung des Gebäudes gegen Erdbeben überprüft und bestätigt, dass das Gebäude einem Erdbeben der Intensitätsstufe 6+ (Intensität des Tōhoku-Erdbebens am 11. März 2011 nach japanischer Erdbebenklassifizierung) standhält.

Seit Mai 2012 wird das Reaktorgebäude für den Block 4 quartalsmäßig auch auf Schiefstellungen und den Zustand der Gebäudewände überprüft. Neben der optischen Vermessung der Reaktorgebäudeaußenwände und der Bestimmung des Betonzustands (Risse, Härte) wird zur Erkennung einer Schiefstellung unter anderem an verschiedenen Stellen der Abstand zwischen der Wasseroberfläche und dem Rand des

BE-Lagerbeckens gemessen. Bisher wurden bei diesen Überprüfungen keine Schiefstellungen festgestellt.

#### **2.1.4.2.6 Errichtung von Einhausungen über den Blöcken 1, 3 und 4**

Durch die Errichtung von sogenannten Einhausungen über den durch Explosionen beschädigten Blöcken 1, 3 und 4 soll einerseits verhindert werden, dass weitere radioaktive Stoffe aus dem Inneren der Reaktorgebäude in die Umwelt gelangen, andererseits dienen sie dem Schutz vor witterungsbedingten Einwirkungen. Bis März 2014 wurden Einhausungen über den Blöcken 1 und 4 fertiggestellt.

Die Einhausungen wurden bzw. werden als Stahlgerüstkonstruktionen ausgeführt. Die Konstruktionen für die einzelnen Blöcke unterscheiden sich jedoch in ihrer Ausführung, was in erster Linie auf die explosionsbedingten Beschädigungen der Reaktorgebäudestrukturen zurückzuführen ist. Die Auslegung gegen Erdbeben entspricht den allgemeinen japanischen Bauvorschriften. Die Einhausungen der Blöcke 1 und 4 verfügen über Be- und Entlüftungsanlagen, in denen radioaktive Stoffe in der Abluft durch Filter zurückgehalten und deren Konzentration vor und hinter der Filterung überwacht werden. Neben der Be- und Entlüftungsanlage wurden weitere Komponenten wie Kameras, Beleuchtung sowie Geräte zur Messung von Temperatur und Strahlung angebracht. Für Block 3 ist eine vergleichbare Ausführung vorgesehen.

**Block 1:** Block 1 hat eine Einhausung erhalten, die das gesamte Reaktorgebäude umschließt und im Oktober 2011 fertiggestellt wurde. Auf der Stahlgerüstkonstruktion wurden vorgefertigte Teile montiert. Diese Teile sind mit einer Membran aus Polyesterfasern bespannt, die mit PVC beschichtet ist. Die Grundfläche der Einhausung misst 42 m x 47 m, ihre Höhe beträgt 57 m. Die Satteldachkonstruktion wurde gewählt, damit Regen oder Schnee seitlich ablaufen können. Im Mai 2013 wurde beschlossen, die Einhausung wieder abzubauen, um die Entfernung der Trümmer und die Installation der Einrichtungen zur Handhabung der Brennelemente (z. B. BE-Entlademaschine) zu vereinfachen.

Zur Vorbereitung der Bergung der Trümmer wurde im Herbst 2014 damit begonnen, Bindemittel in das Reaktorgebäude zu sprühen. Dazu wurden zum einen Löcher in die Membranelemente der Einhausung gebohrt und zum anderen einzelne Deckenelemente kurzzeitig abmontiert. Durch das Einbringen von Bindemittel sollen beim späteren Öffnen der Einhausung Aufwirbelungen von radioaktiven Partikeln vermieden werden.

Darüber hinaus wurde der Bedienflur (hier befindet sich auch das BE-Lagerbecken) mit Kameras untersucht und die Dosisleistungen kartographiert. Als neuer Termin für den Abbau der Einhausung ist Ende März 2015 vorgesehen. Die Fertigstellung einer neuen Einhausung und der anschließende Beginn der Bergung der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken sind bis 2018 geplant. Durch die Entfernung der Einhausung wird die luftgetragene Freisetzung von radioaktiven Stoffen ansteigen. Zur ihrer Verringerung plant TEPCO auch bei diesem Arbeitsschritt das Versprühen von Bindemitteln und Wasser auf den dann freigelegten Flächen des Beckenflurs sowie den zu bergenden Trümmern und den Weiterbetrieb der Lüftungsanlage für das Containment. Es wird erwartet, dass die Freisetzungsraten in etwa denen aus Block 3 vergleichbar sein werden. Der Einfluss auf die Ortsdosisleistung im Bereich des Anlagenzauns soll sehr gering sein.

**Block 3:** Die noch zu errichtende Einhausung von Block 3 unterscheidet sich nach ihrer Planung von denen der Blöcke 1 und 4. Es ist ein zylinderförmiger Aufsatz auf der Einhausung vorgesehen, in dem die Handhabungseinrichtungen zum Bergen der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken und des Kernbrennstoffs untergebracht werden sollen. Die Einhausung soll jedoch das Reaktorgebäude ebenfalls vollständig umschließen. Der zylinderförmige Aufsatz misst 19 m x 57 m bei einer Höhe von 54 m.

Zur Vorbereitung des Baus wurden bis Oktober 2013 die durch die Explosion zerstörten baulichen Strukturen über dem Beckenflur vollständig abgebaut. Vor Baubeginn sollen außerdem alle Trümmer aus dem BE-Lagerbecken geborgen werden; die entsprechenden Arbeiten sollten nach der ursprünglichen Planung von TEPCO 2014 abgeschlossen sein. Allerdings verzögerte sich die Bergung der Trümmer aus dem BE-Lagerbecken, weshalb auch mit einer Verzögerung der Errichtung der Einhausung für Block 3 zu rechnen ist.

**Block 4:** Im März 2012 wurde mit der Räumung von Trümmern im Umfeld des Reaktorgebäudes begonnen, um ein Fundament für die Einhausung von Block 4 gründen zu können. Auf dem Fundament ist eine L-förmige Stahlgerüstkonstruktion errichtet worden, die das Reaktorgebäude nur teilweise überdeckt. In den am Stahlgerüst befestigten vorgefertigten Elementen sind auch Bleiplatten zur Abschirmung eingebaut. Ein Wetterschutz ergänzt den von der Stahlkonstruktion nicht überdeckten Bereich. Die Konstruktion misst in der Grundfläche 31 m x 69 m und hat eine Höhe von 53 m. Der Einbau des Brückenkrans und der BE-Entlademaschine begann Anfang Juni 2013. Die Stahlgerüstkonstruktion wurde am 20. Juli 2013 fertiggestellt. Nach Inbetriebnahme-

tests der BE-Entlademaschine und des Brückenkrans erteilte die Aufsichtsbehörde am 12. November 2013 die Genehmigung zum Bergen der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken.

#### **2.1.4.2.7 Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken**

In den BE-Lagerbecken der Blöcke 1 bis 4 befanden sich insgesamt 3.108 Brennelemente (Block 1: 392, Block 2: 615, Block 3: 566, Block 4: 1.535). Ihre Bergung ist eine der wesentlichen Voraussetzung für den langfristig geplanten Rückbau der Anlagen. Auch wenn deren Nachzerfallsleistung im Lauf der bisherigen Lagerzeit erheblich abgeklungen ist, strahlen sie nach wie vor noch sehr stark (vor allem Gammastrahlung).

Zur Vorbereitung der Bergung der Brennelemente in Block 4 wurden bereits im Juli 2012 probeweise zwei Brennelemente mithilfe eines mobilen Krans aus dem BE-Lagerbecken entnommen und für weitere Untersuchungen in das zentrale Nasslager auf dem Anlagengelände (als „common spent fuel pool“ bezeichnet) transportiert. Für die Entnahme wurden unbestrahlte („frische“) Brennelemente ausgewählt, die keine signifikante Gammastrahlung aufweisen und deshalb unter Strahlenschutzaspekten vergleichsweise leicht zu handhaben sind. Die Untersuchung ergab keine signifikanten Beschädigungen oder Formveränderungen.

Nach der Erteilung einer entsprechenden Genehmigung hat TEPCO am 18. November 2013 mit der Bergung der Brennelemente aus dem Lagerbecken in Block 4 begonnen. Die Brennelemente werden mit der BE-Wechselmaschine aus dem Lagergestell gezogen und unter Wasser in einem separaten Bereich in einen Transportbehälter abgesenkt. Die Beladung unter Wasser ist zur Abschirmung der starken Gammastrahlung erforderlich, die von den bestrahlten („abgebrannten“) Brennelemente emittiert wird (die sog. „Halbwertsdicke“ von Wasser beträgt ca. 15 cm, d. h. diese Wasserschicht reduziert die Gammastrahlung um etwa die Hälfte). Der vollständig beladene Transportbehälter wird mit einem Brückenkran aus dem Wasser gehoben. Nach der Dekontamination wird der Behälter an der Seite des Reaktorgebäudes herabgelassen und verladen. Ein LKW transportiert den Behälter zum zentralen Nasslager, in dem die Brennelemente wieder unter Wasser aus dem Behälter entnommen und in das dortige Becken gesetzt werden.

Bis Ende Dezember 2014 wurden alle 1.533 Brennelemente aus Block 4 geborgen. Sie wurden in das Wasserbecken des gemeinsamen Zwischenlagers für alle Blöcke am

Standort eingesetzt. Da das Lager jedoch nicht alle BE aufnehmen konnte, wurden 180 der 204 unbestrahlten BE in das BE-Lagerbecken von Block 6 transportiert. Wie und wann die Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken der Blöcke 1 bis 3 stattfinden soll wurde von TEPCO bislang noch nicht im Detail bekanntgegeben. Die Erfahrungen aus dem Vorgehen bei Block 4 sollen allerdings in die Planungen einfließen.

#### **2.1.4.2.8 Untersuchung der inneren Bereiche der Reaktorgebäude**

Auch mehr als drei Jahre nach dem Unfall ist der Kenntnisstand über den tatsächlichen Zustand der betroffenen Anlagen in vielen Bereichen noch lückenhaft. Seit 2012 hat TEPCO verschiedene Techniken eingesetzt, um Messdaten – etwa zu Temperatur und Strahlung – sowie Bildmaterial aus den Reaktorgebäuden zu erhalten, um bisherige Einschätzungen zu validieren und die Planungsgrundlage für weitere Maßnahmen zu verbessern. Ein wesentliches Ziel der Untersuchungen besteht darin, die Leckagen bzw. Undichtigkeiten zu finden, durch die kontaminiertes Wasser aus den Sicherheitsbehältern der Blöcke 1 bis 3 austritt. Der Aufgabe, diese Stellen zu finden und – sofern möglich – abzudichten, kommt aus zwei Gründen besondere Bedeutung zu: Zum einen ermöglichen dichte Sicherheitsbehälter die Errichtung eines geschlossenen Kreislaufs zur Kühlung der Reaktoren. Dadurch würde der andauernde Anfall von kontaminiertem Wasser gestoppt. Zum anderen sind dichte Sicherheitsbehälter auch notwendige Voraussetzung für ihre nach derzeitigem Planungsstand vorgesehene Flutung, die der eigentlichen Bergung des Kernbrennstoffs vorausgehen soll. Bei der Untersuchung kamen verschiedene Techniken zum Einsatz.

**Endoskopie und Ballon:** So wurden Anfang 2012 erstmalig Endoskope eingesetzt, um Bildaufnahmen aus dem Inneren des Sicherheitsbehälters in Block 2 zu erhalten und Temperatur- und Strahlungsmessungen vorzunehmen. Im Oktober 2012 wurden ähnliche Untersuchungen in Block 1 durchgeführt. Ebenfalls im Oktober 2012 gelang es TEPCO, mit einem Erkundungsballon im Materialtransportschacht von Block 1 Bildaufnahmen von verschiedenen Ebenen des Reaktorgebäudes zu machen.

**Roboter:** Die größte Rolle bei der Untersuchung der Reaktorgebäude spielen seit 2012 verschiedene Typen von Robotern. Durch ihren Einsatz wird die Untersuchung von Gebäudebereichen ermöglicht, in denen wegen der dort herrschenden Strahlung ein Arbeiten nicht vertretbar ist. In den Reaktorgebäuden der Blöcke 1 bis 3 sind verschiedene Roboter eingesetzt worden, um einen Überblick über die Bedingungen (z. B.

Ortsdosisleitungen, Temperaturen, visuelle Eindrücke) in den einzelnen Gebäudebereichen zu bekommen. Mithilfe der Roboter können die Ortsdosisleistungen in den Reaktorgebäuden kartographisch erfasst und visuelle Inspektionen zur Planung der Entfernung von Trümmern sowie zur Leckagesuche durchgeführt werden. Neben den Robotern kam Ende 2013 auch erstmals ein über Kabel ferngesteuertes Boot im Torusraum von Block 1 zum Einsatz, das über Kameras sowie eine Einrichtung zur Messung der Ortsdosisleistung verfügt.

Durch den Einsatz von Robotern konnte TEPCO bis zum Frühjahr 2014 unter anderem Leckagen an den Sicherheitsbehältern der Blöcke 1 und 3 identifizieren und Daten zum Wasserstand im Torus des Blocks 2 gewinnen:

- Am 18. Januar 2014 wurde in Block 3 mit einem Roboter, der für Aufräumarbeiten eingesetzt wurde, eine Wasserleckage außerhalb des Containments entdeckt. Analysen des Wassers ließen darauf schließen, dass das Wasser aus dem Containment stammt. Bestärkt wurde diese Vermutung durch eine Wassertemperatur von 20 °C, die höher als die Umgebungstemperatur und das in den Reaktor eingespeiste Kühlwasser (jeweils 7 °C) war. Aufgrund der Höhe des Leckageorts geht TEPCO davon aus, dass der Wasserstand im Containment relativ hoch ist. Aus der Druckdifferenz zwischen Druckkammer und Torus hatte TEPCO einen Wasserstand im Containment von ca. 7 m errechnet. TEPCO hat das Leck am 15.05.2014 in der Nähe einer Durchführung für eine Frischdampfleitung an einem Kompensator (flexibles Rohrelement zum Ausgleich von Rohrbewegungen) lokalisiert. Die Abschätzungen zum Wasseranfall lagen zwischen 1,2 bis 4,5 m<sup>3</sup> pro Stunde. Letzteres entspricht der in den Reaktor eingespeisten Wassermenge.
- Am 13. und 14. November 2013 wurde mit einem Boot der Torusraum von Block 1 inspiziert. Dabei wurden an einer der Verbindungsleitungen zwischen Druckkammer und Torusraum im oberen Bereich und an einer der Entwässerungsleitungen für die Sandvorlage des Containments Leckagen festgestellt. Die Sandvorlage befindet sich im Spalt zwischen der Außenseite der Containmentwand aus Stahl und dem Beton, in den sie eingebettet ist. Sie dient zum Ausgleich von Druck- und Temperaturspannungen infolge von Innenbelastungen des Containments (z. B. bei einem Kühlmittelverluststörfall) oder infolge eines Erdbebens. Die Leckagemenge wurde nach Presseangaben auf 3,3 m<sup>3</sup>/h abgeschätzt und entspricht damit ca. 75 % des in den Reaktor eingespeisten Kühlwassers.

- Im Januar 2014 konnte TEPCO mit einem seit 2012 für diesen Zweck entwickelten Roboter den Wasserstand innerhalb des Torus von Block 2 ermitteln. Dabei handelt es sich um ein selbstfahrendes Fahrzeug, das mit einer Ultraschallmesseinrichtung den Wasserstand von der Außenoberfläche der Toruswand messen kann. Der von TEPCO veröffentlichte Mittelwert der Messergebnisse von drei Tagen ergab, dass der Wasserstand im Torus um 10 bis 30 mm niedriger ist als der Wasserstand im umgebenden Torusraum. TEPCO errechnete daraus eine Leckagefläche mit einem Querschnitt von ca. 8 bis 10 cm<sup>2</sup>. Dass trotz des niedrigeren Wasserstands im Torus Wasser aus diesem heraus in den Torusraum gelangt, führt TEPCO darauf zurück, dass der Druck im Torus höher liegt als im Torusraum.

**Myonen-Tomographie:** Um die Verteilung der Kernschmelzfragmente (Corium) in den Blöcken 1-3 zu ermitteln, soll ein Myonen-Tomograph genutzt werden. Die Technologie wurde unter anderem schon eingesetzt, um Vulkane zu „durchleuchten“. Wissenschaftler des amerikanischen Los Alamos National Laboratory (LANL) wollen nun gemeinsam mit Industriepartnern das Prinzip der Myonen-Tomographie auch für die Untersuchung der Reaktoren in Fukushima anwenden.

Myonen sind Elementarteilchen und Bestandteil der kosmischen Strahlung. Sie können auch schwere Materie, wie beispielsweise Uran, durchdringen. Diese Eigenschaft soll bei der Lokalisierung des Kernbrennstoffs in den Reaktorgebäuden genutzt werden. Dazu werden nach Angaben von TEPCO zwei Myonen-Spurdetektoren außerhalb des Reaktorgebäudes angebracht (siehe Abb. 6.31 links), so dass die Eintritts- und Austrittsstellen der Myonen sowie deren Flugrichtung ermittelt werden kann. Mit dieser Information und anhand der Anzahl der insgesamt nachgewiesenen Myonen auf den Detektoren soll eine Art „Röntgenbild“ vom Inneren des Reaktors erstellt werden. Anfang 2015 wurden die Detektoren in Fukushima Daiichi angeliefert. Erste Aufnahmen sind für 2015 geplant.

## 2.2 Fukushima Daini

Während es durch das Erdbeben und den darauf folgenden Tsunami am Standort Fukushima Daiichi in der Folge zu einem katastrophalen Unfall (Stufe 7 der internationalen Bewertungsskala für nukleare und radiologische Ereignisse, INES) kam, führte das Ereignis am Standort Fukushima Daini maximal zu einer Einstufung als schwerer Störfall (Stufe 3 der INES-Skala).

Im Rahmen eines Unterauftrags hat das Öko-Institut e.V. den Ereignisablauf am Standort Fukushima Daini untersucht /OEKO 15/. Dabei wurden durch eine detaillierte Analyse des Ablaufs der Ereignisse am Standort Fukushima Daini im Vergleich zum Unfallablauf am Standort Fukushima Daiichi einerseits die jeweiligen zentralen Ursachen für Unterschiede im Ereignisablauf und darauf aufbauend wesentliche Erfolgs- sowie Misserfolgskriterien bei der Beherrschung des Ereignisses identifiziert.

Die relevanten Unterschiede können dabei der Auslegung der Anlagen, den konkreten Auswirkungen des Erdbebens und des Tsunamis auf die Anlage oder den Maßnahmen des Betriebspersonals zum Umgang mit dem Ereignis zugeordnet werden.

Während die grundsätzliche Auslegung der Anlagen am Standort Fukushima Daiichi und Fukushima Daini mit Blick auf die vorhandenen elektro- und verfahrenstechnischen Einrichtungen sowie deren Schutz gegen Einwirkungen von außen (Erdbeben, Tsunami) vergleichbar ist, bestehen relevante Unterschiede darin, dass

- wesentliche Einrichtungen des Zwischen- und Nebenkühlwassersystems der Anlage Daini in gegen Überflutung ausgelegten Nebenkühlwassergebäuden untergebracht sind und diese damit eine deutlich höhere Robustheit auch gegenüber auslegungsüberschreitenden Überflutungsereignissen aufweisen,
- die externe Netzanbindung des Standort Fukushima Daiichi aufgrund der Anbindung an unterschiedliche externe Netze im Vergleich zum Standort Daini als robuster anzusehen ist und
- am Standort Fukushima Daiichi die Notstromdiesel hinsichtlich ihrer Kühlung diversitär aufgebaut sind.

Die am Standort Fukushima Daini gemessenen Erdbebenbeschleunigungen sowie die Höhe des Tsunami waren signifikant geringer als am Standort Fukushima Daiichi.

Aufgrund dieser geringeren Einwirkungen des Ereignisses auf den Standort Fukushima Daini blieben dort zentrale, für die weitere Ereignisbeherrschung relevante Einrichtungen (externe Netzanbindung, Niederdruck-Einspeisesysteme, Mess- und Überwachungseinrichtungen) anders als am Standort Fukushima Daiichi dauerhaft verfügbar.

Wesentlich für die Maßnahmen des Betriebspersonals zur Überführung der Anlage in einen langfristig sicheren Zustand ist die Funktionsfähigkeit der Mess- und Überwachungseinrichtungen. Hierbei ist ein wesentlicher Faktor auch die Funktionsfähigkeit der Mess- und Überwachungseinrichtungen unter den Bedingungen von Unfällen mit schweren Kernschäden.

Die für die Einleitung und Kontrolle von Maßnahmen des mitigativen Notfallschutzes erforderlichen Mess- und Überwachungseinrichtungen sollten für die bei Ereignissen mit schweren Kernschäden zu erwartenden Anlagenbedingungen ausgelegt sein.

Die Verfügbarkeit zentraler betrieblicher Einrichtungen (externe Stromversorgung) bzw. von Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes auch bei externen Einwirkungen (Erdbeben, Überflutung) stellt einen wesentlichen Erfolgsfaktor für die Beherrschung diese auslegungsüberschreitenden Ereignisses darstellen.

Eine Erhöhung der Robustheit von betrieblichen Einrichtungen und eine Auslegung von Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes auch gegen externe Einwirkungen stellt ein wichtiges Mittel zur Erhöhung der Anlagensicherheit dar.



### **3 Erkenntnisse aus Untersuchungen der GRS zu den Unfällen**

Dieses Kapitel fasst themenspezifisch die Erkenntnisse aus im Rahmen des Vorhabens durchgeführten Untersuchungen der GRS zu den Unfällen in Japan zusammen. Diese Arbeiten beinhalteten neben thermohydraulischen Untersuchungen (Abschnitt 3.1) die Betrachtung naturbedingter Einwirkungen von außen (Abschnitt 3.2), der elektrischen Energieversorgung (Abschnitt 3.3) und der organisatorischen Maßnahmen (Abschnitt 3.4). Außerdem wurden Untersuchungen zu kontaminierten Wässern im Zusammenhang mit dem Unfallablauf in Fukushima durchgeführt (Abschnitt 3.5) sowie mögliche Ursachen, Konsequenzen und Identifikationsmöglichkeiten einer Rekritikalität nach schweren Kernschmelz-Unfällen betrachtet (Abschnitt 3.6).

#### **3.1 Thermohydraulische Untersuchungen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /BAN 15/ dokumentiert.

Ausgangspunkt der thermohydraulischen Untersuchungen war das Ziel, die Unfallabläufe in den betroffenen Kraftwerksblöcken detailliert nachzuvollziehen und Analysen zur Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen durchzuführen, um ggf. Empfehlungen zu sicherheitstechnischen Verbesserungen abzuleiten.

Zielsetzung der Arbeiten in Phase 1 des Vorhabens im ersten Arbeitsschwerpunkt war es, den zeitlichen Unfallablauf im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi am Beispiel der Blöcke 2 und 3 mit einer gekoppelten Version der Rechenprogramme ATHLET-CD und COCOSYS nachzuvollziehen und damit die phänomenologische Auswertung des Unfallablaufs zu unterstützen. Mit ATHLET-CD können die komplexen Vorgänge während des Unfallablaufs innerhalb des Reaktorkreislaufes simuliert werden, mit COCOSYS die daraus folgenden Einwirkungen auf den Sicherheitsbehälter und die angrenzenden Gebäude. Es wurde begonnen, einen Datensatz für die baugleichen Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi basierend auf einem Datensatz eines deutschen SWR der Baulinie 69 zu erstellen, und erste Testrechnungen wurden durchgeführt. Ergänzend wurden am Beispiel von Block 2 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi für die Anfangsphase des Unfallablaufs Plausibilitätsbetrachtungen hinsichtlich des thermodynamischen Verhaltens im Sicherheitsbehälter und in der Kondensationskam-

mer in Form einfacher Abschätzungen durchgeführt. Diese wurden im Anhang A2 von /BAN 15/ dokumentiert. Ein Vergleich der daraus gewonnenen Ergebnisse mit vorliegenden Messwerten führte zu dem Schluss, dass neben der Akkumulation der Wärme in der Kondensationskammer noch eine weitere Wärmesenke vorhanden gewesen sein muss.

Darüber hinaus war es in einem zweiten Schwerpunkt vorgesehen, deterministische Analysen zur Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf deutsche Anlagen vorzunehmen. Für diese deterministischen Unfallanalysen für DWR KONVOI und SWR der Baulinie 72 sollten zunächst Datensätze für die gekoppelten GRS Programme ATHLET-CD/COCOSYS zusammengestellt und ertüchtigt werden. Der erreichte Stand der Arbeiten zum Ende der Phase 1 ist zusammenfassend in /BAN 15/ dokumentiert.

In Phase 2 konnte der Fukushima Daiichi Datensatz wesentlich verbessert und erweitert werden, da durch die Beteiligung am OECD/NEA-Vorhaben „Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station (BSAF)“ Zugang zu anlagenspezifischen Daten möglich wurde. Die Arbeiten konzentrierten sich dann auf die Nachrechnung der Ereignisse der Blöcke 2 und 3 hinsichtlich der Kernzerstörung und der Zustände im Sicherheitsbehälter mit ATHLET-CD/COCOSYS für die ersten Tage des Unfallablaufes. Die Simulation der Unfallabläufe liefert Ergebnisse, die die meisten Aspekte für die ersten Tage schlüssig erklären. Wesentliche bekannte Phänomene schwerer Unfälle, wie die Kernaufheizung und die Wasserstofferzeugung, können mit plausiblen Ergebnissen nachgerechnet werden. Neu und in dieser Art nicht erwartet waren die Anforderungen an die Modellierung der Vorgänge innerhalb der Wasservorlage in der Kondensationskammer, die in den Anlagen durch einen Torus gebildet wird. Die verwendete Modellierung stellt mit der aktuellen Version von COCOSYS eine Herausforderung dar, da eine mehrfache Unterteilung von Wasserpools mit dem Ziel der Berechnung thermischer Schichtungen bzw. azimuthaler Temperaturunterschiede so nicht vorgesehen war. Diese Erfahrung fand mittlerweile Eingang in Anforderungen zur Codeerweiterung.

Unter Nutzung von Anlagendaten, die den Partnern im OECD/NEA-Vorhaben BSAF bereitgestellt wurden, konnte basierend auf einem Datensatz des SWR der Baulinie 69 ein Datensatz für die Blöcke 2 und 3 in Fukushima Daiichi erstellt werden. Ohne die Nutzung von Anlagendaten, die den Partnern im OECD/NEA-Vorhaben BSAF bereitgestellt wurden, wären so detaillierte und qualitativ wie quantitativ in guter Übereinstimmung mit gemessenen Werten befindliche Ergebnisse nicht erzielbar gewesen.

Insgesamt ergibt sich, dass in der Simulation der Unfälle in beiden Anlagen im Wesentlichen der gleiche Eingabedatensatz verwendet werden konnte, abgesehen von geringfügigen Anpassungen z. B. des Kerninventars bedingt durch die eingesetzten MOX-Brennelemente in einer Anlage. Auch dadurch ergibt sich ein sehr konsistentes Bild der für den Unfallablauf wesentlichen Prozesse. Unbekannte Parameter, wie zum Beispiel fehlende Informationen bzgl. der tatsächlichen Einspeiseraten des RCIC- und HPCI-Systems oder der mobilen Pumpen zur RDB-Bespeisung oder zum Sprühen im SHB, oder ungenaue Informationen zu den RDB-Füllständen, bei denen sich teilweise Messwerte widersprechen, machen genaue Analysen der Abläufe schwierig und erfordern technisches und physikalische Verständnis, um durch Anpassungen und Annahmen den erwarteten Ablauf bestmöglich durch die Analysen zu reproduzieren.

Die Lektüre anderer Simulationsergebnisse, wie z. B. der von TEPCO publizierten Nachrechnungen der Ereignisse /TEP 11/, /TEP 11a/, /TEP 11b/ oder der Partner im OECD/NEA-BSAF-Projekt lässt erkennen, dass noch kein komplett einheitliches Bild von den Unfallabläufen bzgl. der eingetretenen Kernschäden, des RDB-Versagens und eines Schmelzeaustrages in das Containment existiert. Größere Unterschiede existieren noch im Hinblick auf den Umfang der Kernzerstörung, die dabei entstandene Menge an Wasserstoff sowie den Zeitpunkt und die Möglichkeit einer Beschädigung des RDB gefolgt von einem Schmelzeaustrag in den Sicherheitsbehälter. Dies wird bedingt durch unsichere Informationen hinsichtlich des Ausmaßes, des Zeitpunktes und der Auswirkungen einer Wiederbespeisung der RDB. Gleichwohl bestätigen die Analysen der GRS und anderer zu den Blöcken 2 und 3 klar die Annahme, dass es in allen drei Blöcken zu erheblichen Kernschäden und einer Beschädigung des RDB gekommen ist. Auch wenn sich der Kernzerstörungszustand noch nicht gesichert bestimmen lässt, so zeigt sich eine eindeutige Tendenz hin zu einer lokalen (in Block 2) bzw. starken (in Block 3) bis vollständigen (in Block 1) Kernzerstörung mit massiver Schmelzeumlagerung in den Sicherheitsbehälter (in Block 1 und vermutlich in Block 3) und zeitlich begrenzter Betonerosion. Eine Beschädigung des RDB oder seiner Durchführungen ist mit hoher Wahrscheinlichkeit auch für Block 2 anzunehmen. Diese Ergebnisse stehen im Einklang mit tatsächlich beobachteten Phänomenen wie der Freisetzung erheblicher Mengen an Spaltprodukten und den Zerstörungen der Reaktorgebäude der Blöcke 1, 3 und 4 durch Wasserstoffexplosionen, die ohne massive Kernschäden bzw. Kernoxidation nicht zu erklären sind.

Für ein weiter verbessertes Verständnis des Unfallhergangs müssen weitere Analysen unter Einbeziehung anderer Effekte durchgeführt werden. Zur Analyse von z. B. den

Wasserstoffexplosionen oder schnellen turbulenten Verbrennungen im Reaktorgebäude sind weitere Informationen über Strömungsverbindungen innerhalb des Reaktorgebäudes erforderlich, aber auch Untersuchungen zu möglichen Leckageorten am SHB. Ein vielversprechender Ansatz ist auch die Rückrechnung der Spaltproduktfreisetzung durch den Vergleich der gemessenen Kontamination in der Umgebung der Anlagen mit Ergebnissen von gekoppelten Ausbreitungs- und Freisetzungsrechnungen. Derartige Untersuchungen sind im OECD/NEA-Projekt BSAF in Phase 2 vorgesehen, an dem die GRS beteiligt ist.

Auch ist die Entwicklung neuer Modelle in COCOSYS und die Verbesserung bestehender Modelle in ATHLET-CD erforderlich und diese wird derzeit in Forschungsvorhaben der GRS forciert. So sind die derzeit zum Einsatz kommenden Simulationscodes, die in der Lage sind, eine Kernzerstörung zu berechnen, meist an den Erkenntnissen für DWR aus dem TMI-Unfall sowie einschlägigen Experimenten (CORA, QUENCH und Phebus FP) validiert. Für SWR fehlen noch Erkenntnisse, die die späte Phase der Kernzerstörung und insbesondere die Möglichkeiten der Schmelzeumlagerung ins untere Plenum genauer beschreiben. Bei einem SWR ist davon auszugehen, dass es auf Grund konstruktiver Unterschiede bzgl. des Reaktorkerns (BE mit Kästen) und der Steuerstäbe (kreuzförmige Steuerstabblätter im Bypass zwischen 4 BE) Prozesse gibt, die bei der Kernzerstörung anders ablaufen werden. Experimente dazu oder Erkenntnisse aus dem Rückbau der Reaktorblöcke in Fukushima in einigen Jahren werden für die Verbesserung des Modellverständnisses benötigt.

### **3.2 Naturbedingte Einwirkungen von außen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /THU 15/ dokumentiert.

Da es durch das schwere Erdbeben vom 11. März 2011 vor der Ostküste Honshūs und den dadurch ausgelösten Tsunami zu Unfallabläufen in mehreren Blöcken des japanischen Kernkraftwerks Fukushima-Daiichi kam, stellt sich die Frage, inwieweit mit ähnlichen Konsequenzen von Naturereignissen auch bei deutschen Kernkraftwerken zu rechnen wäre. Um diese Frage zu beantworten, wurden Informationen zum Tōhoku-Erdbeben, dem dadurch ausgelösten Tsunami, den Auswirkungen auf die Kernkraftwerke am Standort Fukushima-Daiichi sowie zur japanischen Vorgehensweise bei der Ermittlung der Standortgefährdung und bei der Auslegung gegen naturbedingte Einwir-

kungen ausgewertet. Auf dieser Grundlage wurde die Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke bewertet und Erkenntnisse zur Verbesserung der Sicherheit abgeleitet.

Beim Tōhoku-Erdbeben handelt es sich um das schwerste Erdbeben, das für den Japangraben dokumentiert ist. Einer der Hauptgründe hierfür ist die Tatsache, dass es sich um einen Multisegmentbruch handelte, der für diese Subduktionszone bisher nicht unterstellt wurde. Dementsprechend war Japan auf ein solches Ereignis - und insbesondere auf einen Tsunami der Stärke, wie er durch dieses Erdbeben ausgelöst wurde - nicht vorbereitet. Dies gilt sowohl hinsichtlich der Auslegung der Kernkraftwerke als auch hinsichtlich jeglicher anderer Schutzmaßnahmen. Neuere im Nachgang zum Tōhoku-Erdbeben durchgeführte Untersuchungen deuten jedoch darauf hin, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit für ein solches Erdbeben in der Größenordnung von  $10^{-3}/a$  liegen könnte.

Die an der japanischen Küste erreichten Höhen des Tsunamis sind von mehreren Faktoren abhängig. Einerseits spielte wie bei jedem Tsunami das Geländeprofil eine erhebliche Rolle. Im Falle des Tōhoku-Tsunamis kommt jedoch noch hinzu, dass die Interferenz der Tsunamiwellen einzelner Teilbereiche der Herdfläche zu einer starken regionalen Variabilität führte. Insbesondere lassen sich damit die Unterschiede in den beobachteten Wellenhöhen zwischen den Standorten Fukushima-Daiichi und Fukushima-Daini erklären.

Hinsichtlich der Methodik zur Ermittlung der Bemessungsereignisse für die Einwirkungen Erdbeben und Hochwasser (hier ausschließlich Tsunami) ist festzustellen, dass in Japan rein deterministisch vorgegangen wird. Eine wesentliche Rolle hierbei spielen historisch beobachtete Ereignisse und die Modellierung der Herdprozesse einzelner Verwerfungen. Diese Vorgehensweise ist mit großen Unsicherheiten behaftet und erlaubt keine Quantifizierung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Bemessungsereignisse und des verbleibenden Restrisikos.

Konkrete Auslegungsanforderungen werden im japanischen Regelwerk nur für die Einwirkung Erdbeben beschrieben. Für Tsunamis wird lediglich vorgegeben, dass gegen diese Einwirkung auszulegen ist. Anforderungen bezüglich des Schutzes gegen Hochwasserereignisse aufgrund anderer Ursachen fehlen gänzlich.

Aus dem Vergleich der Informationen zur Situation in Japan mit den deutschen Gegebenheiten hat sich ergeben, dass insgesamt wenige Gemeinsamkeiten bestehen. Dies

gilt insbesondere in Bezug auf die Gefährdung der Standorte durch Erdbeben oder Hochwasser, aber auch hinsichtlich der Methodik zur Ermittlung der Standortgefährdung. Ein detaillierter Vergleich der Vorgehensweise bei der Auslegung war aufgrund der beschränkten zur Verfügung stehenden Informationen nicht möglich.

Mit Blick auf die Übertragbarkeit der Ereignisse vom März 2011 kann festgestellt werden, dass ähnliche Konsequenzen von Naturereignissen zwar grundsätzlich auch an deutschen Kernkraftwerkstandorten denkbar sind, die Wahrscheinlichkeit hierfür jedoch aufgrund der identifizierten Unterschiede in der Standortgefährdung und der Vorgehensweise zu deren Ermittlung sehr gering ist. Dennoch haben die Untersuchungen zu Befunden geführt, die auch für das deutsche Vorgehen in Bezug auf Einwirkungen von außen relevant sind:

- Um die Wirksamkeit des Hochwasserschutzes auch bei länger andauernden Hochwasserereignissen sicherzustellen, ist die Dauer von Hochwasserereignissen, insbesondere die Dauer des Bemessungshochwassers, systematisch zu ermitteln und bei der Auslegung der Hochwasserschutzmaßnahmen gemäß Abschnitt 6 der KTA 2207 /KTA 04/ zu berücksichtigen. Diese Frage ist u. a. auch Gegenstand der derzeitigen Diskussionen im Kerntechnischen Ausschuss (KTA) und in der Reaktorsicherheitskommission (RSK) hinsichtlich der eventuellen Notwendigkeit einer Überarbeitung der KTA 2207.
- Die standortspezifische Gefährdung für Einwirkungen von außen (z. B. Wind- oder Schneelasten) ist auf Basis probabilistischer bzw. statistischer Methoden standortspezifisch zu ermitteln, wie dies für Erdbeben und Hochwasser bereits der Fall ist, denn nur die Quantifizierung der Überschreitenswahrscheinlichkeit des jeweiligen Bemessungsereignisses erlaubt eine Beurteilung des verbleibenden Restrisikos. Die Notwendigkeit, die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Bemessungsereignisse zu ermitteln, ergibt sich auch aus den neuen WENRA Reference Levels (Issue T „Natural Hazards“) /WEN 14/, die für die Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen eine einheitliche Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  vorschreiben, und den Anforderungen der RSK, die in die gleiche Richtung gehen.
- Bei der Planung von Notfallmaßnahmen ist sicherzustellen, dass diese auch nach (auslegungsüberschreitenden) Einwirkungen von außen durchgeführt werden können. Dies bedeutet, dass Einrichtungen für planmäßige präventive und mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen sowie bauliche Anlagen und Systeme zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen gegen Einwirkungen von außen auszulegen

sind. Dabei sind Lastannahmen zu verwenden, die diejenigen der zu unterstellenden Bemessungsereignisse überschreiten. Falls erforderlich sind EVA-spezifische Notfallmaßnahmen zu entwickeln und in den Handlungsanweisungen zu verankern. Erste Schritte in diese Richtung wurden im Rahmen der Nach-Fukushima-Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit der deutschen Kernkraftwerke von den Behörden und Betreibern bereits eingeleitet.

- Um den Beitrag auslegungsüberschreitender Einwirkungen zum Gesamtrisiko der Anlage bewerten zu können, sind die Auslegungsreserven im Hinblick auf Einwirkungen von außen systematisch zu quantifizieren. Wie für Erkenntnis 1 gilt auch für diese Erkenntnis, dass sich eine entsprechende Anforderung bereits aus der überarbeiteten Fassung der WENRA Reference Level (Issue T „Natural Hazards“) /WEN 14/ ergibt.
- Eine deterministische Mindestauslegung (z. B. für Hochwasser oder Schneelasten) auf Basis eines plausiblen Postulats an Standorten mit scheinbar vernachlässigbarem Gefährdungsniveau dient der Verbesserung des allgemeinen Sicherheitsniveaus im Hinblick auf Einwirkungen von außen. Derzeit sind die diesbezüglichen Regelwerksanforderungen insofern inkonsistent, als für Erdbeben eine Mindestauslegung vorgegeben wird, während für andere naturbedingte Einwirkungen von außen eine solche nicht gefordert wird. Hinsichtlich der zivilisatorischen Einwirkungen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle kann man in gewisser Weise auch von der Vorgabe einer Mindestauslegung sprechen, da für diese Einwirkungen im einschlägigen Regelwerk /BMU 13/, /BMI 76/ zu unterstellende Stoßlast-Zeit-Funktionen bzw. Druck-Zeit-Verläufe festgelegt sind.

### **3.3 Elektrische Energieversorgung**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /ARI 15/ dokumentiert.

Im Rahmen des Vorhabens wurde der Wissensstand zum Unfallablauf auch insbesondere zur elektrischen Energieversorgung innerhalb der ersten Tage an den Standorten Fukushima Daichi, Fukushima Daini, Tokai Daini und Onagawa anhand neuer Erkenntnisse aus verschiedenen japanischen Quellen, wie z. B. Behörden, Kommissionen und Betreiber, aktualisiert und vertieft.

Bezüglich der elektrischen Energieversorgung am Standort Fukushima Daiichi wurde der Aufbau der Anbindungen an das externe Stromnetz, das Prinzip des Leistungstransfers zwischen benachbarten Blöcken, die anlageninterne Stromversorgung und der Aufbau der Notstromversorgung inklusive der Aufstellungsorte für die Notstromdieselmotoren näher betrachtet. Weiterhin wurden für den Standort Fukushima Daiichi die Stromversorgung vor dem Erdbeben und die aus dem Erdbeben und Tsunami resultierenden Beschädigungen hinsichtlich der Stromversorgung für jeden einzelnen Block ermittelt. Es konnten für jeden einzelnen Block Erkenntnisse gewonnen werden, welche Einrichtungen der Stromversorgung aufgrund des Erdbebens oder aufgrund von Überflutungen durch den Tsunami beschädigt wurden. Ähnliche Untersuchungen wurden für die Standorte Fukushima Daini, Tokai Daini und Onagawa durchgeführt, wobei die Ergebnisse aufgrund nicht verfügbarer Unterlagen im Vergleich zu den Ergebnissen für Fukushima Daiichi weniger detailreich sind.

Im Folgenden sind die Auswirkungen von Erdbeben und Tsunami auf die elektrische Energieversorgung der Anlagen an den Standorten Fukushima Daiichi, Fukushima Daini, Tokai, Daini und Onagawa zusammengefasst.

Am Standort Fukushima Daiichi (sechs Blöcke) kam es aufgrund von erdbebenbedingten Schäden unmittelbar nach dem Erdbeben zum Ausfall der externen Stromversorgung in allen sechs Blöcken. Durch den auslegungsgemäßen Start von zwölf der dreizehn vorhandenen Notstromdieselmotoren (ein Notstromdieselmotor befand sich in Wartung) war die Wechselspannungsversorgung zu diesem Zeitpunkt sichergestellt. Durch den Tsunami kam es unter anderem zur Überflutung von Notstromdieselmotoren, deren Kühlwasserversorgungen sowie Schaltanlagen. Aus diesem Grunde fielen alle Notstromdieselmotoren bis auf einen in Block 6 aus. Dieser Notstromdieselmotor wurde zur Wechselspannungsversorgung von Block 6 und mittels nach dem Tsunami installierter Querverbindungen auch zur Versorgung von Block 5 verwendet. Ebenfalls durch den Tsunami kam es zur Überflutung von für die Gleichspannungsversorgung notwendigen Batterien. In den Blöcken 1, 2 und 4 kam es zur Überflutung aller Batterien, wodurch in diesen Blöcken die gesamte Wechsel- und Gleichspannungsversorgung ausgefallen war. Die Batterieversorgung der Blöcke 3, 5 und 6 wurde nicht durch den Tsunami beschädigt. In Block 3 fiel die Gleichspannungsversorgung allerdings aufgrund von Erschöpfung der Batterien zu einem späteren Zeitpunkt aus, da ein Laden der Batterien aufgrund der ausgefallenen Wechselspannungsversorgung nicht möglich war. In den Blöcken 1, 2 und 3 kam es aufgrund des

vollständigen Ausfalls der Wechsel- und Gleichspannungsversorgung über einen längeren Zeitraum zu Kernschäden.

Am Standort Fukushima Daini (vier Blöcke) kam es aufgrund des Erdbebens zum Ausfall von zwei der vier Anbindungen an das externe Stromnetz. Da sich außerdem eine Anbindung in Wartung befand und nicht in Betrieb war, war die Stromversorgung aller vier Blöcke über eine verbliebene Netzanbindung möglich. Durch den Tsunami wurden unter anderem Notstromdiesel, Schaltanlagen und Systeme im Haupt- und Nebenkühlwassergebäude überflutet. Aufgrund dessen fielen in den Blöcken 1, 2 und 4 die Not- und Nachkühlpumpen sowie die Nebenkühlwasserpumpen aus, wodurch diese Blöcke nicht über eine Nachkühlkette gekühlt werden konnten. Die Kühlung dieser Blöcke erfolgte jeweils über eine dampfgetriebene Nachspeisepumpe. In Block 3 stand weiterhin eine Nachkühlkette zur Verfügung. Aufgrund des Tsunami wurden drei der zwölf am Standort befindlichen Notstromdieselgeneratoren sowie sieben der acht Kühlwasserversorgungen für die Notstromdieselgeneratoren überflutet und fielen aus. Aus diesem Grund blieben nur drei der zwölf Notstromdieselgeneratoren nach dem Tsunami verfügbar, wurden aber aufgrund der noch vorhandenen Anbindung an das externe Stromnetz im weiteren Verlauf nicht benötigt. Kernschäden sind nicht bekannt geworden.

Am Standort Tokai Daini (ein Block) standen aufgrund des Erdbebens alle drei vorhandenen Möglichkeiten zur externen Stromversorgung nicht mehr zur Verfügung. Die Notstromversorgung konnte über die vorhanden drei Notstromdieselgeneratoren sichergestellt werden. Aufgrund des Tsunami fiel einer der drei Notstromdieselgeneratoren aufgrund überfluteter Kühlwasserpumpen aus, die anderen beiden Notstromdieselgeneratoren konnten zur Notstromversorgung weiter verwendet werden.

Am Standort Onagawa (drei Blöcke) fielen aufgrund des Erdbebens drei der fünf vorhandenen Anbindungen an das externe Stromnetz aus. Aus diesem Grund konnte Block 1 nicht mehr aus dem externen Stromnetz versorgt werden, die Notstromversorgung konnte über die beiden Notstromdieselgeneratoren gesichert werden. Für die Blöcke 2 und 3 stand nach dem Erdbeben weiterhin eine Anbindung an das externe Stromnetz zur Verfügung, die Notstromdieselgeneratoren wurden nicht zugeschaltet. Durch den Tsunami fiel eine weitere Anbindung an das externe Stromnetz aus. Somit stand für die Anlage Onagawa nach Erdbeben und Tsunami noch eine Anbindung an das externe Stromnetz zur Verfügung. In Block 1 kam es aufgrund des Tsunami zu keiner Beeinträchtigung der Notstromdieselgeneratoren, die Notstromversorgung für

diesen Block stand somit uneingeschränkt zur Verfügung. In Block 2 kam es aufgrund von Überflutungen durch den Tsunami zum Ausfall von zwei der drei vorhandenen Notstromdieselgeneratoren, die Stromversorgung war aber jederzeit über die noch vorhandene Anbindung an das externe Stromnetz gesichert. In Block 3 kam es aufgrund des Tsunami zu keiner Beeinträchtigung der Notstromversorgung, diese wurde aber aufgrund der noch vorhandenen Anbindung an das externe Stromnetz nicht benötigt.

In den Untersuchungen zum japanischen Stromnetz wurde ein Überblick über die Topologie und die Betreiber des japanischen Stromnetzes gegeben, wobei insbesondere auf die von den Ereignissen am stärksten betroffenen Versorgungsregionen von TEPCO und Tohoku eingegangen wurde. Außerdem wurde die ungewöhnliche Struktur des japanischen Stromnetzes, welches in zwei Teile mit unterschiedlicher Netzfrequenz (50 Hz im östlichen und 60 Hz im westlichen Teil) aufgeteilt ist, dargestellt. Des Weiteren wurde auf die Netzsituation in Japan nach dem 11.03.2011 eingegangen, wobei auch auf Maßnahmen zur Stromeinsparung und die Auswirkungen auf Kernkraftwerke eingegangen wurde. Die Auswirkungen des Ereignisses auf den Strommarkt in Japan wurden ebenfalls dargestellt.

Zusammenfassend lässt sich festhalten, dass bezüglich der Anbindungen an das externe Stromnetz, der Notstromdieselgeneratoren sowie der Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung eine direkte Übertragbarkeit der Ereignisse an den Kernkraftwerksstandorten Fukushima Daiichi, Fukushima Daini, Tokai Daini und Onagawa auf deutsche Anlagen aufgrund anderer Anlagenauslegung nicht gegeben ist. Bezüglich des Aufbaus des deutschen / europäischen Verbundnetzes im Vergleich zum japanischen Verbundnetz lässt sich feststellen, dass der Aufbau der Verbundnetze zwar vergleichbar ist, dass im europäischen Verbundnetz aber aufgrund der deutlich größeren effektiv vernetzten Kapazitäten mit größerer Wahrscheinlichkeit ein Ausfall von Erzeugerkapazität aufgefangen werden kann.

Aufgrund der Ereignisse in Japan wurde in der WLN 2012/02 hinsichtlich der elektrischen Energieversorgung empfohlen, eine gesicherte Stromversorgung bei Eintreten eines Station-Blackouts für mindestens 10 Stunden sicherzustellen, um die Anlage in abgeschaltetem Zustand unterkritisch zu halten und die Nachwärme sicher abführen zu können. Des Weiteren wurde empfohlen, Notfallmaßnahmen vorzusehen, mit denen innerhalb von 10 Stunden nach Beginn eines Station-Blackouts und mittels eines zusätzlichen mobilen Notstromaggregates eine Drehstromversorgung hergestellt werden

kann. Auf Basis der Auswertung der Ereignisse in Japan konnten bezüglich der elektrischen Energieversorgung keine weiteren, über die Empfehlungen aus der GRS Weiterleitungsnachricht WLN 2012/02 hinausgehenden, Empfehlungen abgeleitet werden. Ebenfalls konnten aufgrund der Auswertungen keine Themenbereiche für weitere Empfehlungen identifiziert werden.

### **3.4 Organisatorische Maßnahmen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /BRU 15/ dokumentiert.

Der Unfallablauf im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi ist nicht nur hinsichtlich technischer Maßnahmen zur Unfallbewältigung zu betrachten, sondern auch hinsichtlich regulatorischer und organisatorischer Gegebenheiten und Maßnahmen. Im Vorhaben wurde daher einerseits den Aufbau und die Struktur der japanischen Aufsicht als auch die Organisationsstruktur des Betreibers untersucht. Weiterhin wurde eine Auswertung von Notfallübungen in deutschen Kernkraftwerken /GEP 14/ einbezogen.

Ein wesentliches Merkmal der japanischen Atomaufsicht bis zum Unfall in Fukushima war, dass die Förderung und Aufsicht kerntechnischer Einrichtungen zwar in zwei getrennten Behörden angesiedelt waren, diese Behörden aber dem gleichen Ministerium unterstellt waren. Durch eine Jobrotation alle zwei bis drei Jahre innerhalb der Behörden, bestand ein intensiver Personalaustausch, der eine strikte inhaltliche Trennung behinderte. Dadurch waren die Bereiche für die Förderung und die Aufsicht über die Kernkraftwerke einerseits organisatorisch getrennt, jedoch unterstanden sie dem gleichen Minister. Dies lässt den Rückschluss zu, dass Interessenskonflikte nicht auszuschließen waren. Ob deshalb die Aufsichtsbehörde ihrer Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung des Betreibers nicht ausreichend nachkommen konnte, lässt sich aber nicht belegen.

Das gesetzliche Regelwerk verpflichtete die Betreiber nur, den Inspektoren einmal pro Quartal Zugang zu den Anlagen zu gewähren um Inspektionen durchführen zu können, Dokumente zu sichten oder Angestellte zu befragen. Für darüberhinausgehende Kontrollen musste der Betreiber seine Zustimmung geben. Sowohl die Aufsichtsmöglichkeiten in den japanischen Anlagen als auch die Meldepflichten des Betreibers waren im Vergleich zur Situation in Deutschland stark eingeschränkt.

Ebenfalls wurden vom Gesetzgeber keine konkreten technischen Maßnahmen bzw. Vorkehrungen zur Beherrschung oder Eindämmung auslegungsüberschreitender Ereignisse gefordert, noch wurden diese auf freiwilliger Basis vom Betreiber getroffenen Maßnahmen von den japanischen Aufsichtsbehörden überprüft und bewertet. Weiterhin lässt sich feststellen, dass die gesetzlichen Vorgaben den Handlungsspielraum der Aufsichtsbehörde einschränkten.

Bei der Bewertung der Organisationsstruktur des Betreibers wird deutlich, dass Schulungsmaßnahmen strukturiert und periodisch durchgeführt wurden. Diese betrafen nicht nur die Grundlagen der Kerntechnik und die Kraftwerkstechnik an sich, sondern auch Notfallszenarien. Ebenfalls wurden jährlich Notfallübungen durchgeführt. Allerdings zeigte sich bei der Unfallbewältigung, dass die Pläne zur Beherrschung von Notfallszenarien nicht vollständig ausgearbeitet waren.

Bezüglich der Personalqualifikation gibt es keine gesetzlichen geregelten Anforderungen an das technische Know-How der Kraftwerksleitung bzw. an deren beruflichen Werdegang. Dies erschwert den Nachweis der Fähigkeiten zum Leiten einer Anlage und des Verständnisses der komplexen Zusammenhänge der Kraftwerksphysik und -technik. Dies könnte neben dem hierarchisch ausgeprägten Handeln auch ein Grund gewesen sein, warum Entscheidungen immer wieder an höhere Stellen weitergereicht wurden.

Da die Notfallmaßnahmen des Betreibers freiwillige Maßnahmen und der Behörde nicht bekannt waren, konnte auch nie das Zusammenspiel zwischen betreibereigenem Personal, externem Personal und Behörde für den Notfall geübt werden. Schnittstellenprobleme zwischen Betreiber und den verschiedenen Behörden sind daher auch nicht aufgedeckt worden. Die Tatsache, dass es keine vorgefertigten Pläne zum Einsatz externer Kräfte seitens des Betreibers gab, lässt ebenfalls den Rückschluss zu, dass die Notfallpläne nur rudimentär ausgearbeitet waren.

Es zeigte sich zwar, dass hinsichtlich eines Erdbebens für das Personal angemessene Maßnahmen vorhanden waren und diese auch regelmäßig erprobt wurden. So konnte das Personal nach dem Erdbeben erfolgreich auf höheres Gelände evakuiert werden. Andererseits waren aber die geplanten Maßnahmen bzgl. eines Erdbebens nicht umfassend. Es gab keine adäquaten Notfallmaßnahmen zur Beherrschung der Folgen eines Tsunami, der nach einem Erdbeben auftreten kann.

Eine wesentliche Erkenntnis aus dem Unfall in Fukushima ist sicherlich, dass auch die Aufsichtsbehörden durch eine nachhaltige Ausübung einer effizienten Fachaufsicht zur ständigen Verbesserung der durch den Betreiber zu treffenden Vorsorgemaßnahmen beitragen können. Bei der Auswertung der aus Notfallübungen in Deutschland abgeleiteten Optimierungsvorschläge hat sich gezeigt, dass viele in der Vergangenheit identifizierte Aspekte inzwischen durch Regelwerksanforderungen abgedeckt sind. Manche Verbesserungsvorschläge konnten erst aufgrund der Erfahrungen aus praktischen Übungen gemacht werden. Zur kontinuierlichen Verbesserung des Notfallmanagements und der Notfallplanungen tragen daher regelmäßige Übungen und Training von auslegungsüberschreitenden Ereignissen bei. Solche Übungen, bei denen das Zusammenspiel erprobt wird, sollten daher regelmäßig mit allen beteiligten Organisationen und Behörden durchgeführt werden.

### **3.5 Untersuchungen zu kontaminierten Wässern im Zusammenhang mit dem Unfallablauf in Fukushima**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /HER 14/ dokumentiert.

Der Unfallablauf in Fukushima Daiichi und die Maßnahmen zu seiner Beherrschung haben zu großen Mengen kontaminierter Wässer geführt, die ein Problem in den Vordergrund rücken, das zuvor im Zusammenhang mit schweren Unfällen in Kernkraftwerken wenig Beachtung gefunden hat.

Zum einen befinden sich in den Untergeschossen der betroffenen Reaktorgebäude und Maschinenhäuser große Mengen an kontaminierten Wässern, die zunächst durch die Überflutung in Folge des Tsunamis entstanden und immer noch durch Grundwasserzutritt ergänzt werden. Zum anderen fallen durch die andauernde Kühlung der havarierten Reaktorblöcke laufend weitere kontaminierte Wässer an, die zum Teil nach einer Behandlung wiederverwendet werden können, zu einem großen Teil aber auf dem Kraftwerksgelände (zwischen-)gelagert werden müssen. Durch vorhandene oder mögliche Leckagen an den Gebäuden und Behältern sind darüber hinaus Kontaminationen des Bodens, des Grundwassers sowie des angrenzenden Ozeans von Belang.

Im Rahmen des Vorhabens wurden für die einzelnen Themenfelder die verfügbaren Informationen und Unterlagen zusammengestellt und ausgewertet. Die in diesem Zusammenhang erkennbaren Abläufe und Phänomene, aber auch bereits ergriffene oder

geplante Maßnahmen wurden vertieft betrachtet, um ihre generische Bedeutung für den Umgang mit kontaminierten Wässern einschätzen zu können. Dabei wurden auch ursprünglich unerwartete Ereignisabläufe und ihre Relevanz für die Mobilisierung von Radionukliden einbezogen.

### **3.5.1 Gefährdungssituation**

Die derzeitige Situation am Standort Fukushima Daiichi ist dergestalt, dass es hauptsächlich wegen des Austritts kontaminierter Wässer aus den Untergeschossen der havarierten Reaktorgebäude bzw. Maschinenhäuser immer noch zu einer kontinuierlichen Kontamination von Böden, des geologischen Untergrundes, des Grundwassers und letztlich des Meerwassers kommt. Um diese Situation zu entschärfen, hat TEPCO eine Reihe von Maßnahmen getroffen, die zu einer Isolierung der Kontaminationsquelle führen sollen. Das langfristige Ziel von TEPCO ist der Abbau der Gebäude und die vollständige Räumung aller kontaminierten Materialien, einschließlich der beschädigten Reaktorkerne.

In Fukushima Daiichi muss gegenwärtig mit vier Gefährdungen umgegangen werden:

- Die Ausbreitung kontaminierter Schwebstoffe: Dagegen baut TEPCO Abdeckungen über die beschädigten Reaktoren.
- Die Freisetzung von Schadstoffen aus Leckagen der landseitig aufgestellten Lagertanks auf dem Kraftwerksgelände: Diesem Problem wird durch das Ersetzen der vorhandenen Tanks durch neue Behälter mit Schweißnähten begegnet.
- Der konstante Zufluss von Grundwasser in die Reaktorgebäude: Diese Gefährdung wird zum Teil durch das aufgebaute Bypass-System reduziert.
- Der kontinuierliche Ausfluss kontaminierter Wässer aus den Untergeschossen der Reaktorgebäude und Maschinenhäuser (sowie aus den meerseitigen Gräben), welcher, wie die Modellrechnungen zeigen, vom Wasserstand in den Gebäuden abhängig ist: Auch diesem Problem wird durch das Bypass-System sowie durch Abpumpen begegnet.

Neue Tanks (siehe Punkt 2) stellen allerdings nur eine temporäre Zwischenlösung dar. Die langfristig geeignetste Lösung für das Problem großer Mengen kontaminierter Wässer in Lagertanks wäre letztendlich deren vollständige Dekontamination und an-

schließende Einleitung ins Meer; eine entsprechende Dekontaminationsanlage ist bereits in Auftrag gegeben.

Langfristig gesehen würde der Aufbau einer undurchlässigen Wand rund um die Reaktorgebäude und Maschinenhäuser die Kontamination der Umwelt vollständig beenden. Mit einer derartigen Maßnahme würden einerseits die Reaktoren vollständig von der Umgebung isoliert und darüber hinaus die Menge von zu behandelnden, kontaminierten Wässern deutlich verringert werden. Der Betreiber des KKW, TEPCO, hat bereits begonnen, eine solche Wand im Gefrierverfahren herzustellen. Dabei wird der Boden und in ihm enthaltenes Wasser über Bohrungen und Zirkulation einer Kühlflüssigkeit gefroren und wirkt anschließend als Barriere. Diese Lösung ist technisch ausgereift und hat den Vorteil, dass keine großräumigen Ausschachtarbeiten (wie für eine Betonwand) erforderlich sind. Gravierender Nachteil ist die Notwendigkeit kontinuierlicher Energiezufuhr, um zu funktionieren. Temporäre Kühlausfälle (z. B. im Falle eines Stromausfalls) können allerdings durch die thermische Trägheit des Bodens überbrückt werden.

### **3.5.2 Dekontaminationsmaßnahmen**

Die in Fukushima eingesetzten Dekontaminationsmethoden können, abgesehen von möglichen Verbesserungen ihrer Effizienz, als zielführend eingestuft werden. Das eigentliche Problem besteht weniger in der Dekontamination selbst, sondern vielmehr in der großen Menge anfallender kontaminierter Wässer.

Die vom Betreiber TEPCO zur Dekontamination der akkumulierten Wässer getroffenen Maßnahmen gehören zu den konventionellen Methoden, die sich gut bewähren. Sie basieren auf Ausfällungs- und Adsorptionsprozessen. Alle in den kontaminierten Wässern auftretenden Problemnuklide, bis auf Strontium, werden durch die eingesetzten Dekontaminationstechniken zufriedenstellend entfernt. Die Ausfällungsmethoden eignen sich wegen ihres geringen technologischen Aufwandes zur Entfernung eines großen Teils der Stör-Kationen (Ca, Mg) und  $\alpha$ -Strahler (Co-60, Mn-54) als erster Schritt der Dekontamination. Zurzeit befindet sich eine Multi-Nuklid-Entfernungsmethode (ALPS) in der Endphase der Testläufe. Damit soll erreicht werden, dass die Wässer vollständig dekontaminiert werden. Auch nach der Installation des ALPS wird die Strontium-Problematik weiter bestehen. Sie kann jedoch wahrscheinlich durch die Implementierung neuer, bereits getesteter Sorptionsmaterialien behoben werden.

Alternative Methoden wären magnetische Methoden, mit dem Einsatz von Wirbelschicht-Adsorptionsreaktoren. Sie bieten im Gegensatz zu den gegenwärtig verwendeten Festbettreaktoren eine bessere Performance, frei von Verstopfungsfällen und der Bildung von Konzentrations- und Flussgradienten, die zur lokalen Korrosion führen. Dafür sind anorganische, in Magnetit eingebettete Sorptionsminerale zu empfehlen. Damit werden aufwändige Trennungsprozesse, die mit der Verwendung von selektiven organischen Lösemitteln verbunden sind, vermieden.

Weitere alternative biologische Methoden befinden sich noch in der Erprobungsphase. Ihre Effizienz steht noch nicht fest. Damit können theoretisch Cäsium und Strontium sorbiert werden. Diese Methoden eignen sich speziell für die Sanierung von Böden. Sie könnten als Endphase der konventionellen anorganischen Dekontamination eingesetzt werden.

### **3.5.3 Modellrechnungen**

Die Situation in Fukushima Daiichi ist komplex und nicht einfach zu handhaben. Ein andauerndes aufwändiges Monitoring ist erforderlich, um den Eintrag von Radionukliden ins Grundwasser und ins Meer zu überwachen. TEPCO stellt auf seiner Website extensive und regelmäßig aktualisierte Messungen einer begrenzten Zahl von Nukliden zur Verfügung. Aus diesen Messungen können die Hauptquellen der Kontamination erkannt werden. Das sind ein meerseitiger Graben beim Reaktorblock 2 und die Untergeschosse der Reaktorgebäude und Maschinenhäuser.

Um die Mechanismen der Grundwasserbewegung und der Kontamination im geologischen Untergrund des havarierten KKW Fukushima Daiichi zu verstehen, wurden mehrere Modellrechnungen mit dem Rechenprogramm OpenGeoSys (ein gekoppelter THMC-Rechencode) durchgeführt. Obwohl die komplexe Gesamtsituation stark vereinfacht werden musste, helfen die Modellrechnungen, die Rolle des Grundwasser-Bypass-Systems und des Wasserspiegels in den Reaktorgebäuden und Maschinenhäusern zu verstehen.

Gerechnet wurden 1D-Modelle, welche die Wasserstände in den Untergeschossen und die durch das Bypass-System hervorgerufenen Druckunterschiede berücksichtigen. Die Ergebnisse zeigen, dass:

- die Menge kontaminierter Wässer, welche aus den Untergeschossen der Reaktorgebäude bzw. Maschinenhäuser in den Untergrund austritt, vom Wasserstand in den Gebäuden kontrolliert wird,
- die Menge an Grundwasser, welche in die Untergeschosse der Reaktorgebäude bzw. Maschinenhäuser zutritt, von der Leistung des Bypass-Systems abhängt und
- im Falle einer zu hohen Leistung der Bypass-Pumpen kontaminierte Wässer aus den Untergeschossen der Reaktorgebäude bzw. Maschinenhäuser in den Untergrund austreten können.

Daraus kann gefolgert werden, dass einerseits der Wasserstand in den Reaktorgebäuden bzw. Maschinenhäusern so niedrig wie möglich gehalten werden muss und andererseits die Leistung des Bypass-Pumpen so angepasst werden muss, dass der hydraulische Druck im Grundwasser um die Gebäude höher bleibt als der der Wässer innerhalb der Gebäude.

#### **3.5.4 Schlussfolgerungen**

Im zugrunde liegenden Fachbericht /HER 14/ wird ein umfassendes und verständliches Bild der Entwicklung und des aktuellen Standes des Kontaminationsszenarios mit Radionukliden im KKW Fukushima Daiichi gegeben. Die Kontaminationswege wurden im Zusammenhang mit den bereits getroffenen Maßnahmen identifiziert und analysiert. Obwohl die vom Betreiber TEPCO bisher getroffenen Maßnahmen zielführend sind, führen sie noch nicht zu einer langfristigen Lösung der Probleme. Grund dafür sind die noch teilweise unkontrollierten Grundwasserzutritte in die Gebäude und der Kontakt des Grundwassers mit der aus dem Reaktor ausgetretenen Brennelementschmelze. Die von TEPCO verfolgte Strategie bestand bisher im Versuch, den Wasserkontakt zur Kühlung des Brennmaterials unter Kontrolle zu halten und kontaminierte Wässer anschließend einer Dekontamination durch chemische und Adsorptionsmethoden zu unterziehen. Unserer Einschätzung nach wäre die Abdichtung des Gebäudeuntergrundes eine prioritäre Maßnahme, um die weitere Akkumulation von kontaminierten Wässern zu stoppen. Einen richtigen Ansatz in dieser Richtung stellt die von TEPCO vorgesehene, im Gefrierverfahren herzustellende undurchlässige Wand um die Reaktorgebäude dar. Das Gefrierverfahren ist allerdings mit hohen Aufbau- und Energiekosten verbunden. Eine Abdichtung mittels Silikat-Injektionen und eine Reduzierung des landseitig zutretenden Grundwassers durch Abpumpen könnten erste Schritte zu einer

dauerhaften Isolierung der Gebäudefundamente darstellen. Eine darauf folgende Betonummantelung könnte eine endgültige und auf die Dauer kostengünstigere Alternative darstellen. Für die Herstellung des Betons bieten sich die gering kontaminierten Wässer an, die gegenwärtig in oberirdischen Tanks zwischengelagert werden.

### **3.5.5 Standortunabhängige Erkenntnisse**

Als standortunabhängige Erkenntnisse lassen sich Antworten auf folgende Fragestellungen zusammenfassen:

#### **Generische Bedeutung der Untersuchungen für den Umgang mit kontaminierten Wässern**

Trotz der unvollständigen Kenntnis vieler Standortdetails war es möglich, die Kausalkette der Ereignisse bzgl. Herkunft, Kontamination und Ausbreitung von Wässern am Standort des KKW Fukushima Daiichi zu verstehen, nachzurechnen und auf dieser Basis die Wirksamkeit getroffener Maßnahmen zu analysieren und ergänzende Vorschläge zu unterbreiten.

#### **Identifizierte Wissenslücken**

Zahlreiche Standortdetails sind zum Zeitpunkt der Berichtserarbeitung nicht bekannt gewesen, so dass überwiegend mit vereinfachten Annahmen gearbeitet werden musste. Nur auf Grundlage einer besseren Datenlage lassen sich beispielsweise auch 2D- oder gar 3D-Modellierungen durchführen.

#### **Stand der Dekontaminationstechnik**

Der aktuelle Stand konnte dargestellt werden. Darüber hinaus sind weitere Techniken in ihren Wirkprinzipien dargestellt worden, die ggf. alternativ und/oder ergänzend zum Einsatz kommen könnten.

#### **Maßnahmen zur Verhinderung weiterer Kontaminationen**

Mit Hilfe einfacher 1D-Modellrechnungen konnte gezeigt werden, dass das planvolle Abpumpen von Grundwasser gegenwärtig den einzig gangbaren Weg zur Verringerung weiterer Kontaminationen im Grundwasser darstellt. Diese Maßnahme sollte durch die eine Isolierung der Kontaminationsquelle (des geschmolzenen Brennstoffs im Kontakt

mit dem in den Reaktorgebäuden und Maschinenhäusern akkumulierten Kühlwasser) begleitet werden. Ein richtiger Schritt in diese Richtung ist die vom Betreiber TEPCO geplante Vereisung des Bodens um die Reaktorgebäude und Maschinenhäuser. Damit wird versucht, eine weitere Ausbreitung der Kontamination infolge der Versickerung kontaminierter Wässer aus undichten Stellen in den Gebäuden zu verhindern, ein Problem, das kurz- bis mittelfristig nicht vollständig behoben werden kann. Diese Maßnahmen werden begleitet durch den Bau weiterer undurchlässiger Wände entlang der Küste und durch das Abpumpen kontaminierten Grundwassers, um den Eintrag freigesetzter Radionuklide ins Meer zu begrenzen.

### **Einschätzung dieser Maßnahmen und der weiteren Entwicklung durch GRS**

Mittel- bis langfristig muss die Kontaminationsquelle (Reaktorgebäude und Maschinenhäuser) isoliert werden, da die gegenwärtige Vorgehensweise ein ständig zunehmendes Volumen an kontaminierten Wässern zur Folge hat, die zwischengelagert werden müssen. Die Dekontamination der bis zur Isolation der Reaktorgebäude akkumulierten Wässer sollte eines der vorrangigen Ziele sein, da von der Zwischenlagerung wiederum neue Kontaminationen der Umwelt ausgehen. Nach einer erfolgreichen Entfernung der Radionuklide aus dem zwischengelagerten Wasser wird davon ausgegangen, dass seine Einleitung ins Meer möglich sein wird. Das mit hoch kontaminiertem Wasser betriebene Kühlsystem stellt im Falle seiner Reparatur ein isoliertes System dar, das kontrolliert weiterbetrieben werden muss, bis Techniken zur Bergung und Entfernung des Brennstoffs zur Verfügung stehen. Eine Beurteilung dieser Planungen war jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Studie.

### **Alternative Möglichkeiten**

Alternative (bzw. ergänzende) zu Dekontaminationsverfahren wurden aufgezeigt. Trotz des generellen, aus unserer Sicht vernünftigen Umgehens mit dem Kontaminations-szenario, ist der geplante Aufbau einer vereisten Bodenwand zur hydraulischen Isolierung der Reaktorgebäude nicht unproblematisch. Abgesehen von den mit der Maßnahme verbundenen hohen Betriebskosten ist das System von einer kontinuierlichen elektrischen Versorgung abhängig, die nur für kurze Zeiträume unterbrochen werden darf. Eine alternative Vorgehensweise könnte deshalb auf der vorläufigen Abdichtung des Gebäudeuntergrunds durch die Injektion von Silikaten und dem anschließenden Aufbau eines Betonmantels (Schüssel) zur endgültigen Abdichtung basieren. Dieser Betonmantel dient zusätzlich als Barriere für die Zurückhaltung mobiler Aktiniden.

## **Erkenntnisse hinsichtlich der Übertragbarkeit auf andere Anlagen**

Die Schadensentwicklung am Standort des KKW Fukushima Daiichi hat gezeigt, dass eine Beherrschung der Unfallfolgen ganz wesentlich dadurch erschwert wird, dass fortlaufend Grundwasser in das Reaktorgebäude bzw. Maschinenhaus Zutritt, mit den Brennstäben und/oder kontaminiertem Kühlwasser Kontakt hat und so kontinuierlich zu einer signifikanten Zunahme kontaminierter Wässer führt, die in irgendeiner geeigneten Form gehandhabt werden müssen, um eine direkte und intensive Kontamination der Umwelt (Boden, Luft, Grundwasser, Meer) zu verhindern oder zumindest zu verringern. Ursache für diese Entwicklung ist die Tatsache, dass die Kraftwerksgebäude durch Abtragung erheblicher Boden- bzw. Gesteinsschichten (die in einer Mächtigkeit von mehreren 10er Metern ursprünglich bis nahe an die Küste gereicht haben) direkt in den Grundwasserleiter hinein errichtet worden sind. Die Gebäude sind also unmittelbar in grundwasserführende Schichten hinein platziert worden. Im Normalbetrieb kann durch geeignete bauliche Maßnahmen ein Zutritt des Grundwassers in die Gebäude sicher verhindert werden; das ist Stand von Technik. Bei einer wie auch immer gearteten Zerstörung oder Beschädigung des Gebäudes erfolgt dann zwangsläufig ein Zutritt von Grundwasser. Eine vergleichbare Situation, wenn auch ggf. unter gänzlich anderen Randbedingungen, ist auch an anderen Standorten vorstellbar. In diesem Zusammenhang könnte eine Prüfung von Interesse sein, ob ähnliche bzw. vergleichbare geologische bzw. hydraulische Situationen an Standorten deutscher KKW vorliegen und ob ähnliche Fragestellungen wie am Standort Fukushima Daiichi daraus ableitbar wären.

Für eine schnelle Bewertung der Situation nach einem eventuellen Unfall und zur richtigen Einschätzung der kurz- und mittelfristen Auswirkungen sollten für jeden Standort die relevanten geologischen Daten vorgehalten werden, die als Eingangsparameter für Modellrechnungen gebraucht werden. Damit können Unsicherheiten erheblich reduziert und evtl. kritische Zeitverluste vermieden werden.

### **3.6 Mögliche Ursachen, Konsequenzen und Identifikationsmöglichkeiten einer Rekritikalität nach schweren Kernschmelz-Unfällen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /KIL 15/ dokumentiert.

Nach einem schweren Unfall mit Kernschmelze ist im Nachgang eine Rekritikalität aufgrund der großen noch vorhandenen Menge an spaltbaren Materialien unter gewissen

Voraussetzungen nicht ausgeschlossen. Mögliche Konsequenzen einer derartigen Rekritikalität sind im Gesamtzusammenhang und unter Berücksichtigung der anderen, möglicherweise deutlich erheblicheren Unfallkonsequenzen zu bewerten. Spontane Energiefreisetzung mit dem Potenzial für mechanische Beschädigungen bis zur Dampfexplosion sowie eine signifikante Erhöhung der Neutronendosisleistung können im Fall einer Rekritikalität die Situation insgesamt jedoch weiter verschlechtern.

Aufgrund eines unfallbedingten Fehlens bzw. Versagens einer entsprechenden Instrumentierung zur Messung der Neutronenortsdosisleistung ist die direkte Detektierbarkeit einer kritischen Exkursion möglicherweise nicht gegeben. Auch eine Freisetzung und Ausbreitung von Neutronenemittern aus dem beschädigten Brennstoff kann hier hinderlich wirken und zu ambivalenten Messergebnissen führen. In diesem Fall kann ggf. zusätzlich oder alternativ auf indirekte Indikatoren wie die Präsenz bestimmter Spaltprodukte bzw. Spaltprodukte in bestimmten Aktivitätsverhältnissen zurückgegriffen werden. Hierbei ist es meist schwierig, entsprechende Messungen eindeutig zu bewerten und zu interpretieren. Einzelne isolierte Ereignisse oder Messungen können einer Rekritikalität oft nicht eindeutig zugeordnet werden, so dass mehrere Indikatoren, soweit verfügbar, herangezogen werden sollten, um die Möglichkeit einer Fehlinterpretation zu minimieren. Dabei ist es oft einfacher, die Aussagekraft der Präsenz möglicher Indikator-Isotope zu widerlegen als sie zuverlässig zu bestätigen. Orts- und zeitaufgelöste Messungen von Aktivitäten bzw. Aktivitätsverhältnissen können dennoch wertvolle Anhaltspunkte auf den tatsächlichen Anlagenzustand liefern.

Die Situation ist übertragbar auf schwere Unfälle in anderen Kernkraftwerken, bei denen es ebenfalls zu einem teilweisen oder kompletten Verlust der umgebenden Infrastruktur kommt, so dass der zuverlässige Einsatz von Neutronendetektoren zur Messung der Neutronenortsdosisleistung eingeschränkt oder unmöglich wird. Unter Berücksichtigung entsprechender Szenarien mit Wiederherstellung der Kühlung ist eine direkte Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen, auch Siedewasserreaktoren, aufgrund der dort vorhandenen Möglichkeit einer Notborierung dennoch nicht gegeben. Insbesondere verfügen im Gegensatz zu Fukushima Daiichi alle deutschen Anlagen auch bei Versagen der Abschaltung mittels Steuerstäbe über die Möglichkeit zur sofortigen Borierung des Kühlmittels, um Unterkritikalität sicherzustellen.

Mit Hilfe vereinfachter Modellrechnungen wurde für verschieden große, generische SWR-Reaktorkerne eine mögliche Rekritikalität durch verbliebene intakte aber unkontrollierte Brennelemente nach einer partiellen Kernschmelze im Kernzentrum beleuch-

tet. Eine einfache Abschätzung zur Anzahl der in diesem konservativem Szenario maximal erforderlichen (mehr oder weniger) intakten Brennelemente wurde vorgenommen, um die grundsätzliche Machbarkeit derartiger Studien aufzuzeigen, sowie deren Grenzen darzulegen, die v. a. durch die in derartigen Situationen ungenügende Kenntnis des Anlagenzustands begründet ist.

## **4 Ergebnisse aus weiterführenden methodischen Untersuchungen der GRS**

Über die in Kap. 3 zusammengefassten Untersuchungen hinaus wurden im Rahmen des Vorhabens auch weiterführende methodische Untersuchungen durchgeführt. Diese beschäftigten sich mit der Methodik von Stresstests (Abschnitt 4.1), der Erkennung und Bewertung von „Cliff-Edge“-Effekten (Abschnitt 4.2), der Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen (Abschnitt 4.3) sowie der Fehlerzustandsart- und Auswirkungsanalyse(FMEA)-Methodik für Überflutungsszenarien (Abschnitt 4.4). Darüber hinaus erfolgten Betrachtungen zu übergreifenden Einwirkungen als Folgeereignisse von Einwirkungen von außen (Abschnitt 4.5) sowie dem anlageninternen Notfallschutz (Abschnitt 4.6).

### **4.1 Methodische Aspekte zu Sicherheitsüberprüfungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /ROD 15/ dokumentiert.

Unfälle wie im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi werfen Sicherheitsfragen auf, die schneller Antworten bedürfen. Bereits kurz nach dem Fukushima-Unfall wurden umfangreiche zusätzliche Sicherheitsüberprüfungen von Kernkraftwerken durchgeführt, um solche Fragen zu beantworten. Hierzu zählte die RSK-Sicherheitsüberprüfung und der europäische Stresstest.

Ziel dieses Arbeitspunktes war die Erarbeitung wissenschaftlich-technischer Grundlagen für Sicherheitsüberprüfungen unter Nutzung der Erfahrungen aus den nach Fukushima durchgeführten Stresstests. Hierfür wurden die methodischen Ansätze und Erfahrungen beim Stresstest in Deutschland (RSK-Sicherheitsüberprüfung) und beim EU-Stresstest systematisch aufgearbeitet.

#### **4.1.1 Zielsetzung und Auswahl von Überprüfungsthemen**

Ausgangspunkt jeder Sicherheitsüberprüfung ist die Festlegung der Zielsetzung. Die Zielsetzung bedingt dann die Auswahl von Überprüfungsthemen, die sich, in diesem Fall, unmittelbar aus Erkenntnissen aus einem auslegungsüberschreitenden Ereignis

ergeben. Entsprechend den Fragestellungen und Erkenntnissen ergeben sich unterschiedliche Themen bzw. Schwerpunkte.

Die wichtigste unmittelbare Erkenntnis des Fukushima-Unfalls war, dass die Bemessungsgröße gegen Tsunamis nicht ausreichend bei der Auslegung berücksichtigt wurde. Aus diesem Grund wurde bei den durchgeführten Stresstests die Angemessenheit von Bemessungsgrößen gegen EVA, deren Einhaltung beim Bau der Anlagen und deren kontinuierlichen Aktualisierung überprüft. Darüber hinaus war ein wesentliches Ziel der RSK-Sicherheitsüberprüfung und der Europäischen Stresstests die Überprüfung der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken unter Berücksichtigung des Fukushima-Unfalls. So wurden bei den EU-Stresstests und bei der in Deutschland durchgeführte RSK-Sicherheitsüberprüfung umfangreiche Überprüfungen zum Verhalten von kerntechnischen Anlagen unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen durchgeführt. Der Aufwand der Überprüfungen war groß, insbesondere im Fall des EU-Stresstests mit seinen verschiedenen Phasen. Die durchgeführten Überprüfungen dienten dabei primär der Feststellung des Standes der Anlagen hinsichtlich der aufgestellten Fragestellungen. Sie dienten darüber hinaus der Schaffung von Transparenz, dem internationalen Informationsaustausch zum Zustand der Anlagen sowie der Information der Öffentlichkeit.

In den durchgeführten EU-Stresstests wurden im Einzelnen die folgenden grundlegenden Fragen behandelt:

- Sind die Bemessungsgrößen für äußere Einwirkungen (z. B. Erdbeben und Überflutung), die der Auslegung zugrunde liegen, aktuell und angemessen?
- Wurden diese beim Bau der Anlagen eingehalten?
- Wird der Sicherheitsstatus der Anlagen entsprechend den neuen Erkenntnissen über äußere Einwirkungen kontinuierlich aktualisiert (z. B. im Rahmen der PSÜ)?
- Über welche Sicherheitsreserven verfügen die Anlagen gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen?

Die Auswahl der Überprüfungsthemen orientierte sich an den Erkenntnissen über den Unfall in Fukushima und insbesondere an zwei Gesichtspunkten:

- Überprüfung von auslegungsüberschreitenden Belastungen hervorgerufen durch Einwirkungen von außen.

- Wirksamkeit von Schutzmaßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Einwirkungen.

Beim EU-Stresstest wurden die Einwirkungen durch Erdbeben, Hochwasser und Extremwetterereignisse überprüft. Bei der RSK-Sicherheitsüberprüfung wurden darüber hinaus die Einwirkungen durch zivilisatorisch bedingten Ereignissen, d. h. von Flugzeugabsturz, Gasfreisetzung, Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf den Nachbarblock, Terroristischen Einwirkungen, und Angriffen von außen auf rechnerbasierte Steuerungen und Systeme überprüft. Im EU-Stresstest wird darauf hingewiesen, dass, auch wenn das Thema Flugzeugabsturz nicht explizit im EU-Stresstest gefordert wurde, Belgien, Deutschland, Slowenien und die Niederlande Angaben zu diesem Thema in ihren Stresstests gemacht haben.

Hinsichtlich der Wirksamkeit von Schutzmaßnahmen wurden umfangreiche Überprüfungen der Maßnahmen und deren Sicherheitsfunktionen mit detaillierten Fragestellungen bezüglich ihrer Auslegung, der Einhaltung der Auslegung, der Verfügbarkeit während auslösender Ereignisse und der Identifizierung von Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit durchgeführt. Ähnliches erfolgte auch bei der Überprüfung von Notfallmaßnahmen. Die Auswahl der Überprüfungsthemen im EU-Stresstest und bei der RSK-Sicherheitsüberprüfung greift wesentliche Fragenstellungen aus dem Fukushima-Unfall auf. Charakteristisch für die Zielsetzung der Sicherheitsüberprüfungen der RSK und der EU war die explizite Anforderung zur Ermittlung von Sicherheitsreserven gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Im Rahmen der durchgeführten Stresstests wurde eine Vielzahl von Themen behandelt. Dabei konnten nicht alle Themen in ausreichender Tiefe untersucht werden. So wurde z. B. das Thema „Auswirkungen eines Unfalls in einem Block auf den Nachbarblock“ von der RSK aufgeworfen, aufgrund des Fehlens von konkreten Fragen wurden aber keine auswertbaren Informationen vorgelegt /RSK 11a/.

Nicht Gegenstand der vorgenommenen Sicherheitsüberprüfungen war der Katastrophenschutz, der zu den wichtigen Themen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen zählt, da er nicht direkt die Anlagensicherheit betrifft. Dennoch wurde im ENSREG Peer Review die Bedeutung der Beschäftigung mit diesem Thema in Europa erkannt.

#### **4.1.2 Vergleichbarkeit und Nachvollziehbarkeit der angewandten Methoden**

Wichtige Anforderungen an Methoden für Sicherheitsüberprüfungen bestehen darin, die Vergleichbarkeit und Nachvollziehbarkeit der Ergebnisse zu gewährleisten. Bei den Sicherheitsüberprüfungen anlässlich des Fukushima-Unfalls galt es, ein möglichst transparentes, einheitliches und objektives Verfahren anzuwenden. Auch wenn explizit kein Vergleich der Kernkraftwerke bezüglich der durchgeführten Überprüfungen angestrebt wurde und von vornherein klar war, dass die Ermittlung der Sicherheitsreserven nicht quantitativ erfolgen konnte, wurden die Begriffe „Safety Margins“ und „Cliff-Edge-Effekte“ verwendet. Die Nachvollziehbarkeit und Vergleichbarkeit der Ergebnisse des Stresstests wurde durch folgende Umstände eingeschränkt:

- Bei den Ergebnissen handelt es sich hauptsächlich um Sachstandsbeschreibungen der Anlagen zum jeweiligen Überprüfungsthema. Hinsichtlich der erforderlichen Nachweise, z. B. zur Auslegung, erfolgt eine Berufung auf die Aufsichtsbehörden.
- Daten und Informationen wie aus Landesbesuchen des ENSREG Peer Review-Teams wurden nicht schriftlich festgelegt, so dass sie im Nachhinein nicht nachvollziehbar sind /OEKO 15a/.
- Bedingt dadurch, dass sich die Überprüfungen mit Zuständen oberhalb der Auslegungsgrenzen befassten, gibt es Nachweise nur für wenige unterstellte Einwirkungen. Je nach untersuchtem Themengebiet können Nachweismethoden vorhanden sein, wie z. B. die Erdbeben-PSA, über die aber nicht alle Anlagen verfügen. Deswegen beschränkten sich die meisten Überprüfungen auf ingenieurmäßige Abschätzungen.
- Aufgrund der fehlenden Präzisierung bei den Überprüfungen verwendeten Begriffe, wie insbesondere Robustheit, Sicherheitsreserven (Safety Margins) und Cliff-Edge-Effekte, sind die Vorgehensweisen zur Ermittlung dieser Größen nicht immer miteinander konsistent.

#### Qualitative und quantitative Bewertung

Die Bewertung der Sicherheitsreserven gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen implizierte einen Vergleich der Maßnahmen und Möglichkeiten gegen Einwirkungen von außen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Dies beinhaltete auch einen Vergleich zwischen den Anlagen, der nicht explizit angestrebt wurde. Dieser Vergleich erfolgte überwiegend qualitativ. Eine einheitliche quantitative Bewertung

der Robustheit gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen erfordert eine genau definierte quantitative Methode für das jeweilige Überprüfungsthema. Dies sollte insbesondere beinhalten:

- ein quantitatives Maß für die durch die Auslegung gegebene Robustheit der Anlagen, um Belastungen durch EVA zu widerstehen,
- die Berücksichtigung der Eintrittswahrscheinlichkeit von auslösenden Ereignissen für die individuelle Anlagesituation,
- die Definition von einheitlichen quantitativen Bewertungskriterien.

Die Ermittlung des Anlagenverhaltens gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen basierte auf einer Auswahl von Überprüfungsthemen und den jeweils angeforderten Fragestellungen. Besondere Bedeutung wurde hierbei der Ermittlung von Sicherheitsreserven der Anlagen beigemessen. So wurde in der „Declaration of ENSREG“, Annex 1 /ENS 12/, zum Inhalt des EU-Stresstests die Ermittlung der Robustheit der Anlagen gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen explizit gefordert. Zu diesem Zweck sollte die Robustheit (verfügbare Sicherheitsreserven, Diversität, Redundanz, räumliche Trennung etc.) von sicherheitsrelevanten Systemen, Strukturen und Komponenten und die Wirksamkeit des gestaffelten Schutzkonzeptes ermittelt werden. Hinsichtlich der Robustheit von Einrichtungen und Maßnahmen sollten Cliff-Edge-Effekte identifiziert werden. Für die RSK-Sicherheitsüberprüfungen /RSK 11/ hatte die RSK eine Vorgehensweise bei der Robustheitsprüfung mit gestuften Kriterien zur Robustheit definiert, die zur Bewertung der Ergebnisse dienen sollten. Hierbei wird auch der Begriff des Cliff-Edge-Effekts verwendet, der aber nicht genau definiert wurde.

#### Konsistenz der verwendeten Ansätze, Bewertungskriterien und Begriffe

In der RSK-Stellungnahme (437. RSK-Sitzung) /RSK 11a/ wird darauf hingewiesen, dass „die verschiedenen Ansätze in den Bewertungskriterien nicht systematisch hinsichtlich ihrer Konsistenz untereinander sowie im Hinblick auf ihre Bedeutung für das gestaffelte Sicherheitskonzept der Anlagen überprüft wurden“. Zudem wurden die Bewertungskriterien erst nach den bereits durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen definiert. Aus diesen Gründen fand die RSK keine durchgehend belastbare Zuordnung zu den Robustheitsleveln oder Schutzgraden und sah deshalb weiterer Untersuchungs- oder Bewertungsbedarf für die Robustheitsüberprüfung.

Im Peer Review Report von ENSREG /ENS 12/ wird berichtet, dass bei der Behandlung von naturbedingten EVA beim Stresstest im Allgemeinen ein geeigneter Ansatz zur Überprüfung der Auslegung gewählt wurde, aber dass die Bewertung von Sicherheitsreserven gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen nicht konsistent war. Deswegen wird auch angeregt, dass WENRA eine Richtlinie zur Beurteilung von naturbedingten EVA mit Erdbeben, Überflutung und extremen Wetterbedingungen und eine entsprechende Richtlinie zur Beurteilung von Sicherheitsreserven gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen und Cliff-Edge-Effekten entwickelt.

Aufgrund der fehlenden Präzisierung der Begriffe Robustheit bzw. Sicherheitsreserven (Safety Margins) und Cliff-Edge-Effekte, wurde von deutschen Betreibern im Stresstest versucht, diese Begriffe zu präzisieren:

So wurden bei den deutschen Stresstests zum Begriff Cliff-Edge-Effekt folgende Begriffsbestimmungen gemacht. Zunächst wurde auf Ausführungen im IAEA Safety Standards SSG-2 /IAEA 09/ in Abschnitt 3.11 Bezug genommen. Dort heißt es: „A cliff edge effect in a nuclear power plant is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.“

Hinsichtlich der Risikorelevanz eines abrupten Parameterübergangs wird Bezug auf die Ausführungen in den Safety Standards SSG-2 /IAEA 09/ in Abschnitt 9.10 genommen: „...the design should ensure that there is not a rapid increase in the source term for those faults that are considered that have frequencies just beyond those for the design basis. This is sometimes referred to as a cliff edge effect.... It should be part of the regulatory requirements to demonstrate that such effect does not occur“.

Somit wurden die Cliff-Edge-Effekte von den deutschen Betreibern als eine geringfügige Überschreitung der Auslegung verstanden, welche einen plötzlichen oder sehr schnellen Verlust von vitalen Sicherheitsfunktionen oder entsprechenden Schutzziele, die eine überproportionale Zunahme des Potentials von Aktivitätsfreisetzung verursacht. Außerdem wird von den Betreibern davon ausgegangen, dass bei dem Vorhandensein von Maßnahmen (z. B. Notfallmaßnahmen), die den Verlust der Sicherheitsfunktionen bzw. Schutzziele verhindern, kein Cliff-Edge-Effekt vorliegen kann.

Die Aufforderung von ENSREG und der RSK, Cliff-Edge-Effekte zu identifizieren, basierte auf dem Gedanken, dass dadurch die Grenzen der Anlagen im Verhalten gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen aufgezeigt werden können. Dies ist verbunden mit der Annahme, dass beim Erreichen dieser Übergangspunkte, der Verlust von vitalen Sicherheitsfunktionen plötzlich und sehr schnell erfolgt. Die physikalischen Grundlagen für solch ein Verhalten sind aber häufig für die zu betrachtenden Anlagenzustände nicht gegeben.

Hinsichtlich der Präzisierung des Begriffes Robustheit wurde von deutschen Betreibern eine Differenzierung zwischen Robustheit im Auslegungsbereich und im auslegungsüberschreitenden Bereich vorgenommen. Hierbei wird bei der Robustheit im Auslegungsbereich auf Auslegungsprinzipien wie Diversität, Redundanz, baulicher Schutz sowie räumliche Trennung verwiesen. Außerdem wird auf das Einzelfehlerkonzept, den 30-Minuten Ausschluss von Handmaßnahmen und auf die Konservativität bei der Bestimmung der Bemessungsgrößen für die Auslegung verwiesen. Für die Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich wird auf die Sicherheitszuschläge, die über den im Regelwerk geforderten Größen für die Auslegung liegen, auf weitere Reserven durch die Verwendung von qualifizierten Werkstoffen und Fertigungsprozessen und auf die Konservativitäten der Methoden zum Nachweis der Wirksamkeit der bestehenden Einrichtungen hingewiesen. Außerdem wird auf die für Notfallmaßnahmen errichteten technischen Vorkehrungen (z. B. der Anschluss mobiler Pumpen) /KKG 11/ verwiesen.

Im Peer Review Bericht von ENSREG /ENS 12/ wurden die Ergebnisse aus der Perspektive von Sicherheitsreserven und Cliff-Edge-Effekten für den Verlust von Sicherheitsfunktionen in verschiedenen Szenarien zusammenfassend beschrieben. Für den Ausfall der Stromversorgung und den Ausfall der primären Wärmesenke bzw. für Kombinationen aus beiden werden Zeitangaben entsprechend der Szenarien für die Karenzzeiten bis zur Überhitzung des Kerns gemacht. Hinsichtlich der Reserven von Sicherheitsfunktionen wurde von ENSREG für Sicherheitsreserven die verfügbare Zeit, bevor die Sicherheitsfunktionen wiederhergestellt werden müssen, als Maß genommen. Diese Angaben können zwar, je nach Ausfall der Sicherheitsfunktion, als Vergleichswert herangezogen werden, sie wurden aber nicht einheitlich definiert. Es wurden auch keine Werte für eine hinreichende Robustheit definiert. Ein Faktor der die Vergleichbarkeit und Nachvollziehbarkeit der Anlagenrobustheit erschwert, ist die Tatsache, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit von auslegungsüberschreitenden Ereignissen nicht explizit bei der Ermittlung der Robustheit berücksichtigt wurde.

Die Überprüfung der Auslegung befasste sich mit folgenden Punkten:

- Die bei der Auslegung zugrunde gelegten Randbedingungen zur Ermittlung der standortspezifischen Auslegungsgrößen und die zur Bewertung verwendete Methodik.
- Übereinstimmung der Schutzmaßnahmen der Anlage gegenüber Einwirkungen von außen mit der bei der Auslegung festgelegten Charakteristiken.
- Ermittlung von Sicherheitsreserven der Anlage gegenüber EVA und die Identifizierung von Schwachstellen oder von Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegenüber EVA.

Zum ersten Punkt ist festzuhalten, dass die zugrunde gelegten Auslegungsgrößen und die verwendete Methodik, je nach Anlage, verschieden sein können. Die Unterschiede können im Alter der Anlage, in der geographischen Lage oder in den Genehmigungsbestimmungen des jeweiligen Landes begründet sein. Da die Auslegung empirisch begründet ist, gilt es, sie regelmäßig zu überprüfen und gegebenenfalls entsprechend dem neuesten Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren, wie im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) für deutsche Anlagen erfolgen sollte.

Die Überprüfung der Übereinstimmung der Schutzmaßnahmen gegen EVA mit der Auslegung wurde aufgrund einer der wichtigsten Erkenntnisse aus dem Fukushima-Unfall veranlasst. Die Überprüfung beschränkte sich nicht nur auf die Übereinstimmung mit der Auslegung sondern es wurden in den EU-Stresstests auch die Auswirkungen von EVA auf die Schutzmaßnahmen analysiert, außerdem wurde der betriebsbereite Zustand der Schutzmaßnahmen überprüft.

Die Identifizierung von Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit gegenüber EVA erfolgte hauptsächlich auf der Basis eines Vergleichs mit „good practice“ der in den Anlagen verwendeten Maßnahmen. Neue Anforderungen an Verbesserungen der Schutzmaßnahmen sind aber auch durch die Frage der Realisierbarkeit (Kosten, Aufwand) und durch die Frage des Gebots der erforderlichen Schadensvorsorge begrenzt. Zwar wird in Regelwerken angestrebt, die erforderliche Schadensvorsorge über die Beherrschung von Störfällen hinaus zu erweitern, aber die Basis für spezifische Anforderungen an Verbesserung von Schutzmaßnahmen sollte auf einer technisch-wissenschaftlich Basis begründet werden.

Hinsichtlich der Ermittlung von Sicherheitsreserven kann festgehalten werden, dass sich die verwendeten Kriterien bei Überprüfungsthemen wie dem Ausfall der Stromversorgung (Karenzzeiten bei dem Ausfall der Energieversorgung) und bei Hochwasser (Höhendifferenzen zwischen Höhe des Kraftwerkgeländes oder Deiches und Bemessungshochwasser) besser eignete als für anderen Überprüfungsthemen. Sicherheitsreserven gegenüber Erdbeben konnten beim Vorhandensein einer Erbeben-PSA leichter ermittelt werden. Dies zeigt, dass allgemeine Kriterien, die sich für alle Überprüfungsthemen eignen schwer zu realisieren sind.

Die Frage, inwiefern eine Methode zur quantitativen Ermittlung von Sicherheitsreserven gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen für die verschiedenen behandelten Überprüfungsthemen geeignet ist, kann nicht abschließend allgemein beantwortet werden.

#### **4.1.3 Erkenntnisse für künftige Sicherheitsüberprüfungen**

Bei künftigen Sicherheitsüberprüfungen, die anlässlich auslegungsüberschreitender Ereignisse veranlasst werden, sollte die Zielsetzung sorgfältig ausgewählt und vor Beginn der Überprüfungen klar definiert werden. Die Wahl von Überprüfungsthemen sollte sich eng an den Erkenntnissen aus dem veranlassenden Ereignis orientieren. Die Überprüfungsthemen sollten unter Berücksichtigung der Aussagekraft der zu erwartenden Ergebnisse und der Machbarkeit der Überprüfung priorisiert werden.

Entsprechend der Zielsetzung sollte eine geeignete Methode ausgewählt werden. Die Erfahrung mit dem Stresstest zeigt, dass für bestimmte Zielsetzungen, wie z. B. das Aufspüren von Schwachstellen oder das Identifizieren von Verbesserungsmaßnahmen, die Nachweistiefe von qualitativen Methoden ausreichend sein kann. Es können sich aber auch Fragestellungen ergeben, die den Einsatz von quantitativen Methoden erforderlich machen. Für jedes Überprüfungsthema sollte daher der mögliche Nutzen einer quantitativen Methode, z. B. Vergleichbarkeit, Nachvollziehbarkeit, Nachweisbarkeit oder Identifizierung von Verbesserungsmöglichkeiten, mit dem Aufwand der Ermittlung abgewogen werden. Dabei ist zu berücksichtigen, dass sich der Betrachtungsraum bei dieser Art von Überprüfungen oberhalb der Auslegungsgrenzen befindet, in dem es in der Regel keine Nachweispflicht gibt und mit zunehmendem Abstand zum Auslegungsbereich die Unsicherheiten von Sicherheitsabschätzungen größer werden.

Unabhängig von der Auswahl der Methode sollte diese klar und eindeutig vor Durchführung der Sicherheitsüberprüfungen definiert werden. Das Gleiche gilt für Fachbegriffe, deren Verwendung bei den Überprüfungen zu unterschiedlichen Interpretationen führen kann. Für künftige Sicherheitsüberprüfungen wird insbesondere empfohlen, Begriffe wie Safety Margins, Cliff-Edge-Effekte oder auch gängigere Begriffe wie z. B. Station Blackout vorher sorgfältig zu definieren.

Da sich die Sicherheitsüberprüfungen mit Lasten und Abläufen befassen, die bei der Auslegung nicht zugrunde gelegt wurden, ist bei den Sicherheitsüberprüfungen eine breite, kritisch hinterfragende Grundhaltung und Infragestellung von Annahmen erforderlich, die einen wichtigen Grundsatz der Sicherheitskultur darstellt.

#### **4.2 Methodenentwicklung zur Erkennung und Bewertung potentieller „Cliff-Edge“-Effekte stochastischer Einflussgrößen auf einen Unfallablauf**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /PES 15/ dokumentiert.

Stochastische Einflussgrößen (aleatorische Unsicherheiten) können auf vielfältige Weise einen Unfallablauf beeinflussen. Deshalb müssen die Zufallseinflüsse auf einen Unfallablauf möglichst umfassend und realitätsnah in einer Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden. Dazu wurde in der GRS eine fortschrittliche Methode (MCDET) zur Durchführung von probabilistischen Dynamikanalysen entwickelt /HOF 01/.

Das Werkzeug MCDET kann in Verbindung mit einem deterministischen Rechenprogramm zur Durchführung einer integralen deterministisch-probabilistischen Analyse von Unfallszenarien angewendet werden. Im Rahmen einer MCDET-Analyse wird ein umfangreiches Spektrum möglicher Unfallabläufe in Abhängigkeit der Unsicherheiten relevanter stochastischer Einflussfaktoren (aleatorische Unsicherheiten) erzeugt. Unter Verwendung der durch eine MCDET-Analyse erzeugten Daten, können durch geeignete Auswerteverfahren die Einflüsse der in der Analyse berücksichtigten aleatorischen Unsicherheiten auf die im deterministischen Rechenprogramm berechneten Prozessgrößen quantifiziert werden.

Um Hinweise auf kritische Situationen zu erhalten, die sich durch die Auswirkungen stochastischer Einflussgrößen ergeben können, ist es wichtig zu erkennen, ob es

Schwellenwerte bzgl. der untersuchten aleatorischen Größen gibt, bei deren Überschreiten sich signifikante Änderungen im Prozessablauf bzw. in den Wahrscheinlichkeitsverteilungen von Prozesszuständen feststellen lassen und diese Änderungen als sicherheitstechnisch relevant beurteilt werden können. Solche Schwellenwerte werden in dieser Arbeit als „cliff-edge“ bzgl. der untersuchten stochastischen Einflussgrößen bezeichnet.

Um Hinweise auf potentielle „cliff-edges“ bzgl. stochastischer Einflussgrößen zu erhalten, wurde in dieser Arbeit ein methodischer Ansatz für ein Auswerteverfahren entwickelt, mit dem die Ergebnisse einer MCDET-Analyse entsprechend analysiert werden können. In dem entwickelten Auswerteverfahren kommt insbesondere das multivariate statistische Verfahren der Clusteranalyse als auch statistische Testverfahren auf Verteilungsunterschiede zur Anwendung.

Das entwickelte Auswerteverfahren wurde an einem Demonstrationsbeispiel erprobt, in dem die Auswirkung des zufälligen Zeitpunktes der Spannungswiederkehr auf die Prozessgrößen der erzeugten H<sub>2</sub>-Masse und UO<sub>2</sub>-Schmelzmasse quantifiziert wurde. Die zugrundeliegende Datenbasis wurde durch eine MCDET-Analyse eines Unfallszenarios mit vollständigem Ausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfsversorgung in einer deutschen 1300-MW-Druckwasserreaktoranlage erzeugt. Im Rahmen der MCDET-Analyse wurden verschiedene stochastische Einflussgrößen bzgl.

- des Ventilversagens während der automatischen Druckbegrenzung und primärseitigen Druckentlastung,
- der heißseitigen- und kaltseitigen Erstabsperungen der Notkühlstränge 1-4 und der Zusatzabsperungen der heißseitigen- und kaltseitigen Druckspeicher,
- der Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisesysteme von Notkühlsträngen,
- des Zeitbedarfs zur Durchführung der Notfallmaßnahme „Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ und
- der Zeit der Wiederherstellung der Spannung

berücksichtigt.

Aus der Clusteranalyse hat sich ergeben, dass der Zeitbereich um ca. 8000 s derjenige Zeitbereich der Spannungswiederkehr ist, bei dessen Überschreiten sich ein relativ großer Unterschied in den mittleren H<sub>2</sub>-Massen und UO<sub>2</sub>-Schmelzmassen gezeigt hat. Um die Frage zu klären, ob die Auswirkung der Spannungswiederkehrzeit auf die H<sub>2</sub>-

Masse und  $\text{UO}_2$ -Schmelzmasse bei Überschreiten des Schwellenwertes von 8000 s signifikant ist, wurden für verschiedene ungefähr gleich große Zeitintervalle der Spannungswiederkehr die jeweiligen bedingten Verteilungsfunktionen der erzeugten  $\text{H}_2$ -Masse und  $\text{UO}_2$ -Schmelzmassen aus den zugrundeliegenden Daten der MCDET-Analyse ermittelt. Die bedingten Verteilungen der  $\text{H}_2$ -Masse und  $\text{UO}_2$ -Schmelzmasse wurden unter den Bedingungen ermittelt, dass die Spannung im Intervall (5700 – 7000 s), (7000 – 8000 s), (8000 – 9000 s), (9000 – 10000 s), (10000 – 11000 s) und (11000-12000 s) widerhergestellt wird.

Um Aussagen darüber zu gewinnen, ob sich die bedingten Verteilungsfunktionen von jeweils zwei benachbarten Zeitintervallen signifikant unterscheiden, wurde der Kolmogoroff-Smirnov-Test angewendet. Der Kolmogoroff-Smirnov-Test ist ein statistischer Test, der überprüft, ob der Unterschied zweier empirischer Verteilungsfunktionen signifikant ist oder die Gleichheitshypothese der Verteilungen bzgl. eines vorgegebenen Signifikanzniveaus beizubehalten ist. Die Ergebnisse der durchgeführten Tests haben gezeigt, dass die Auswirkung der Spannungswiederkehrzeit zwischen den Zeitintervallen von (7000 – 8000 s) und (8000 – 9000 s) sowohl auf die Entwicklung der  $\text{H}_2$ -Masse als auch auf die der  $\text{UO}_2$ -Schmelzmasse die größte Signifikanz aufweist, während die bedingten Verteilungen bzgl. der anderen Zeitintervalle nicht so ausgeprägt sind.

Durch das Ergebnis der Clusteranalyse wurde ein Hinweis darauf gegeben, dass in dem Zeitbereich von ca. 8000 s der Spannungswiederkehr eine klare Trennung zwischen Cluster 1 und Cluster 2 erfolgt. Diese eindeutige Abgrenzung zwischen den Clustern deutet darauf hin, dass der Grenzbereich der Spannungswiederkehrzeit zwischen diesen beiden Clustern einen relativ großen Unterschied bzgl. der mittleren Werte der erzeugten  $\text{H}_2$ -Masse und  $\text{UO}_2$ -Schmelzmasse. Durch die Anwendung des Kolmogoroff-Smirnov-Tests konnte gezeigt werden, dass sich die bedingten Verteilungen der  $\text{H}_2$ -Masse und  $\text{UO}_2$ -Schmelzmasse signifikant unterscheiden, wenn die Spannungswiederkehrzeit vom Zeitbereich (7000 – 8000 s) in den Zeitbereich (8000 – 9000 s) übergeht.

Aus den Ergebnissen der Clusteranalyse und der multiplen Hypothesentests auf Verteilungsunterschiede wird gefolgert, dass sich die größte Auswirkung der Spannungswiederkehrzeit auf die Erzeugung der  $\text{H}_2$ -Masse bzw.  $\text{UO}_2$ -Schmelzmasse dann einstellt, wenn die Wiederherstellung der Spannung den Zeitbereich von ca. 8000 s nach dem SBO überschreitet.

Auch wenn im Demonstrationsbeispiel der quantifizierte signifikante Effekt der Spannungswiederkehrzeit auf die Entwicklung der H<sub>2</sub>-Masse und UO<sub>2</sub>-Schmelzmasse bei dem Schwellenwert von ca. 8000 s nicht zu einem außergewöhnlichen sprunghaften Anstieg führt, so dass es beim Erreichen bzw. Überschreiten des quantifizierten Schwellenwertes zu einem plötzlichen Versagen kommt, so ist das methodische Vorgehen jedoch prinzipiell geeignet, ggf. Hinweise auf mögliche sicherheitstechnisch relevante „Cliff-Edge“-Effekte, die durch stochastische Einflussgrößen verursacht werden, zu erhalten.

Mit der in dieser Arbeit entwickelten Methodik eines Auswerteverfahrens, das am Beispiel von Ergebnissen einer MCDET-Analyse eines SBO-Unfallszenarios erprobt wurde, konnte demonstriert werden, in welcher Weise die Auswirkungen stochastischer Einflussgrößen auf den Unfallablauf quantifiziert werden können. Es konnte weiter gezeigt werden, dass man im Rahmen dieser Auswertung Hinweise auf Schwellenwerte der untersuchten stochastischen Einflussgröße erhalten kann, bei denen sich relativ große Auswirkungen auf bestimmte Prozessgrößen ergeben und es kann quantifiziert werden, ob die Auswirkung der stochastischen Größe bei dem Schwellenwert bzgl. der untersuchten Prozessgrößen signifikant ist oder nicht. Die Beurteilung, ob die Auswirkung der untersuchten stochastischen Einflussgröße bei dem quantifizierten Schwellenwert eine sicherheitstechnische Bedeutung hat, muss von Experten anhand der bedingten Verteilungen relevanter Prozessgrößen beurteilt werden, die für Teilintervalle der aleatorischen Größe um den Schwellenwert berechnet werden.

Durch die Anwendung des entwickelten Auswerteverfahrens auf Ergebnisse einer MCDET-Analyse kann die Information gewonnen werden, zu welchem Zeitpunkt und unter welchen Bedingungen sich signifikante Änderungen im Prozessverhalten ergeben. Nur wenn solche Effekte in einem System erkannt werden, können Maßnahmen entwickelt werden, die zur Vermeidung oder zumindest zur Verminderung der negativen Auswirkungen eingesetzt werden können. Die Quantifizierung solcher relevanter Auswirkungen stochastischer Einflussgrößen kann somit einen wesentlichen Beitrag zum besseren Verständnis von komplexer Systeme führen und damit Ansatzpunkte aufzeigen, an welchen Stellen ggf. eine Verbesserung der Sicherheitsniveaus erzielt werden kann.

Ein weiterer Vorteil, der sich aus der Anwendung der fortschrittlicher Analysemethoden (wie z.B. MCDET) ergibt, ist, dass man den Einfluss möglicher Maßnahmen, die eventuell zur Vermeidung bzw. Verminderung der negativen Auswirkungen entwickelt werden, unter Berücksichtigung der bestehenden Unsicherheiten berechnen und bewerten

kann, bevor sie in der Realität unter hohem Kosten- und Zeitaufwand implementiert werden.

Abschließend sei nochmals darauf hingewiesen, dass im Vordergrund der hier durchgeführten Arbeit die Entwicklung und Demonstration eines methodischen Ansatzes stand, der geeignet ist, um potentielle „cliff-edges“ stochastischer Einflussgrößen auf einen Unfallablauf identifizieren und quantifizieren zu können. Das Anwendungsbeispiel diene in erster Linie zur Veranschaulichung der methodischen Vorgehensweise und verfolgte nicht das Ziel, konkrete „Cliff-Edge“-Effekte bzgl. des Unfallablaufs zu identifizieren.

### **4.3 Grundlagen zur Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /BEC 15/ dokumentiert.

Im Rahmen des Vorhabens wurden die Grundlagen für die Entwicklung einer Bewertungsmethode von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen in Kernkraftwerken erfasst und bereitgestellt. Die bereitgestellten Grundlagen wurden mit dem Ziel erhoben, dass die zu entwickelnde Methode auf praxisgerechte Art eine Erfassung und Beurteilung der Vorkehrungen für Stör- und Notfälle der Betreiber von Kernkraftwerken zur Kraftwerkskrisenorganisation sowie zum Krisenstab und zum Einsatzleiter ermöglicht. Diese Beurteilung bezieht sich dabei auf die Voraussetzungen, um zuverlässige Entscheidungen auch dann treffen zu können, wenn extreme Randbedingungen wie bei den Ereignissen von Fukushima vom 11. März 2011 auftreten.

#### **4.3.1 Grundlagen für die Entwicklung einer Bewertungsmethode**

Aus den Arbeiten ergeben sich folgende Erkenntnisse die für die Entwicklung einer Bewertungsmethode zu berücksichtigen sind und als Grundlage dienen sollen:

#### **4.3.1.1 Gewonnene Erkenntnisse (Lessons learned) aus den Ereignissen von Fukushima**

Im Ereignisablauf von Fukushima haben Vorkehrungen versagt bzw. konnten nicht umgesetzt werden, die korrekte Entscheidungen durch reibungslose Informationsflüsse, Kommunikation und Übertragung von Vollmachten zwischen verschiedenen Entscheidungsträgern bzw. Entscheidungs- und Beratungsgremien unterstützen sollen. Die versagenden Vorkehrungen haben die ohnehin extremen Rahmenbedingungen, unter denen das Personal und insbesondere die Entscheidungsträger zu arbeiten hatten, zusätzlich verschärft. Zu einzelnen Eingriffen liegen aus den ausgewerteten Berichten Informationen vor, nach denen die Entscheidungen für diese Eingriffe nicht in der vorgesehenen Form getroffen wurden oder getroffen werden konnten. Sie vermitteln ein fragmentarisches und in vielen Punkten unklares Bild von den Entscheidungen, die im Ereignisablauf zu treffen waren, von den Vorkehrungen, die bestanden haben, von der Art und den Ursachen für das Versagen von Vorkehrungen sowie von den Folgen für die Zuverlässigkeit des Entscheidens und für den Ereignisablauf insgesamt. Darüber hinaus konnten jedoch einige wichtige Aspekte für Entscheidungsprozesse herausgearbeitet werden, die grundlegend erfüllt sein sollten. Dies wären zusammenfassend:

- Ein auch während hoher Strahlenbelastungen voll kommunikationsfähiges und funktionsfähiges Notfallzentrum.
- Die Gewährleistung einer reibungslosen Kommunikation und des Informationsaustausches innerhalb der kerntechnischen Anlage sowie zwischen den Notfallzentren (Krisenstäben), den Behörden und der Regierung.
- Eine klare Delegation von Vollmachten zwischen lokal und global agierenden Notfallzentren und Komitees.
- Das Verzögern von Reaktionen auf Unfallereignisse zu vermeiden, die im Zusammenhang mit der Elite Panik gesehen werden können, indem die verantwortlichen Entscheider über Ihre Vollmachten und Pflichten klar informiert sind.
- Durch eine zuverlässige Aus- und Weiterbildung das nötige Grundwissen über sicherheitsrelevante Anlagenkomponenten zu gewährleisten.
- Keine unklaren oder teilweise parallelen Führungs- und Autoritätsstrukturen ausbilden.

- Auch in extremen Krisensituationen dafür sorgen, dass durch ausreichende Reserven Übermüdungs- und Erschöpfungszustände der Einsatzkräfte vermieden werden.

#### **4.3.1.2 Erkenntnisse aus vorhandenen Ansätzen**

Die GRS /BER 97/ hat Vorschläge erarbeitet wie die Rahmenbedingungen der Organisation von Stör- und Notfällen gestaltet werden sollen. Diese Vorschläge erweitern die im kerntechnischen Regelwerk gestellten Anforderungen an die Anlage, eine sogenannten „Krisenorganisationen“ einzurichten, wenn eine Notfallsituation eingetreten ist. Empfehlungen, die die GRS ausspricht, um die Anforderungen zu erweitern (siehe Abschnitt 2.2), betreffen Aspekte wie:

- Klare Regelungen für Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten,
- Klare Regeln für die Kooperation und Kommunikation,
- Die Arbeit der Krisenorganisation zu üben.

Wie die im Rahmen des Vorhabens gewonnenen Erkenntnisse aufzeigen, haben einige dieser Aspekte während der Reaktion auf die Ereignisse in Fukushima vom 11. März 2011 nicht fehlerfrei funktioniert. Die Empfehlungen der GRS sind an den heutigen, aktuellen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerkes anzupassen, bevor sie in die noch ausstehende Bewertungsmethode eingearbeitet werden können.

Forschungsarbeiten der GRS /FAS 03/ zeigen auf, dass bei der Bewältigung von Störfällen Entscheidungs-, Denk- und Urteilsfehler auftreten können, die sicherheitstechnisch Probleme bereiten können. Die aus diesem Forschungsbericht bekannten Fehlerquellen und Fehlermöglichkeiten für das Entscheidungsverhalten sind bei der Entwicklung der Methode zu berücksichtigen. Beispiele für solche Fehlerquellen sind:

- Ausrichtung von Kognitionen auf Handlungen und erwünschte Ziele,
- Bevorzugtes Heranziehen von Erfahrungen und von bereits Gelerntem,
- Stressoren,
- Informationsverknüpfung zu einer konsistenten Darstellung der Handlungssituation,

- Grenzen der Kapazität (z. B. Arbeitsgedächtnis).

Die vorangegangenen Arbeiten der GRS zur Entwicklung einer Methode zur Analyse und probabilistischen Bewertung des Problemlösens /FAS 10/ haben die Faktoren bestimmt, die die Wirksamkeit der Vorkehrungen der Betreiber einschätzt, die in nicht trainierten Situationen (z. B. seltenen Störfälle) die Erfolgsaussichten des Problemlösens beeinflusst. Diese Einflussfaktoren sind für die zukünftige Bewertungsmethode zu berücksichtigen. Die Faktoren gliedern sich in 3 Hauptpunkte:

- Das Ausmaß an Stress ist einzuschätzen. Dafür liegt mittlerweile eine Analyse- und Bewertungsmethode vor /FAS 14/.
- Eine Bewertung der Systematik des Problemlösens ist durchzuführen.
- Die verfügbaren Informationen sind zu berücksichtigen.

#### **4.3.1.3 Erkenntnisse aus dem Umgang mit kritischen Situationen**

Die Auswertung der Forschungsarbeiten zum Umgang mit kritischen Situationen sowie zu Gruppenentscheidungen und Gruppenprozessen sowie die Teilnahme an Konferenzen haben wichtige Faktoren aufgezeigt, die in die Entwicklung der Bewertungsmethode einzufließen haben. Die wichtigsten Punkte sind:

- Die Grundlage dafür zu schaffen, dass in kritischen Situationen der Informationsaustausch in Gruppen sich auf alle verfügbaren Informationen stützt.
- Es ist zu überprüfen, ob die geforderten Schritte zur Förderung der Achtsamkeit, die nach Sutcliffe wichtig sind für Unternehmen mit Risikotechnologien, in der Organisation umgesetzt sind.
- Die Erkenntnisse und Methoden des Naturalistic Decision Making-Ansatzes von Klein, insbesondere des STICC-Modells sind mit dem zu entwickelnden Ansatz abzugleichen.
- Die Erkenntnisse aus dem NEA/WGHOF Workshop in der Schweiz und hier insbesondere die Frage nach Maßnahmen zum Stressmanagement und zum Umgang mit der emotionalen Beanspruchung sowie die Empfehlungen zum Trainieren von Entscheidungsprozessen in Unfallsituationen sind aufzugreifen.

- Die aufgezeigten Faktoren aus den Notfallschutz-Übungen deutscher Kernkraftwerke /GEP 14/, die sich auf günstige und ungünstige Entscheidungen auswirken, sind soweit in die Methode zu integrieren, dass eine bestmögliche Überprüfung der Vorkehrung zur Vermeidung von negativen Faktoren und zur Implementierung von positiven Faktoren durchgeführt werden kann.

## **4.3.2 Resultate und Schlussfolgerungen**

### **4.3.2.1 Resultate**

Ein Ergebnis der bisherigen Arbeiten stellt die Herausarbeitung der grundlegenden relevanten Beiträge dar, die bei der abschließenden vollständigen Entwicklung der Methode Verwendung finden sollten. Diese Merkmale und Faktoren wurden in Abschnitt 4.3.1 zusammengefasst dargestellt.

Darüber hinaus wurden die Entscheidungsmodelle und Forschungsansätze identifiziert, welche in die Methode mit einbezogen werden sollten. Diese Entscheidungsmodelle sind die lebensnahe Entscheidungsfindung (Naturalistic Decision Making) sowie Forschungsansätze, die sich mit Denk-, Urteils- und Entscheidungsfehlern sowie mit Problemlöseprozessen beschäftigen.

Die Forschung und die Erkenntnisse zur lebensnahen Entscheidungsfindung beschäftigen sich unter anderem damit, inwieweit Experten mentale Simulationen von Handlungen in Entscheidungssituationen durchführen. Diese Forschungsarbeiten haben zu praxisorientierten Methoden geführt, die angewendet werden, um Entscheidungs- und Kommunikationsprozesse (von Experten) in anspruchsvollen Situationen zu strukturieren. Die (kognitiven) Grundannahmen dieses Modells und die daraus entwickelten Methoden sind bei der abschließenden Fertigstellung der Methode grundlegend zu berücksichtigen.

Die Forschungsansätze zu Denk-, Urteils und Entscheidungsfehlern sowie zum Problemlösen betrachten unter anderen den Einfluss von Stress auf Entscheidungsprozesse. Dabei konnte unter anderem aufgezeigt werden, dass Experten unter bestimmten Voraussetzungen (z. B. Stress) kognitive Vereinfachungen (Heuristiken) während des Entscheidungsprozesses verwenden und dies zu Entscheidungsfehlern (kognitiven Verzerrungen) führen kann. Die (kognitiven) Grundannahmen zur Beurteilung der Ef-

Effekte von kognitiven Vereinfachungen (z. B. während situativem Stress) auf Denk-, Urteils- und Entscheidungsfehler sowie die daraus abgeleiteten Methoden zur Behebung solcher eventueller kognitiven Verzerrungen sind somit grundlegend zu beachten bei der Fertigstellung der Methode zur Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen.

#### **4.3.2.2 Schlussfolgerungen**

Bisher gibt es keine praxisgerechte Methode zur Bewertung der Vorkehrungen, die ein Betreiber getroffen hat, um zuverlässige Entscheidungen in Situationen mit extremen Rahmenbedingungen für Handeln und Entscheiden zu unterstützen. Die bisherigen Recherchen und Arbeiten im vorliegenden Projekt zeigen, dass die Grundlagenforschung und Entwicklungsarbeiten aus der Kerntechnik zahlreiche Erkenntnisse bereitstellen, mit denen diese Methode entwickelt werden kann.

Wichtige Quellen wurden ausgewertet. Sie enthalten Informationen, aus denen wesentliche Vorkehrungen wie:

- klar geregelte lückenlose Zuständigkeiten,
- katastrophensichere Lokalitäten für Entscheidungsträger,
- ausreichend viel Personal für alle Aufgaben oder
- reibungslose Informationsflüsse ableitbar sind.

Die Quellen ordnen sich der Grundlagenforschung und verschiedenen Anwendungsgebieten mit Bezug auf nukleare bzw. nicht-nukleare Risikotechnologien zu. Aus diesen Quellen konnte eine Liste an für zuverlässiges Entscheiden bedeutsamen Merkmalen sowie Vorkehrungen und Kriterien für die Beurteilung zusammengestellt werden.

Erste Überlegungen betreffen die konkrete Gestaltung der Methode zur Beurteilung von Vorkehrungen. Vorgeschlagen wird, dass nach der Entwicklung der Methode in einem zukünftigen Projekt der Methodenanwender über eine Checkliste verfügen soll. Sie soll gegliedert nach Sachthemen (wie dies zum Beispiel „Zuständigkeiten“, „Kommunikation“ oder „Kommunikationstechnologien“ sein könnten) die Merkmale, Erläuterungen dieser Merkmale, Hilfen zur Wertung und auch Querverweise enthalten, um aufzuzeigen, dass Checkpunkte nicht isoliert voneinander betrachtet werden dürfen. So bedürfen zum Beispiel Vorkehrungen zur Gestaltung des Informationsflusses auch

einer Technologie für die zuverlässige Übertragung der Informationen. Eine umfassende und stichhaltige Beurteilung von Vorkehrungen darf solche Zusammenhänge auf keinen Fall vernachlässigen. Die verbleibenden Schritte zur abschließenden Bereitstellung der praxismethodischen Methode beinhalten somit die Zusammenführung der Beiträge, die aus der Auswahl, Wertung und Beschreibung der Merkmale besteht. Diese Merkmale sollten dann in eine praxismethodische Checkliste überführt werden. Abschließend sollten eine praxisorientierte Ausführungsanleitung sowie praxismethodische Handlungsbeispiele zur Erläuterung der einzelnen Merkmale herausgearbeitet und erstellt werden.

Es ist somit dringend erforderlich, eine Methode bereitzustellen, mit der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden beurteilen können, ob Betreiber nach dem Stand von Wissenschaft und Technik die erforderlichen Vorkehrungen getroffen haben, um auch unter extremen Rahmenbedingungen zuverlässige Entscheidungen für das sicherheitstechnisch gebotene Vorgehen zu unterstützen. Die Arbeiten zur abschließenden Entwicklung dieser Methode sollten in einem weiterführenden Projekt durchgeführt werden.

#### **4.4 Weiterentwicklung der Fehlerzustandsart- und Auswirkungsanalyse(FMEA)-Methodik für Überflutungsszenarien**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /PIL 15/ dokumentiert.

Im Rahmen des Vorhabens wurde untersucht, wie die Auswirkungen von Überflutungsereignissen insbesondere auf elektrische Anlagen in einem Kernkraftwerk analysiert werden können. Diese hängen von verschiedenen Einflussfaktoren, wie der Beschaffenheit des Raums und vor allem dem Schutz von Komponenten gegen Wassereinwirkung ab. Die von der GRS entwickelten Fehlerart- und Auswirkungsanalysemethode für Kabelschäden bei Brandereignissen wurde so erweitert, dass auch die zerstörenden bzw. schädigenden Einwirkungen durch Überflutungen mit ihrer Hilfe systematisch analysiert werden können. Um die Anwendbarkeit der Methode zu überprüfen, wurden die Kabeldaten einer Referenzanlage mit Angaben zur Schutzart der Komponenten von Stromkreisen gegen Feuchtigkeit, Spritzwasser bzw. Überflutung ergänzt und in der GRS-Datenbank für Kabel-FEMA (CaFEA) eingepflegt. Für die Veri-

fizierung der Fehlerart- und Ausfalleffektanalysen der durch Wasser bzw. Feuchte beaufschlagten Stromkreise sind experimentelle Untersuchungen erforderlich.

Eine interne Überflutung der Betriebsräume eines Kernkraftwerks kann verschiedene Ursachen haben. Die anlageninterne Überflutung kann in Folge eines anlagenextern hervorgerufenen Überflutungsereignisses wie dem Tsunami in Japan im März 2011 hervorgerufen werden oder z. B. durch folgende auslösende Ereignisse im Raum selbst oder in den angrenzenden Räumen verursacht werden:

- Bruch oder Leckage von Rohrleitungen oder Behältern, die Flüssigkeit oder Wasserdampf beinhalten,
- Fehlfunktion der Brandlöscheinrichtungen (z. B. Eintrag des Löschwassers),
- Wasserdampfkondensation,
- Personalfehlhandlungen bei Instandhaltung der wasserführenden Systeme und Einrichtungen.

Die Auswirkungen eines Wasser- oder Dampfeintrages in den Betriebsräumen sind in der Regel vielfältig und sind von vielen Randbedingungen abhängig, z. B.:

- Wie groß ist der Umfang des Wassereintrags und wie lang ist die Einwirkung?
- Wie ist die Raumgröße und die Raumbeschaffenheit hinsichtlich des Überflutungsschutzes (u. a. geodätische Höhe, Vorhandensein einer Raumdrainage, Höhe der Türschwellen)?
- Aus welcher Richtung dringt das Wasser in den Raum (z. B. von oben, von unten, Wasserstrahl, Dampf)?
- Wie ist der Schutz der Komponenten im Raum gegen Wassereinwirkung (z. B. Aufstellungsort auf einen Sockel, Schutz der Gehäuse, Höhe der Kabelpritschen)?

Die Auswirkungen einer internen Überflutung auf die elektronischen und elektrischen Komponenten in den Betriebsräumen können sowohl direkt als auch indirekt als Folgefehler der Ausfälle der Kabelverbindungen, der Strom- und Signalverteiler usw. eintreten.

Alle o. g. Aspekte sollen in der Analyse der internen Überflutung der Betriebsräume berücksichtigt werden. Des Weiteren sollen die Einrichtungen und Maßnahmen zur Erkennung einer Überflutung der Betriebsräume und ggf. zur Reduzierung der Auswirkungen der Überflutung erfasst werden /IAEA 04/.

Die Auswirkungen anlageninterner Überflutung werden oft auf der Basis der Expertenurteile bewertet, die durch Anlagenbegehungen und durch Annahmen zur Einwirkung der Überflutung und zur Festigkeit der Komponenten im betroffenen Raum gegenüber den Überflutungsfolgen unterstützt werden.

Für systematische, deterministische Analysen der Fehler- und Ausfalleffekte technischer Einrichtungen hat sich die FMEA-Methode etabliert. Die Fehlerzustandsart- und Auswirkungsanalyse (international auch „Failure Mode and Effects Analysis – FMEA“) ist eine generelle Methode für die Analyse eines Systems bzw. einer Einrichtung, um mögliche Fehlerzustandsarten, ihre Ursachen und ihre Auswirkungen auf das Systemverhalten zu ermitteln.

Die GRS entwickelte im Rahmen des BMWi-Forschungsvorhabens RS1166 zur Brand-PSA /FRE 08/ eine Fehlerart- und Auswirkungsanalysemethode, um systematisch potenzielle Auswirkungen von Kabelfehlern bei Bränden in Kernkraftwerken mit Programmunterstützung (CaFEA-Datenbankapplikation: Cable Failure Effect Analysis) auswerten zu können.

Bei der Entwicklung der Analysemethode für brandbedingte Kabelausfälle passte die GRS die FMEA-Methode an die Erfordernisse probabilistischer Brandanalysen an. Auf der Basis des FMEA-Ansatzes werden potentielle Ausfälle elektrischer Kabel (u. a. Kurzschlüsse, Unterbrechungen) bei einem versagensauslösenden Ereignis (thermische Brandeinwirkung) ermittelt, die unterschiedliche Ausfallarten (z. B. Ausfall bei Anforderung, Fehlanregung einer Funktion, Verfälschung eines Messsignals) sicherheitsrelevanter Komponenten (u. a. Pumpen, Ventile, Instrumentierung) verursachen können.

Bei der exemplarischen Analyse von brandbedingten Kabelfehlern /FRE 08/ wurde außerdem festgestellt, dass der FMEA-Ansatz zur Analyse von Kabelfehlern nicht nur für die Brand-PSA eingesetzt werden kann, sondern auch für Analysen anderer interner oder externer Ereignisse mit ebenfalls zerstörender bzw. schädigender Einwirkung auf Kabel und elektrische Einrichtungen geeignet wäre.

Die Auswirkungen von externen und internen Überflutungen der Betriebsräume in einem Kernkraftwerk auf die elektrischen und elektronischen Einrichtungen können prinzipiell auch mit der FMEA-Methode systematisch analysiert werden. Im aktuellen Vorhaben wurde ein Konzept zur Weiterentwicklung des FMEA-Ansatzes für Überflutungsereignisse der Betriebsräume mit elektrischen Einrichtungen erarbeitet. Hierzu wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Recherchen zu Ereignissen hinsichtlich der Überflutung der Betriebsräume eines Kernkraftwerks und der damit verbundenen Ausfälle leittechnischer und elektrischer Einrichtungen.
- Die in der GRS bereits entwickelte FMEA-Methode (CaFEA-Datenbankapplikation) für die Analyse der Ausfälle elektrischer Einrichtungen wurde für die Anwendung bei Überflutung von Anlagenräumen erweitert bzw. modifiziert:
  - Erweiterung des Analyseumfangs auf weitere relevante elektrische Einrichtungen, wie z. B. Steckverbinder und Verteiler,
  - Festlegung von Versagenskriterien für Stromkreisfehler bei Überflutung, z. B. auf der Basis von IP-Schutzklassen oder Spezifikationen,
  - Evaluierung der raumspezifischen Einwirkungen (Dampf- und Wasserstrahleinwirkungen, Dampfkondensation im Gehäuse der Einrichtung)
- Des Weiteren wurde die Datenbasis der Referenzanlage (SWR-69-Reaktoranlage) für die FMEA-Analyse angepasst:
  - Beschaffung der erforderlichen Anlagendaten (Daten der elektrischen Einrichtungen in den zu analysierenden Räumen, einschließlich Kabel) und deren Integration in die CaFEA-Analysedatenbank,
  - Integration zusätzlicher Informationen zu den Komponenten der Stromkreise (Steckverbinder, Verteiler, Schaltanlagen), u. a. Spezifikationen der elektrischen Einrichtungen.

#### **4.5 Übergreifende Einwirkungen als Folgeereignisse von Einwirkungen von außen**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /ROE 15/ dokumentiert.

Zu den Erkenntnissen aus den Unfallabläufen in den verschiedenen Reaktoren von Fukushima gehört auch, dass als Folge von Erdbeben und Tsunami übergreifende Einwirkungen von innen innerhalb sicherheitsrelevanter Gebäude aufgetreten sind. Zur Bewertung einer möglichen Übertragbarkeit der Ereignisse vom 11. März 2011 und insbesondere der dort aufgetretenen Einwirkungen von innen als Folgeereignisse von Erdbeben und Tsunami sollte insbesondere untersucht werden, welche anlageninternen übergreifenden Einwirkungen als Folge auslegungsüberschreitender Einwirkungen von außen in mitteleuropäischen Anlagen auftreten könnten und welche sicherheitstechnischen Auswirkungen, auch unter dem Aspekt erschwerter Zugänglichkeiten in Folge relevanter Schäden an der Infrastruktur, sich aus diesen im auslegungsüberschreitenden Bereich für die unterschiedlichen Anlagenbetriebszustände ergeben könnten.

Die internationale Betriebserfahrung hat ein nicht zu vernachlässigendes Potenzial für übergreifende Einwirkungen von innen mit erheblicher sicherheitstechnischer Bedeutung als Folgeereignisse übergreifender Einwirkungen von außen aufgezeigt. Dabei ist es immer wieder auch zu mehr als einem Folgeereignis aufgrund einer oder ggf. mehrerer Einwirkungen von außen gekommen. Diese Folgeereignisse können als Ereignisketten oder gleichzeitig auftreten.

Die Auslegung deutscher Kernkraftwerke gegen naturbedingte Einwirkungen von außen weist im Allgemeinen ausreichende Sicherheitsreserven aus, so dass auch bei den realistisch noch unterstellten auslegungsüberschreitenden Einwirkungen davon auszugehen ist, dass die getroffenen, insbesondere baulichen Vorsorgemaßnahmen zum Schutz gegen übergreifende Einwirkungen von innen noch zu einem Großteil wirksam sind und ausreichend Zeit verbleibt, um weitere Maßnahmen zu treffen.

Anlagenspezifisch sind nach den Stresstests diverse Maßnahmen in deutschen Anlagen getroffen worden, um mögliche Defizite hinsichtlich der Durchführbarkeit von Schutzmaßnahmen auch bei erschwerter Zugänglichkeit relevanter Anlagenbereiche

im Falle auslegungsüberschreitender Einwirkungen von außen zu beseitigen. In diesem Zusammenhang sind u. a.

- Befestigungen von nicht erdbebengesicherten Außenbauteilen (Fassadenteilen) an ansonsten erdbebenausgelegten Gebäuden,
- das Vorhalten von Schlüsseln für aus Gründen der Anlagensicherung schlüsselgesicherte Türen in auch nach Erdbeben zugänglichen Bereichen für einen schnellen Zugang zu den entsprechenden Raumbereichen bei Einwirkungen von innen,
- der Schutz gegen Einwirkungen von außen, insbesondere von mobilen Einrichtungen zur Bekämpfung bzw. Begrenzung von Bränden oder anlageninternen Überflutungen, damit diese auch im Fall derartiger Einwirkungen schnell zur Verfügung stehen und
- Vorhaltung ausreichender Einsatzkräfte für Notfälle in der Folge übergreifender Einwirkungen von außen, auch bei Anlagen im Nachbetrieb und bei Standorten mit mehr als einem Anlagenblock

zu nennen.

Häufigkeit und Einwirkungsstärke der standfortspezifisch zu unterstellenden, insbesondere naturbedingten Einwirkungen können sich auch weiterhin verändern. Damit sind präzise Vorhersagen, inwieweit auch zukünftig bisher nicht unterstellte Ereigniskombinationen aus Einwirkungen von außen mit Folgeeinwirkungen von innen nicht betrachtet werden müssen, nicht möglich.

In Bezug auf die Ereigniskombination aus Erdbeben und daraus folgender Einwirkung von innen sollte bei der Auslegung gegen die übergreifenden Einwirkungen von innen überprüft werden, dass die nach Erdbeben noch erforderlichen Sicherheitsfunktionen auch im Fall eines solchen Folgeereignisses gewährleistet sind (d. h. es darf – wie in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 13/ gefordert – nicht mehr als eine Redundante des Sicherheitssystems durch eine Einwirkung von innen unverfügbar sein). Weiterhin ist zu gewährleisten, dass hohe Sicherheitsreserven in der Auslegung gegen Erdbeben wie gegen Einwirkungen von innen gegenüber dem Bemessungserdbeben bestehen. Es sollten zudem geeignete Maßnahmen vorgehalten werden, um bei auslegungsüberschreitenden Erdbeben ggf. erforderliche Maßnahmen zur Begrenzung von EVI-Ereignissen (z .B. mobile Feuerlöschgeräte einschließlich

ausreichender geeigneter Löschmittelmengen, Hebezeuge) kurzfristig verfügbar zu haben. Dies schließt auch eine geeignete Notfallorganisation mit ein. Anlagenspezifisch sollten weiterhin Prüfungen und falls erforderlich Ertüchtigungen zur Gewährleistung des Zugangs relevanter Gebäude nach Erdbeben erfolgen.

In Bezug auf anlagenexterne Überflutungen ebenso wie extreme wetter- und witterungsbedingte Ereignisse und daraus folgende Einwirkungen von innen haben sich insbesondere Brände, Explosionen, das hochenergetische Versagen elektrischer Komponenten und anlageninterne Überflutung sowie ggf. eine Verkettung mehrerer dieser Einwirkungen von innen als maßgebliche Folgeeinwirkungen herauskristallisiert. Häufigkeit und Einwirkungsstärke dieser naturbedingten Einwirkungen von außen, die standortspezifisch häufig auch (z. B. Starkwind, Regen und damit auch Hochwasser) gemeinsam auftreten, sollten anhand aktueller Daten (z. B. des Deutschen Wetterdienstes (DWD)) überprüft werden. Ggf. ist als Ergebnis eine standortspezifische Prüfung der Bemessungsgrundlagen mit entsprechenden Ertüchtigungen erforderlich. Eine weitere Erkenntnis besteht darin, dass ausreichende Sicherheitsreserven gegenüber standortspezifisch zu ermittelnden Bemessungswerten aus dem konventionellen Regelwerk (DIN) für Hochwasser und Starkregen einschließlich einer möglichst frühzeitigen Nutzung temporärer Hochwassermaßnahmen, ggf. auch bei Starkregen, vorhanden sein sollten.

Die gewonnenen Erkenntnisse sind teilweise bereits in das kerntechnische Regelwerk (neben den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 13/ u. a. auch in die KTA-Regeln zum Brand- und Explosionsschutz, KTA 2101.1-3 /KTA 14/ und KTA 2103 /KTA 14a/) und Stellungnahmen der RSK eingeflossen.

Erkenntnisse, insbesondere für Anlagenbetriebszustände des Nichtleistungsbetriebs einschließlich der Nachbetriebsphase, finden unter anderem auch Berücksichtigung bei Diskussionen zum Ergänzungsband zu den Fachbänden des PSA-Leitfadens.

Internationale Folgeaktivitäten, u. a. bei der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD, sind geplant oder wurden bereits begonnen und beinhalten zum Teil auch den in diesem Zusammenhang identifizierten Forschungsbedarf. Dabei handelt es sich insbesondere um

- die OECD/NEA/CSNI Working Group on External Events (WGEV), die ihre Arbeit im Februar 2015 aufgenommen hat,

- die internationale Task zu „Human Factor in Natural External Hazards“ der OECD/NEA/CSNI Working Group Risk (WGRISK),
- die im Rahmen des OECD FIRE Datenbankprojektes unter deutscher Federführung durchgeführte Task zu „Combinations of Fires and Other Events“ sowie
- das experimentelle Untersuchungsprogramm „OECD High Energy Arcing Fault Events Joint Nuclear Safety Research Project“ /NEA 15/ der OECD/NEA/CSNI Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE) einschließlich eines möglichen Folgeprogramms. Die in diesem Versuchsprogramm durchgeführten realmaßstäblichen Versuchen an Komponenten sollen mittels einer Diskussion der Versuche anhand von Erkenntnissen aus der Auswertung der Betriebserfahrung bestehende Kenntnislücken schließen, wobei die Erkenntnisse zu den Schadensmechanismen zumindest teilweise auch auf deutsche Anlagen übertragbar sind. Letzte Ursachenklärungen werden dazu beitragen, besser abgesicherte Aussagen zur möglichen Übertragbarkeit und generische Ertüchtigungsempfehlungen machen zu können.

Die internationalen Erkenntnisse sollen mittelfristig zu weiteren Verbesserungen der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke in Bezug auf Kombinationen übergreifender Einwirkungen von außen mit Folgeeinwirkungen von innen dienen.

#### **4.6 Anlageninterner Notfallschutz**

Die im Folgenden zusammengefassten Ergebnisse und die zugrundeliegenden Arbeiten wurden im zugehörigen Fachbericht /SON 15/ dokumentiert.

Im Rahmen des Vorhabens wurden auch grundsätzliche Überlegungen zur Erweiterung des anlageninternen Notfallschutzes in deutschen Anlagen durchgeführt.

In Phase 1 des Vorhabens wurden zunächst Arbeiten zur ersten Analyse der Unfallabläufe in Fukushima, zur Auswertung der Unterlagen der Betreiber zur anlagen-spezifischen Sicherheitsüberprüfung deutscher Kernkraftwerke durch die Reaktorsicherheitskommission (RSK-SÜ) und zum ENSREG-Stresstest und zur Beteiligung an der Erstellung einer Weiterleitungsnachricht der GRS durchgeführt. Der Schwerpunkt der Arbeiten zum anlageninternen Notfallschutz deutscher Kernkraftwerke liegt auf den

noch laufenden DWR- und SWR- Anlagen. Die Arbeiten zur Überprüfung der Verfügbarkeit, Durchführbarkeit und Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen (NFM) im Rahmen der RSK-SÜ und des ENSREG-Stresstests erbrachten bereits wesentliche Erkenntnisse zu Verbesserungen im anlageninternen Notfallschutz. So wurden u. a. Themen wie die Sicherstellung der Stromversorgung wichtiger Verbraucher für einen längeren Zeitraum, Möglichkeiten einer zusätzlichen, eigenständigen Nebenkühlwasserversorgung unabhängig von der auslegungsgemäß vorhandenen Kühlwasserentnahme, zur zusätzlichen Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken und zur Nutzung der Druckentlastungssysteme des Sicherheitsbehälters unter erschwerten Randbedingungen diskutiert. Auch wurden die Möglichkeiten zur Detektion einer H<sub>2</sub>-Freisetzung in Raumbereiche außerhalb des Sicherheitsbehälters und zur Verhinderung von H<sub>2</sub>-Verbrennungsvorgängen dort diskutiert, ebenso wie die Frage möglicher H<sub>2</sub>-Verbrennungsvorgänge im Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters. Die Untersuchungen der GRS, der Betreiber und der RSK /RSK 11/, /RSK 11a/ und die Weiterleitungsnachricht der GRS-Weiterleitungsnachricht 2012/02 bilden eine Grundlage für den im Januar 2013 veröffentlichten nationalen „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“. Ein wesentlicher Punkt neben technischen Erweiterungen und Änderungen an NFM des anlageninternen Notfallschutzes stellte die kurzfristige Einführung des Konzepts der „Severe Accident Management Guidelines (SAMG)“ durch die Betreiber dar. Die Empfehlungen für den anlageninternen Krisenstab wurden im „Handbuch Mitigativer Notfallschutz (HMN)“ zusammengestellt.

In Phase 2 des Vorhabens wurden Arbeiten im Zusammenhang mit Erweiterungen des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes speziell zu den HMN/SAMG und der weiteren Verfolgung der diesbezüglichen Beratungen der RSK und des Ausschusses AST sowie seiner AG durchgeführt. Auch wurden Bewertungen zu dem von den Betreibern vorgeschlagenen HMN-Konzept zunächst basierend auf dem zuerst für GKN-I vorgeschlagenen Konzept durchgeführt. Diese Bewertungen ergaben folgende wesentliche Erkenntnisse: Die prinzipiellen Anforderungen aus den neuen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke von Ende 2012 werden durch die erstellten HMN erfüllt, und es werden sowohl Leistungsbetriebs- als auch Nichtleistungsbetriebszustände behandelt. Im HMN wird eine große Anzahl vorhandener BHB- und NHB- Maßnahmen wiederholend vorgeschlagen; innovative Maßnahmen oder Maßnahmen zur alternativen Einleitung dieser BHB/HNB-Maßnahmen sind dagegen kaum enthalten und Reparaturstrategien fehlen generell. Die Diagnosebäume für die Kernschadenzustände und die Sicherheitsbehälter-Zustände sind komplex und beinhalten auch relativ unwahrschein-

liche Zustände (Sicherheitsbehälter-Venting vor Reaktordruckbehälter-Versagen oder Dampferzeuger-Bypass, Reaktorkühlkreislauf-Bypass nach Reaktordruckbehälter-Versagen). Eine Überarbeitung und Konzentration auf wesentliche und wirksame Maßnahmen inkl. von Nachweisen der generellen Wirksamkeit der empfohlenen Maßnahmen durch Analysen wurde empfohlen. Auch wurde eine klare Indikation bzgl. der Zuverlässigkeit paralleler Handlungen oder der Abarbeitung von Handlungsempfehlungen empfohlen und angemerkt, dass scheinbar immer die Verfügbarkeit von Spannung unterstellt werde.

Im Zuge der Erstellung der anlagenspezifischen HMN für DWR und SWR wurde die Aufgabenstellung dahingehend erweitert, dass auch eine vertiefte Befassung mit den für laufende Anlagen vorgesehenen HMN vorzunehmen ist, wobei dies keine vollständige, detaillierte Bewertung darstellt. Dabei wurde festgestellt, dass das Vorgehen prinzipiell analog dem HMN von GKN-I ist, aber Änderungen in vielen Details bereits vorgenommen wurden. Auch wurden Regeln für die Anwendung der HMN festgelegt sowie Vermerke hinsichtlich der Erfordernis der Spannungsversorgung bei den jeweiligen Maßnahmen verankert. Auch wurde vorgeschlagen, grundsätzlich vorgesehene neue Strategien des Handelns in verschiedenen Anlagenschadenzuständen im Ausschuss AST nochmals vorzustellen und zu diskutieren, was erfolgte.

Als Fazit wurde festgestellt, dass die Entwicklung und Einführung der HMN in den deutschen Anlagen einen wichtigen Schritt zur Verbesserung des anlageninternen Notfallschutzes darstellt. Sie folgt den Empfehlungen der RSK und den Schlussfolgerungen aus dem ENSREG-Stresstest. Ferner wurden die Ergebnisse /GEP 14/ des an die Gutachtergemeinschaft ESN Sicherheit und Zertifizierung GmbH / Physikerbüro Bremen vergebenen Unterauftrages zur Auswertung von Notfallübungen hinsichtlich des Einsatzes von Notfallmaßnahmen analysiert. Der Auswertzeitpunkt umfasste Notfallübungen, bei denen die zwischenzeitlich eingeführten HMN noch nicht verfügbar waren, und umfasste 12 der 17 bisherigen in Deutschland betriebenen Anlagen. Aus diesen Arbeiten ging eine Reihe von Anregungen zur Verbesserung des anlageninternen Notfallschutzes hervor, die Themen betreffen, wie das Offenhalten von Brandschutztüren bei der Nutzung von Schlauchverbindungen, die Optimierung der Maßnahmen zur Wartenzuluftfilterung und zur Drittnetzeinspeisung, sowie Ergänzungen zu Notfallmaßnahmen und Anregungen zu Änderungen des Ablaufes, der Darstellung und des Umgangs mit Notfallmaßnahmen.

Zu laufenden Beratungen des Ausschusses AST mit Bezug zum anlageninternen Notfallschutz wurden Erkenntnisse aus früheren oder laufenden Vorhaben der GRS zusammengefasst. Dies betraf einerseits die Fragestellung der Analyse der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von DWR hinsichtlich möglicher H<sub>2</sub>-Verbrennungsvorgänge im Abgassystem und andererseits die Frage zu unfallbedingten Zuständen im Ringraum eines DWR bei Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter. Beide Themen wurden im Rahmen der Stresstests aufgeworfen.

Hier wurde zunächst das Ergebnis einer bisherigen und vorläufigen Analyse zum Druckentlastungssystem für einen KONVOI-DWR für ein Szenarium vorgestellt, dass die Problematik möglicher H<sub>2</sub>-Verbrennungen im gemeinsam genutzten Abluftsystem aufzeigt. Die einfachen COCOSYS-Analysen zeigten, dass mit laufendem Abluftsystem des Reaktorgebäudes in der Abluftstrecke hinter dem Venturiwäscher unter den gegebenen Randbedingungen keine brennbaren Gasgemische zu erwarten sind, wohl aber für begrenzte Zeiten bei der SHB-Druckentlastung ohne parallelen Betrieb der anderen Lüftungssysteme.

Mit den Ergebnissen aus den Analysen aus zwei BMUB-Vorhaben der GRS für KONVOI-DWR konnten grundlegende Erkenntnisse zu den Zuständen im DWR-Ringraum bei unfallbedingten Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter bereitgestellt werden, die sich mit phänomenologischen Erkenntnissen zur Gasverteilung in verbundenen Raumbereichen aus den Experimenten am BMC decken. Dabei sind die sich im Ringraum unfallbedingt einstellenden Zustände u. a. abhängig von dem Unfallablauf innerhalb des Sicherheitsbehälters und der Dauer der Schmelze-Beton-Wechselwirkung und damit der Generation nichtkondensierbarer Gase sowie der Lage und der Größe der Leckage vom SHB in den Ringraum. Die Frage der Brennbarkeit der Gase im RR ist abhängig u. a. von der Größe der Leckage vom SHB in den RR, wobei die Wahrscheinlichkeit für brennbare Zustände bei unterstellter SHB-Auslegungsleckage in den ersten Tagen gering ist, allerdings bei erhöhter Leckage auch in den ersten Tagen schnell ansteigen kann. Eine vertiefte Untersuchung dazu ist in einem zukünftigen Vorhaben geplant. Dabei sollen auch mögliche Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes mit analysiert werden.

## **5 Zusammenfassung**

Im Nachgang zu den Erdbeben- und Tsunamiereignissen in Japan im März 2011 wurden die Unfallabläufe in den betroffenen Kraftwerksblöcken möglichst genau nachvollzogen und Untersuchungen zur Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen durchgeführt.

### **Unfallabläufe und Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen**

Im Mittelpunkt der Untersuchungen standen die Ereignisse in der Anlage Fukushima Daiichi. Die Auswirkungen des Erdbebens am 11. März 2011 und insbesondere des dadurch verursachten Tsunamis überschritten die Auslegungswerte und lösten gleichzeitig das Mehrfachversagen vieler sicherheitstechnischer Einrichtungen aus. Die Unfallabläufe der einzelnen Blöcke (insbesondere der drei Blöcke, bei denen es zum Kernschmelzen kam) und der jeweiligen Brennelementlagerbecken sowie die vom Betreiber getroffenen Notfallmaßnahmen wurden detailliert nachvollzogen.

Seit den Unfällen im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi sind vier Jahre vergangen. Der Unfallhergang und -ablauf sind grundsätzlich verstanden. Viele Details, wie z. B. die genauen Ursachen für den Ausfall des Nachspeisesystems RCIC in Block 2 am 14. März 2011 und die schnelle Druckentlastung des Reaktors in Block 3, sind jedoch bis heute noch nicht abschließend geklärt. Gleiches gilt für den genauen Zustand der Kerne und Schäden an Reaktordruckbehältern und Containments der Blöcke 1 bis 3.

Es lässt sich feststellen, dass bis zum heutigen Zeitpunkt keine Schäden durch das Erdbeben bekannt sind, die einen signifikanten Einfluss auf den Unfallablauf hatten, d. h. der Hauptauslöser der Unfälle war der auslegungsüberschreitende Tsunami sowie der dadurch verursachte Ausfall der Gleich- und Wechselstromversorgung.

Die Möglichkeit eines kompletten Ausfalls der Stromversorgung war für die Anlagen in Japan im Voraus nicht unterstellt worden. Somit standen den Schichtmannschaften keine vorbereiteten Notfallmaßnahmen zur Verfügung. Durch eine zeitlich stark verzögerte Wiederherstellung der Bespeisung, die im Unfallverlauf ansteigende Dosisleistung in der Nähe der Reaktorgebäude und Maschinenhäuser und die Zerstörung des Anlagengeländes durch die Explosion von drei Gebäuden erschwerten und verzögerten sich die in Angriff genommenen Notfallmaßnahmen immer wieder. Da die Gebäude ebenfalls nicht mehr zugänglich waren, musste auch die Bespeisung der Brennelementlagerbecken von außen wiederhergestellt werden.

Der Unfallablauf in den Blöcken 5 und 6 unterschied sich deutlich von dem in den Blöcken 1 – 4. Da sich diese Anlagen in Revision befanden, war die anfallende Nachzerfallsleistung deutlich geringer als in den anderen Blöcken. Somit standen den Schichtmannschaften erheblich längere Reaktionszeiten zur Verfügung. Die Verfügbarkeit von zunächst einem, später dann sogar zwei Notstromdieseln sowie der Batterien beeinflusste den Unfallablauf maßgeblich. Trotz des Ausfalls des Nebenkühlwassers konnte eine Kühlung der Reaktoren und der Brennelementlagerbecken innerhalb eines ausreichenden Zeitraumes wieder hergestellt werden und somit Schäden an den Brennelementen verhindert werden.

Auch die im weiteren Verlauf bis Anfang 2015 getroffenen Maßnahmen zur Unfallbewältigung am Standort Fukushima Daiichi wurden verfolgt und beschrieben. Die aktuelle Situation in Fukushima ist vor allem durch den Anfall größerer Mengen kontaminierter Wässer aufgrund des offenen Kühlkreislaufs der Reaktoren 1 – 3 sowie durch das in die Gebäude der Blöcke 1 – 4 einfließende Grundwasser geprägt. Dieses Wasser wird auf dem Anlagengelände gereinigt und gelagert. Bisher können 62 Nuklide aus dem Wasser entfernt und die Aktivität dadurch deutlich abgesenkt werden. Eine Filteranlage für Tritium wird derzeit entwickelt. Wie mit dem gelagerten Wasser in Zukunft verfahren wird, ist noch nicht geklärt. Der Rückbau der Anlagen soll auf Basis einer von TEPCO erstellten "Roadmap" über mehrere Jahrzehnte erfolgen.

Die Ereignisabläufe im benachbarten Standort Fukushima Daini in Folge des Erdbebens am 11. März 2011 und des dadurch ausgelösten Tsunamis wurden ebenfalls detailliert analysiert und im Vergleich zu den Unfallabläufen am Standort Fukushima Daiichi einerseits die jeweiligen zentralen Ursachen für Unterschiede im Ereignisablauf und darauf aufbauend wesentliche Erfolgs- sowie Misserfolgskriterien bei der Beherrschung des Ereignisses identifiziert. Die relevanten Unterschiede konnten dabei der Auslegung der Anlagen, den konkreten Auswirkungen des Erdbebens und des Tsunamis auf die Anlage oder den Maßnahmen des Betriebspersonals zum Umgang mit dem Ereignis zugeordnet werden.

Es ist vorgesehen, die Situation in Fukushima durch kontinuierliche Auswertung von Veröffentlichungen, vor allem von TEPCO, der NRA (National Regulation Authority), des METI (Ministry for Economy, Trade and Industry) sowie anderer relevanter Organisationen, systematisch weiter zu verfolgen.

## **Erkenntnisse aus Untersuchungen der GRS zu den Unfällen**

Zur Unterstützung der phänomenologischen Auswertung des Unfallablaufs wurden die Unfallabläufe im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi am Beispiel der Blöcke 2 und 3 im Rahmen von thermohydraulischen Analysen mit einer gekoppelten Version der Rechenprogramme ATHLET-CD und COCOSYS nachvollzogen. Der zugehörige Datensatz wurde basierend auf einem Datensatz eines deutschen SWR der Baulinie 69 erstellt und konnte durch die Beteiligung am OECD/NEA-Vorhaben „Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station“ (BSAF) wesentlich verbessert und erweitert werden. Die Simulation der Unfallabläufe liefert Ergebnisse, die die meisten Aspekte für die ersten Tage schlüssig erklären. Allerdings existiert noch kein komplett einheitliches Bild von den Unfallabläufen bzgl. der eingetretenen Kernschäden, des Reaktordruckbehälterversagens und eines Schmelzeaustrages in das Containment für alle 3 betroffenen Blöcke. Größere Unterschiede zwischen den international erzielten Analyseergebnissen bestehen noch im Hinblick auf den Umfang der Kernzerstörung, die dabei entstandene Menge an Wasserstoff sowie den Zeitpunkt und die Möglichkeit einer Beschädigung des Reaktordruckbehälters gefolgt von einem Schmelzeaustrag in den Sicherheitsbehälter. Die Analysen mit ATHLET-CD/COCOSYS werden im OECD/NEA-Vorhaben BSAF, Phase 2, fortgesetzt.

Da es durch das schwere Erdbeben vom 11. März 2011 vor der Ostküste Honshūs und den dadurch ausgelösten Tsunami zu Unfallabläufen in mehreren Blöcken des japanischen Kernkraftwerks Fukushima-Daiichi kam, stellt sich die Frage, inwieweit mit ähnlichen Konsequenzen von Naturereignissen auch bei deutschen Kernkraftwerken zu rechnen wäre. Um diese Frage zu beantworten, wurden Informationen zum Tōhoku-Erdbeben, dem dadurch ausgelösten Tsunami, den Auswirkungen auf die Kernkraftwerke am Standort Fukushima-Daiichi sowie zur japanischen Vorgehensweise bei der Ermittlung der Standortgefährdung und bei der Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen ausgewertet. Auf Grundlage eines Vergleichs der so gewonnenen Erkenntnisse mit der Situation in Deutschland wurde die Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke bewertet. Es konnte festgestellt werden, dass ähnliche Konsequenzen von Naturereignissen zwar grundsätzlich auch an deutschen Kernkraftwerkstandorten denkbar sind, die Wahrscheinlichkeit hierfür jedoch aufgrund der identifizierten Unterschiede in der Standortgefährdung und der Vorgehensweise zu deren Ermittlung sehr gering ist. Dennoch lassen sich aus den Untersuchungen mehrere sicherheitstechnische Erkenntnisse ableiten. Diese beziehen sich insbesondere auf den Schutz gegen lange andauernde Hochwasserereignisse, die probabilistische bzw. statistische Ermittlung

der Standortgefährdung, die Verfügbarkeit von Notfallmaßnahmen nach auslegungsüberschreitenden Einwirkungen, die Quantifizierung von Auslegungsreserven und eine deterministische Mindestauslegung an Standorten mit geringem Gefährdungsniveau.

Für die Anlagenstandorte Fukushima Daiichi, Fukushima Daini, Tokai Daini und Onagawa wurden neben der Auslegung der elektrischen Energieversorgung auch der Ereignisablauf mit Blick auf die elektrische Energieversorgung untersucht und beschrieben. Außerdem wurden der Aufbau des japanischen Stromnetzes sowie die Netzsituation nach den Ereignissen vom 11. März 2011 dargestellt. Die Untersuchungen zur Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke ergaben bezüglich der elektrischen Energieversorgung keine weiteren Empfehlungen, die über die GRS-Weiterleitungsnachricht 2012/02 hinausgehen.

Der Unfallablauf im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi wurde nicht nur hinsichtlich technischer Maßnahmen zur Unfallbewältigung betrachtet, sondern auch hinsichtlich regulatorischer und organisatorischer Gegebenheiten und Maßnahmen. Es wurde daher der Aufbau und die Struktur der japanischen Aufsicht sowie die Organisationsstruktur des Betreibers untersucht. Weiterhin wurde eine Auswertung von Notfallübungen in deutschen Kernkraftwerken einbezogen. Auf Basis der gewonnenen Erkenntnisse wurden Optimierungsvorschläge für ablauf- und aufbauorganisatorische Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz und für das Krisenmanagement abgeleitet. Der Detaillierungsgrad der Optimierungsvorschläge zeigt, dass manche Verbesserungsvorschläge erst durch Erfahrungen bei praktischen Übungen entwickelt werden konnten. Zur kontinuierlichen Verbesserung des Notfallmanagements und der Notfallplanungen tragen daher regelmäßige Übungen und Training von auslegungsüberschreitenden Ereignissen bei. Solche Übungen, bei denen das Zusammenspiel erprobt wird, sollten daher regelmäßig mit allen beteiligten Organisationen und Behörden durchgeführt werden.

In der Folge des Unfallablaufs im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi und der Maßnahmen zu seiner Beherrschung kam es zum Anfall großer Mengen kontaminierter Wässer. Im Rahmen des Vorhabens wurden die Entwicklung und der aktuellen Stand der Kontamination dieser Wässer mit Radionukliden sowie die diesbezüglich bereits getroffenen Maßnahmen identifiziert und analysiert. Die durchgeführten Modellierungen haben in diesem Zusammenhang zu einem besseren Verständnis der Abläufe im Untergrund des havarierten Kernkraftwerks Fukushima Daiichi beigetragen. Auf dieser Basis wurden konkrete Vorschläge zur Unterstützung der bisherigen Maßnahmen un-

terbreitet, u. a. alternative Dekontaminationsmaßnahmen. Eine vergleichbare Schadenssituation, wie sie in Fukushima Daiichi durch das in dieser Größe unerwartete Einwirken von Erdbeben und Tsunami aufgetreten ist, ist – wenn auch unter gänzlich anderen Randbedingungen – ebenso an anderen Kernkraftwerksstandorten vorstellbar. In diesem Zusammenhang könnte deshalb eine Prüfung von Interesse sein, ob ähnliche bzw. vergleichbare geologische bzw. hydraulische Situationen an Standorten deutscher Kernkraftwerke vorliegen und ob ähnliche Fragestellungen wie am Standort Fukushima Daiichi daraus ableitbar wären.

Bei Kernschmelzunfällen ist aufgrund der nach wie vor vorhandenen Ansammlung an spaltbaren Materialien im Reaktor eine sog. „Rekritikalität“ dieser Brennstoffmasse, d. h. ein erneutes, unerwünschtes Auftreten einer nuklearen Kettenreaktion zu einem späteren Zeitpunkt nach dem Schmelzvorgang nicht grundsätzlich ausgeschlossen. Im Rahmen des Vorhabens wurden mögliche auslösende Ursachen und potenzielle Konsequenzen einer Rekritikalität von Kernmaterial identifiziert und diskutiert. Darüber hinaus wurden Fragen zur Detektierbarkeit und Identifizierbarkeit einer eingetretenen Rekritikalität behandelt. Letztlich zeigte sich, dass deren eindeutige Identifikation bei unfallbedingtem Fehlen bzw. Versagen geeigneter Neutronenmessgeräte schwierig ist. Anhand einer generischen Rechenstudie wurden exemplarisch mögliche Randbedingungen einer postulierten Kernschmelze im Hinblick auf Reaktivitätsänderungen und das Potential einer Rekritikalität untersucht.

### **Ergebnisse aus weiterführenden methodischen Untersuchungen der GRS**

Auf der Basis einer Aufarbeitung der RSK-Sicherheitsüberprüfungen und des Europäischen Stresstests wurden im Hinblick auf die angewandte Methodik wissenschaftlich-technische Grundlagen für Sicherheitsüberprüfungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen erarbeitet. Die Zielsetzung und Auswahl von Überprüfungsthemen der Sicherheitsüberprüfungen sowie die Vergleichbarkeit und Nachvollziehbarkeit der angewandten Methoden wurden analysiert. Abschließend wurden Empfehlungen für künftige Sicherheitsüberprüfungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen abgeleitet.

Im Rahmen des Vorhabens wurde auch ein methodischer Ansatz für ein Auswerteverfahren entwickelt, mit dem die Auswirkungen stochastischer Einflussgrößen (aleatorischer Unsicherheiten) auf einen Unfallablauf quantifiziert werden können, um daraus ggf. Hinweise auf potentielle „Cliff-Edge“-Effekte bzgl. der untersuchten stochastischen Einflussgrößen erhalten zu können. Basis für die Untersuchungen waren Ergebnisse,

die im Rahmen einer probabilistischen Dynamikanalyse mit MCDET bzgl. eines Unfallszenarios erzeugt worden sind. Die entwickelte Methodik zur Quantifizierung der Auswirkungen stochastischer Einflüsse auf den Unfallablauf kann einen wesentlichen Beitrag zum besseren Verständnis des Einflusses aleatorischer Unsicherheiten auf einen Unfallablauf liefern und kann auf diejenigen Situationen bzgl. stochastischer Einflussgrößen hinweisen, bei denen eine signifikante Änderung des Einflusses auf den Unfallablauf zu erwarten ist. Erweist sich die signifikante Änderung zusätzlich als sicherheitsrelevant, liefert dies einen Hinweis auf einen „Cliff-Edge“-Effekt bzgl. der stochastischen Einflussgröße auf den Unfallablauf.

Im Rahmen des Vorhabens wurden die Grundlagen für die Entwicklung einer Bewertungsmethode von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen in Kernkraftwerken erfasst und bereitgestellt. Die bereitgestellten Grundlagen wurden mit dem Ziel erhoben, dass die zu entwickelnde Methode auf praxisgerechte Art eine Erfassung und Beurteilung der Vorkehrungen für Stör- und Notfälle der Betreiber von Kernkraftwerken zur Kraftwerkskrisenorganisation sowie zum Krisenstab und zum Einsatzleiter ermöglicht. Diese Beurteilung bezieht sich dabei auf die Voraussetzungen, um zuverlässige Entscheidungen auch dann treffen zu können, wenn extreme Randbedingungen wie bei den Ereignissen von Fukushima vom 11. März 2011 auftreten.

Es wurde auch untersucht, wie die Auswirkungen von Überflutungsereignissen insbesondere auf elektrische Anlagen in einem Kernkraftwerk analysiert werden können. Diese hängen von verschiedenen Einflussfaktoren, wie der Beschaffenheit des Raums und vor allem dem Schutz von Komponenten gegen Wassereinwirkung ab. Die von der GRS entwickelte Fehlerart- und Auswirkungsanalysemethode für Kabelschäden bei Brandereignissen wurde so erweitert, dass auch die zerstörenden bzw. schädigenden Einwirkungen durch Überflutungen mit ihrer Hilfe systematisch analysiert werden können. Um die Anwendbarkeit der Methode zu überprüfen, wurden die Kabeldaten einer Referenzanlage mit Angaben zur Schutzart der Komponenten von Stromkreisen gegen Feuchtigkeit, Spritzwasser bzw. Überflutung ergänzt und in der GRS-Datenbank für Kabel-FMEA (CaFEA) eingepflegt. Für die Verifizierung der Fehlerart- und Ausfall-effektanalysen der durch Wasser bzw. Feuchte beaufschlagten Stromkreise sind experimentelle Untersuchungen erforderlich.

Zu den Erkenntnissen aus den Unfallabläufen in den verschiedenen Reaktoren von Fukushima gehört auch, dass als Folge von Erdbeben und Tsunami übergreifende Einwirkungen von innen innerhalb sicherheitsrelevanter Gebäude aufgetreten sind. Zur

Bewertung einer möglichen Übertragbarkeit der Ereignisse vom 11. März 2011 und insbesondere der dort aufgetretenen Einwirkungen von innen als Folgeereignisse von Erdbeben und Tsunami wurde insbesondere auch untersucht, welche anlageninternen übergreifenden Einwirkungen als Folge auslegungsüberschreitender Einwirkungen von außen in mitteleuropäischen Anlagen auftreten könnten und welche sicherheitstechnischen Auswirkungen, auch unter dem Aspekt erschwerter Zugänglichkeiten in Folge relevanter Schäden an der Infrastruktur, sich aus diesen im auslegungsüberschreitenden Bereich für die unterschiedlichen Anlagenbetriebszustände ergeben könnten. Die Auslegung deutscher Kernkraftwerke gegen naturbedingte Einwirkungen von außen weist im Allgemeinen ausreichende Sicherheitsreserven aus, so dass auch bei den realistisch noch unterstellten auslegungsüberschreitenden Einwirkungen davon auszugehen ist, dass die getroffenen, insbesondere baulichen Vorsorgemaßnahmen zum Schutz gegen übergreifende Einwirkungen von innen noch zu einem Großteil wirksam sind und ausreichend Zeit verbleibt, um weitere Maßnahmen zu treffen. Darüber hinaus im Rahmen des Vorhabens gewonnene Erkenntnisse sind bereits in das kerntechnische Regelwerk eingeflossen bzw. werden derzeit noch in der RSK beraten. Internationale Folgeaktivitäten, u. a. bei der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD, sind geplant oder wurden bereits begonnen und beinhalten zum Teil auch den in diesem Zusammenhang identifizierten Forschungsbedarf.

Die grundsätzlichen Überlegungen zum anlageninternen Notfallschutz in deutschen Anlagen umfassten zunächst Arbeiten zur ersten Analyse der Unfallabläufe in Fukushima, zur Auswertung der Unterlagen der Betreiber zur RSK-SÜ und zum ENSREG-Stresstest, zur Beteiligung an der Erstellung einer Weiterleitungsnachricht der GRS sowie die Verfolgung der Aktivitäten der RSK AG Notfallmaßnahmen zur Umsetzung der Empfehlungen aus der RSK-SÜ. Dies führte zu Vorschlägen zur Verbesserung und Erweiterung im anlageninternen Notfallschutz, die im Rahmen des Nationalen Aktionsplanes weiterverfolgt wurden. Darüber hinaus wurden Arbeiten im Zusammenhang mit Erweiterungen des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes speziell zu den „Severe Accident Management Guidelines (SAMG)“ und der weiteren Verfolgung der diesbezüglichen Beratungen der RSK und des Ausschusses AST sowie Bewertungen zu dem von den Betreibern vorgeschlagenen Konzept des „Handbuches Mitigativer Notfallmaßnahmen (HMN)“ durchgeführt. Auch wurden die Ergebnisse einer Auswertung von Notfallübungen hinsichtlich des Einsatzes von Notfallmaßnahmen analysiert. Aus diesen Arbeiten ging eine Reihe von Anregungen zur Verbesserung des anlageninternen Notfallschutzes hervor. Informationen für den RSK Ausschusses AST mit Bezug zum anlageninternen Notfallschutz wurden für die Beratungen zusam-

mengefasst. Dies betrifft die Fragen von H<sub>2</sub>-Leckagen aus dem SHB in das Reaktorgebäude und von möglichen H<sub>2</sub>-Verbrennungsvorgängen im Ventingsystem des Sicherheitsbehälters bei DWR.

## **Fazit und Ausblick**

Die durch das Erdbeben und den nachfolgenden Tsunami im März 2011 verursachten Unfallabläufe im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi sowie die nachfolgend getroffenen Maßnahmen zur Unfallbewältigung wurden im Rahmen des Vorhabens detailliert nachvollzogen und untersucht. Neben einer kontinuierlichen Auswertung und Zusammenstellung aller international hierzu verfügbaren Informationen erfolgten auch eigene thermohydraulische Analysen. Insgesamt wurde ein weitgehendes Verständnis der Unfallabläufe erreicht. Bezüglich einzelner noch nicht vollständig geklärter Aspekte wie beispielsweise dem Ausmaß der eingetretenen Kern- und Folgeschäden sowie hinsichtlich der weiteren Entwicklungen und Maßnahmen vor Ort wird die GRS im Rahmen anderer Vorhaben entsprechende Veröffentlichungen weiterhin auswerten und im OECD/NEA-Vorhaben BSAF (Phase 2) die thermohydraulischen Analysen fortsetzen.

Im Nachgang zu den Unfällen in Japan wurden im Vorhaben zu verschiedenen Themen vertiefte Untersuchungen durchgeführt und die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf deutsche Anlagen überprüft. Die Betrachtungen zu naturbedingten Einwirkungen von außen führten zu einigen Erkenntnissen mit Relevanz für das diesbezügliche deutsche Vorgehen, die inzwischen zum Teil Gegenstand von KTA- und RSK-Beratungen sind, zum Teil in neuen WENRA Reference Levels enthalten oder durch Nach-Fukushima-Maßnahmen von Behörden und Betreibern umgesetzt werden. Die Untersuchungen zur elektrischen Energieversorgung ergaben keine weiteren, über die GRS-Weiterleitungsnachricht 2012/02 hinausgehenden Empfehlungen. Die Überlegungen zur organisatorischen Maßnahmen zeigten die Wichtigkeit regelmäßiger Notfallschutzübungen. Weitere Untersuchungen beschäftigten sich mit der Frage einer möglichen Rekritikalität sowie dem Umgang mit den aufgetretenen kontaminierten Wässern. Aus letzterem Punkt ergab sich die Erkenntnis, dass auch für deutsche Standorte eine Prüfung der geologischen bzw. hydraulischen Situation hinsichtlich der in Fukushima hervorgetretenen Fragestellungen von Interesse sein könnte.

Das Vorhaben beinhaltete auch weiterführende methodische Untersuchungen zu methodischen Aspekten bei "Stresstests", der Erkennung und Bewertung von „Cliff-Edge-

Effekten“, der Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen sowie der Fehlerzustandsart- und Auswirkungsanalyse für Überflutungsszenarien. Die hierbei erreichten Ergebnisse sollen in anderen Vorhaben genutzt und ggf. weiterentwickelt werden. Schließlich erfolgten noch grundsätzliche Betrachtungen zum anlageninternen Notfallschutz und übergreifenden Einwirkungen als Folgeereignisse von Einwirkungen von außen. Daraus gewonnene Erkenntnisse werden in der RSK beraten bzw. sind bereits in das kerntechnische Regelwerk oder internationale Folgeaktivitäten eingeflossen.

## Literatur

- /ARI 15/ Arians, R., F. Lindner, C. Quester, S. Schaafhausen, D. Sommer, P. Vogt, N. Wetzel, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.4 und AP 2.4 – Elektrische Energieversorgung, GRS-A-3779, März 2015
- /BAN 15/ Band, S., M. Kowalik, M. Sonnenkalb, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.2 und AP 2.1 – Thermohydraulische Untersuchungen, GRS-A-3784, März 2015
- /BEC 15/ Beck, J., W. Faßmann, W. Preischl, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.7 – Grundlagen für die Beurteilung von Entscheidungsprozessen in Stör- und Notfällen, GRS-A-3788, März 2015
- /BER 97/ Berning, A., W. Faßmann, W. Preischl, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Einfluss des Menschen auf die Sicherheit von Kernkraftwerken – Technische, organisatorische und personenbezogene Anforderungen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes, Technischer Fachbericht, GRS-A-2492, 1997
- /BMI 76/ Bundesministerium des Inneren (BMI): Bekanntmachung der „Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände“, September 1976
- /BMU 13/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ vom 22. November 2012, BAnz AT 24.01.2013 B3, Januar 2013
- /BRU 15/ Brück, B., J. Forner, A. Kreuser, J. Simon, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.6 und AP 2.6 – Organisatorische Maßnahmen, GRS-A-3787, März 2015

- /ENS 12/ ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group): Peer review report, 25.04.2012
- /FAS 03/ Faßmann, W., W. Preischl, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH : Bewertung von Personalhandlungen unter Unfallbedingungen – Methode zur Untersuchung und Bewertung schädlicher Eingriffe des Operateurs, Technischer Fachbericht, GRS-A-3157, 2003
- /FAS 10/ Faßmann, W., W. Preischl, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Verbesserung der Bewertungsbasis für Aspekte des Sicherheitsmanagements und der Schnittstellen zur Sicherheitstechnik sowie für Personalhandlungen, AP 2: Vorsorge gegen Fehler bei sicherheitsrelevanten Prozessen, Technischer Fachbericht, GRS-A-3566, 2010
- /FAS 14/ Faßmann, W., Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Methode für die Analyse und Bewertung der Wechselwirkung zwischen Stress und der Zuverlässigkeit wissensbasierten Handelns in der probabilistischen Sicherheitsanalyse, Technischer Bericht, GRS-332, Juni 2014
- /FRE 08/ Frey, W., Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden, GRS-A-3425, Dezember 2008
- /GEP 14/ Abschlussbericht „Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan“, Gutachtergemeinschaft ESN Sicherheit und Zertifizierung GmbH / Physikerbüro Bremen, 30.06.2014
- /GRS 12/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Weiterleitungsnachricht WLN 2012/02, Auswirkungen des Tohoku-Erdbebens an den japanischen Kernkraftwerksstandorten Fukushima Daiichi (I) und Daini (II) am 11.03.2011 und des NiigatakenChuetso-Oki-Erdbebens am japanischen Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa am 16.07.2007, 15. Februar 2012

- /HER 14/ Herbert, H.-J., T. Brassler, A. G. Muñoz, R. Cannepin, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Technischer Fachbericht zu AP 1.10 – Untersuchungen zu kontaminierten Wässern im Zusammenhang mit dem Unfallablauf in Fukushima, GRS-A-3750, Juni 2014
- /HOF 01/ Hofer, E., M. Kloos, B. Krzykacz-Hausmann, J. Peschke, M. Sonnenkalb, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Methodenentwicklung zur simulativen Behandlung der Stochastik in probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 2, GRS-A-2997, Dezember 2001
- /IAEA 04/ International Atomic Energy Agency (IAEA), Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Guide, NS-G-1.11, Wien, 2004
- /IAEA 09/ International Atomic Energy Agency (IAEA), Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, SSG-2, Wien, 2009
- /ICA 11/ Investigation Committee on the Accidents at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, Executive Summary of the Interim Report, 26. Dezember 2011
- /ICA 12/ Investigation Committee on the Accidents at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, Final Report, 23. Juli 2012
- /INPO 11/ INPO (Institute of Nuclear Power Operations), Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, November 2011
- /JAN 11/ JANTI (Japan Nuclear Technology Institute), Review of Accident at Tokyo Electric Power Company Incorporated's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station and Proposed Countermeasures (Draft), Oktober 2011
- /JICA 11/ JICA (Japan International Cooperation Agency), Project Study on the Effective Countermeasures against Earthquake and Tsunami Disasters, 20. Mai 2011

- /KIL 15/ Kilger, R., M. Behler, V. Hannstein, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.1 – Mögliche Ursachen, Konsequenzen und Identifikationsmöglichkeiten einer Rekritikalität nach schweren Kernschmelz-Unfällen, GRS-A-3781, März 2015
- /KKG 11/ Kernkraftwerk Grafenrheinfeld, Abschlussbericht für den Europäischen Stresstest, 31.10.2011
- /KTA 04/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2207 Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, Sicherheitstechnische Regel des KTA, November 2004
- /KTA 14/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2101, Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 1-3, Fassung 2014-11; November 2014, <http://www.kta-gs.de/>
- /KTA 14a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2101, Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (allgemeine und fallbezogene Anforderungen), Fassung 2014-11; November 2014, <http://www.kta-gs.de/>
- /METI 13/ METI (Ministry of Economy, Trade and Industry), Mid-and-Long-Term Roadmap towards the Decommissioning on TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4, 27. Juni 2013  
([http://www.meti.go.jp/english/press/2013/pdf/0627\\_01.pdf](http://www.meti.go.jp/english/press/2013/pdf/0627_01.pdf))
- /NEA 15/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA), Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), Working Group IAGE (WGIAGE): OECD High Energy Arcing Fault Events Joint Nuclear Safety Research Project, Paris, 2015, <http://www.oecd-nea.org/jointproj/heaf.html>
- /NISA 11/ NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety, Juni 2011

- /NISA 11a/ NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), Additional Report of the Japanese Government to the IAEA, September 2011
- /OEKO 15/ Pistner, C., M. Englert, Öko-Institut e.V.: Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan – Vertiefte Ereignisanalyse zur Anlage Fukushima-Daini, Darmstadt, 25.02.2015
- /OEKO 15a/ Breuer, J., C. Pistner, Öko-Institut e.V.: Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan – Methodische Aspekte weiterführender Sicherheitsüberprüfungen am Beispiel des EU-Stresstests, Darmstadt, 25.02.2015
- /PES 15/ Peschke, J., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Technischer Fachbericht zu AP 1.5.2 – Methodenentwicklung zur Erkennung und Bewertung potentieller „cliff-edge“-Effekte stochastischer Einflussgrößen auf einen Unfallablauf, GRS-A-3773, Dezember 2014
- /PIL 15/ Piljugin, E., J. Herb, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.8 – Weiterentwicklung der FMEA-Methodik für Überflutungsszenarien, GRS-A-3780, März 2015
- /ROD 15/ J. Rodriguez, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.5.1 – Methodische Aspekte zu Sicherheitsüberprüfungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen, GRS-A-3786, März 2015
- /ROE 15/ Röwekamp, M., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 2.3 – Übergreifende Einwirkungen als Folgeereignisse von Einwirkungen von außen, GRS-A-3782, März 2015
- /RSK 11/ RSK, Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), 434. RSK-Sitzung am 30. März 2011
- /RSK 11a/ RSK, Stellungnahme, Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), 437. RSK-Sitzung am 16. Mai 2011

- /SON 15/ Sonnenkalb, M., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 2.5 – Entwicklungen im Anlageninternen Notfallschutz, GRS-A-3785, März 2015
- /TEP 11/ TEPCO, Fukushima Nuclear Accident Interim Report: Effects of the Earthquake and Tsunami on the Fukushima Daiichi and Daini Nuclear Power Stations, especially on Electric and I&C Systems and equipments, 27. Juli 2011
- /TEP 11a/ TEPCO, Japanischer Bericht zu den Ereignissen in Fukushima, über die Bewertung der Aufzeichnungen, Unfallprotokoll und Bedienprotokoll des AKW Fukushima Daiichi in der Tohokū-Region zur Zeit des Erdbebens im pazifischen Ozean, Übersetzung aus dem Japanischen, 23.Mai 2011
- /TEP 11b/ TEPCO, Fukushima Nuclear Accident Analysis Report (Interim Report), 2. Dezember 2011
- /TEP 13/ Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 1, 13. Dezember 2013
- /TEP 13a/ TEPCO, Current Status of Fukushima Dai-ichi NPP and Future Plan, 7. November 2013
- /TEP 14/ TEPCO, Status of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station – With focus on countermeasures for contaminated water, Januar 2014
- /TEP 14a/ TEPCO, Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 2, 6. August 2014
- /THU 15/ Thuma, G., M. Gottschall, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.3 und AP 2.2 – Naturbedingte Einwirkungen von außen, GRS-A-3778, März 2015

- /WEI 15/ Weiß, S., N. Wetzel, B. Brück, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH: Technischer Bericht zu AP 1.1 – Unfallablauf und Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen in Fukushima Daiichi, GRS-A-3783, März 2015
- /WEN 14/ Western European Nuclear Regulators Association (WENRA): Report: WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, Update in Relation to Lessons Learned from Tepco Fukushima Dai-ichi Accident, September 2014

## **Abkürzungsverzeichnis**

BE	Brennelement
BHB	Betriebshandbuch
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
BSAF	Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station
BWR	Boiling Water Reactor (Siedewasserreaktor)
CCS	Containment Cooling System
CS	Core Spray System
DWR	Druckwasserreaktor
ECCS	Emergency Core Cooling System
EVA	Einwirkungen von außen
EVI	Einwirkungen von innen
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis (Fehlerzustandsart- und Auswirkungsanalyse)
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
HMN	Handbuch Mitigativer Notfallschutz
HPCI	High-Pressure Coolant Injection System
IC	Isolation Condenser
ICANPS	Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations
KKW	Kernkraftwerk
Koka	Kondensationskammer

KTA	Kerntechnischer Ausschuss
METI	Ministry for Economy, Trade and Industry
NHB	Notfallhandbuch
NRA	National Regulation Au-thority
ODL	Ortsdosisleistung
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RHR	Residual Heat Removal System
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SBO	Station Blackout
S/E-Ventile	Sicherheits- und Entlastungsventile
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
SWR	Siedewasserreaktor
TEPCO	Tokyo Electric Power Company

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Lage des Epizentrums des Erdbebens vom 11. März 2011 .....	6
Abb. 2.2	Vereinfachte Darstellung des Reaktorgebäudes mit einem Mark I-Containment (Quelle: NRC – überarbeitet durch GRS) .....	9
Abb. 2.3	Schematisches Schnittbild eines Mark I-Containments .....	10
Abb. 2.4	Lage der Notstromdiesel (D/G) und der Batterien (DC) in Block 1 .....	11
Abb. 2.5	Schematische Darstellung des Reactor Shutdown Cooling System .....	13
Abb. 2.6	Schematische Darstellung des Notkondensators (Isolation Condenser, IC) .....	14
Abb. 2.7	Schematische Darstellung des Hochdruckeinspeisesystems (High-Pressure Coolant Injection System, HPCI) und der Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile) .....	15
Abb. 2.8	Schematische Darstellung des Ventingsystems .....	17
Abb. 2.9	Ausschnitt aus dem Schreiberstreifen, der den Verlauf des Drucks im RDB von Block 1 ab dem Erdbeben wiedergibt .....	18
Abb. 2.10	Lage der Notstromdiesel (D/G) und der Batterien (DC) von Block 2 .....	24
Abb. 2.11	Schematische Darstellung des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System, RHR) .....	25
Abb. 2.12	Schematische Darstellung des Nachspeisesystems (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC) .....	26

## Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Daten zum Kraftwerksstandort Fukushima Daiichi .....	4
----------	--	---

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)

**ISBN 978-3-944161-38-9**