Die Katastrophe im Kernkraftwerk Fukushima nach dem Seebeben vom 11. März 2011

Beschreibung und Bewertung von Ablauf und Ursachen

Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik



BfS-SK-18/12

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokuments immer auf folgende URN: urn:nbn:de:0221-201203027611

Zur Beachtung: BfS-Berichte und BfS-Schriften können von den Internetseiten des Bundesamtes für Strahlenschutz unter http://www.bfs.de kostenlos als Volltexte heruntergeladen werden.

Salzgitter, März 2012

Die Katastrophe im Kernkraftwerk Fukushima nach dem Seebeben vom 11. März 2011

Beschreibung und Bewertung von Ablauf und Ursachen

Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik

Autorinnen / Autoren:

Ervin Bejdakic Bernhard Fischer Mario Hellmich Johann Hutter Christopher Kopisch Matias Krauß Claudia Link Jan Mahlke Sebastian Meiß Katarzyna Niedzwiedz Frank Philipps Matthias Reiner Anna Sachse Antja Schaper Patric Scheib Matthias Schneider Freddy Seidel

KURZFASSUNG

Der vorliegende Bericht setzt sich ausführlich mit dem TOHOKU-CHIHOU-TAIHEIYOU-OKI Erdbeben vom 11. März 2011 und dem dadurch ausgelösten Unfallgeschehen im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi auseinander. Er beschäftigt sich auf der Grundlage des Berichts der japanischen Regierung an die Internationale Atomenergieagentur (IAEA) sowie einer Vielzahl weiterer Quellen ausführlich mit den Unfallabläufen, den Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung, der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage und den Maßnahmen zur langfristigen Eingrenzung der Unfallfolgen. Ergänzend wird auf die Auswirkungen der Freisetzungen für die Umgebung der Anlage sowie auf Aspekte des Sicherheitsmanagements und der Sicherheitskultur eingegangen.

Der Bericht gibt erste Antworten auf die Fragen, warum es nach dem Seebeben und dem dadurch ausgelösten Tsunami zu der Katastrophe im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi gekommen ist, wie die Abläufe bis zu den Kernschmelzen und den Zerstörungen der Blöcke 1 - 4 zu erklären sind und was dabei noch nicht abschließend geklärt werden kann, welche Schwächen und Fehler in der Auslegung der Anlage und im regulatorischen System dazu wesentlich beigetragen haben und was zu den Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und ins Meer gesagt werden kann.

ABSTRACT

This report discusses the TŌHOKU-CHIHOU-TAIHEIYOU-OKI earthquake of March 11, 2011 and the resulting nuclear accident in the Fukushima Dai-ichi nuclear power station. Based on the report of the Japanese government to the International Atomic Energy Agency (IAEA) and on numerous additional sources it examines in considerable detail the accident progression, the emission of radioactive material to the environment, the technical design basis of the plants and the measures taken to mitigate the consequences of the accident. In addition it covers the radiological consequences for the vicinity of the station and aspects of safety management and safety culture.

The report provides answers as to why the nuclear catastrophe following the earthquake and ensuing tsunami in the Fukushima Dai-ichi nuclear power station could occur, how the accident progression to core melting and destructions in units 1 - 4 can be explained and what cannot be explained yet, which weaknesses and failures in the design of the plant and within the regulatory system contributed significantly to the accident and which information can be provided on the emission of radioactive material to the atmosphere and to the ocean.

INHALTSVERZEICHNIS

KURZ	FASSUNG	3
ABSTI	RACT	3
INHAL	TSVERZEICHNIS	4
ABBIL	DUNGSVERZEICHNIS	7
TABEI	LLENVERZEICHNIS	9
ABKÜ	RZUNGSVERZEICHNIS	10
VORW	/ORT	14
1	DAS TŌHOKU-CHIHOU-TAIHEIYOU-OKI ERDBEBEN	15
2	DIE KERNKRAFTWERKE FUKUSHIMA	17
3	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE	20
3 3.1	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE	20
3 3.1 3.1.1	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE	20
3 3.1 3.1.1 3.1.2	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung	
 3.1.1 3.1.2 3.2 	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung AKTUELLER ANLAGENZUSTAND	
 3 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung AKTUELLER ANLAGENZUSTAND Zustand der Reaktorkerne und der Kühlsysteme	
 3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung AKTUELLER ANLAGENZUSTAND Zustand der Reaktorkerne und der Kühlsysteme	
3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 2.2.4	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF	20 20 22 22 22 23 23 23 24 24 24
3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.25	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF	20 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24
3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF	20 20 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24 24 24 24
3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6 3.2.7	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF	20 20 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24 24 24 24 25
3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6 3.2.7 3.2.8	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung AKTUELLER ANLAGENZUSTAND Zustand der Reaktorkerne und der Kühlsysteme Zustand der Reaktordruckbehälter Zustand der Containments in den Blöcken 1 - 3 Zustand der Brennelementlagerbecken in den Blöcken 1 - 4 Zustand der Reaktorgebäude der Blöcke 1 - 4 Zustand der Reaktorgebäude der Blöcke 1 - 4 Zustand der Stromversorgung Zustand des gemeinsamen Nasslagers für abgebrannte Brennelemente	20 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24 24 24 25 25
3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6 3.2.7 3.2.8 3.2.9	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE	20 22 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24 24 24 25 25 25
 3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6 3.2.7 3.2.8 3.2.9 4 	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE UNFALLABLAUF	20 22 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24 24 24 25 25 25 25 25
 3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6 3.2.7 3.2.8 3.2.9 4 4.1 	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE. UNFALLABLAUF. Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze. Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung. AKTUELLER ANLAGENZUSTAND. Zustand der Reaktorkerne und der Kühlsysteme. Zustand der Reaktordruckbehälter. Zustand der Containments in den Blöcken 1 - 3. Zustand der Brennelementlagerbecken in den Blöcken 1 - 4. Zustand der Reaktorgebäude der Blöcke 1 - 4. Zustand des Anlagengeländes. Zustand des Stromversorgung. Zustand des gemeinsamen Nasslagers für abgebrannte Brennelemente. Kurze Darstellung Situation der Blöcke 5 und 6 (Kühlung). QUELLTERM UND RADIOLOGISCHE KONSEQUENZEN.	20 22 22 22 22 23 23 23 24 24 24 24 24 24 24 25 25 25 25 25 25 25 25 25
 3 3.1 3.1.1 3.1.2 3.2 3.2.1 3.2.2 3.2.3 3.2.4 3.2.5 3.2.6 3.2.7 3.2.8 3.2.9 4 4.1 	UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE. UNFALLABLAUF. Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze. Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung. AKTUELLER ANLAGENZUSTAND. Zustand der Reaktorkerne und der Kühlsysteme. Zustand der Reaktordruckbehälter Zustand der Reaktordruckbehälter Zustand der Brennelementlagerbecken in den Blöcken 1 - 3 Zustand der Brennelementlagerbecken in den Blöcken 1 - 4 Zustand der Reaktorgebäude der Blöcke 1 - 4 Zustand des Anlagengeländes Zustand des gemeinsamen Nasslagers für abgebrannte Brennelemente Kurze Darstellung Situation der Blöcke 5 und 6 (Kühlung) QUELLTERM UND RADIOLOGISCHE KONSEQUENZEN. QUELLTERM Auf Messwerten beruhende Analysen	20 22 22 22 22 23 23 24 24 24 24 24 24 24 24 24 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25

4.2	RADIOLOGISCHE KONSEQUENZEN	41
4.2.1	Radiologische Folgen auf dem Anlagengelände	41
4.2.2	Gesundheitliche Folgen für das Personal	44
4.2.3	Umgebung	44
4.2.4	Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung	47
4.2.5	Kontamination von Trinkwasser und Nahrungsmitteln	50
4.2.6	Kontaminationen von Meerwasser	51
4.2.7	Radiologische Folgen in Europa und Nordamerika	52
4.2.8	Einstufung in die internationale Meldeskala INES	53
5	AUSLEGUNG SICHERHEITSTECHNISCH RELEVANTER SYSTEME	54
5.1	ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK	54
5.1.1	Mark I-Containment	54
5.1.2	Systeme zur Störfallbeherrschung	56
5.1.3	Energieversorgung	59
5.1.4	Nachrüstungen	64
5.1.5	Druckentlastung des Containments (Containment-Venting)	65
5.1.6	RDB-Druckentlastung (Druckabbausystem)	69
5.1.7	Bewertung der systemtechnischen Voraussetzungen	70
5.1.8	Severe Accident Management Guidelines für Mark I-Anlagen	70
5.2	AUSLEGUNG DES KERNKRAFTWERKES FUKUSHIMA DAI-ICHI GEGEN SEEBEBEN	73
5.2.1	Charakterisierung des Seebebens	74
5.2.2	Bauliche Auslegung der Anlage Fukushima	79
5.2.3	Ein scheinbar sicherer Standort Fukushima	82
5.2.4	Ein unvorhersehbares Ereignis?	85
6	ASPEKTE DER SICHERHEITSKULTUR, STAATLICHE AUFSICHT	
	UND KRISENMANAGEMENT	86
6.1	DAS REGULATORISCHE SYSTEM IN JAPAN	86
6.1.1	Die aktuelle Struktur der Aufsicht	86
6.1.2	Bewertung der japanischen Aufsicht	87
6.2	ORGANISATION DES KRISENMANAGEMENTS	88
6.2.1	Erklärung des Notstandes und Einrichtung der Krisenstäbe	88
6.2.2	Bewertung des Krisenmanagements	88
6.2.3	Information der Öffentlichkeit und der internationalen Gemeinschaft	89
6.2.4	Bewertung der Informationspolitik	89
6.2.5	Katastrophenschutzeinsatzkräfte	89
6.2.6	Bewertung der Organisation der Katastrophenschutzeinsatzkräfte	89
6.3	SICHERHEITSKULTUR IN JAPAN	90
6.3.1	Verständnis von Sicherheitskultur	90
6.3.2	Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitskultur	90
6.4	MAßNAHMEN, AUSBLICKE	90
7	MASSNAHMEN ZUR LANGFRISTIGEN EINGRENZUNG DER UNFALLFOLGEN	92
7.1	SCHUTZZIELE	92

7.2	ANLAGENSTATUS IM JULI 2011	93
7.3	STATUS ZUR REALISIERUNG AUSGEWÄHLTER MAßNAHMEN DER ROADMAP	95
7.3.1	Langfristige Kühlung des Kernbrennstoffs in den Reaktoren	95
7.3.2	Langfristige Kühlung des Kernbrennstoffs in den Brennelementlagerbecken	97
7.3.3	Vermeidung/Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre	98
7.3.4	Verhinderung/Begrenzung von Aktivitätsfreisetzung in das Grundwasser und in das Meer	98
7.3.5	Verhinderung/Begrenzung der weiteren Ausbreitung von abgelagerten radioaktiven Stoffe	99
7.3.6	Strahlenschutz zur Begleitung der im Rahmen der Roadmap auszuführenden	
	Mess-, Aufräumungs-, Installations- und Reparaturarbeiten	99
7.3.7	Erweiterung und Verbesserung des Anlagenüberwachungssystems	100
7.4	ZUSAMMENFASSENDE EINSCHÄTZUNG	100
7.5	EINSCHÄTZUNG DES STANDES DER ROADMAP IM SEPTEMBER 2011	100
7.6	LANGFRISTIGE PLÄNE FÜR DEN RÜCKBAU UND DIE ENTSORGUNG DER ANLAGE	102
8	ZUSAMMENFASSUNG UND SCHLUSSFOLGERUNGEN	103

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Abbildung 1.1:	Epizentrum des Seebebens von 11. März 2011 und Status der betroffenen japanischen Kernkraftwerke am 11. Juli 2011 (JAIF11f), vier Monate nach dem Ereignis.	16
Abbildung 2.1:	Übersicht über das Mark I-Containment (Querschnitt), (GRS11a).	18
Abbildung 3.1:	Bilder des Tsunami, wie er auf Fukushima Dai-ichi trifft	21
Abbildung 4.1:	Geschätzte Freisetzungsraten für I-131 und Cs-137 (CHI11) und Darstellung (OHA11)	26
Abbildung 4.2:	Vergleich beobachteter (OBS, kBq m ⁻² pro Tag) und berechneter Ablagerungsraten (Model, kBq m ⁻² pro Tag) (MOR11)	27
Abbildung 4.3:	Freisetzungen ausgewählter Spaltprodukte aus Block 2 laut TEPCO (NISA11)	40
Abbildung 4.4:	Freisetzungen ausgewählter Spaltprodukte aus Block 2 laut JNES/NISA (NISA11)	41
Abbildung 4.5:	A) Zeitlicher Verlauf (11. März bis 30. April 2011) der Ortsdosisleistungen (μSv/h) an den Messpunkten Haupttor, Hauptgebäude und Westtor am Standort Fukushima Dai-ichi (TEP11c). B) Positionen der Messpunkte auf dem Anlagengelände Fukushima Dai-ichi (TEP11c).	43
Abbildung 4.6:	Die räumliche Verteilung der Ortsdosisleistung (µSv/h) vom 29. April 2011 sowie die Maximal- und Minimalwerte der Cäsium-137 Konzentration im Meerwasser (Bq/l) bis zum 7. Mai 2011 und der Cäsium-137 Konzentration im Erdboden (Bq/l) bis zum 9. Mai 2011 im Umkreis von 80 km um die Anlage Fukushima Dai-ichi (JAIF11a).	45
Abbildung 4.7:	Oben: A) Zeitlicher Verlauf (15. März bis 5. Juli 2011) der Ortsdosisleistung (μ Sv/h) an ausgewählten Standorten in der Präfektur Fukushima (JAIF11a). B) Positionierung der Messpunkte in der Präfektur Fukushima. Unten: A) Zeitlicher Verlauf (14. März bis 5. Juli 2011) der Ortsdosisleistung (μ Sv/h) an ausgewählten Standorten in Japan B) Positionierung der Messpunkte in Japan (JAIF11a).	47
Abbildung 4.8:	Eine Einteilung der Evakuierungszonen um die Anlagen Fukushima Dai-ichi und Dai-ni (NISA11u).	48
Abbildung 4.9:	Zeitlicher Verlauf (16. März bis 4. April 2011) der Jod-131 Konzentration im Trinkwasser (Bq/Kg) an ausgewählten Standorten in der Präfektur Fukushima (FEQ11)	50
Abbildung 4.10:	A) Zeitlicher Verlauf (18. März bis 17. Mai 2011) der Jod-131 Konzentration im Meerwasser (Bq/I) (TEP11b, MEXT11a). B) Positionierung der Messpunkte im Meerwasser um die Anlage Fukushima Dai-ichi (IAEA11g)	52
Abbildung 4.11:	Zeitlicher Verlauf (14. März bis 30. Mai 2011) der Jod-131 Konzentration in der Atmosphäre (Bq/m ³) an ausgewählten CTBTO-Messstationen (BFS11b)	53
Abbildung 5.1:	Übersicht über das Mark I-Containment (Querschnitt), (GRS11a)	56
Abbildung 5.2:	Prinzipskizze der Systeme bei Block 1 (NISA11).	57
Abbildung 5.3:	Prinzipskizze der Systeme bei Block 1 und 2 (NISA11).	57
Abbildung 5.4:	Behelfsmäßige Gleichspannungsversorgung auf der Warte von Fukushima Dai-ichi 1+2 (TEPCO11n).	61
Abbildung 5.5:	Ventingsystem bei Block 1 (NISA11)	68

Abbildung 5.6:	Ventingsystem bei Block 2 und 3 (NISA11).	68
Abbildung 5.7:	SAG-1-Entscheidungsbaum für das Mark I-Containment (CFW08) für die Anlage Kuosheng (Taiwan, Mark III-Containment).	72
Abbildung 5.8:	Epizentrum des Seebebens vom 11. März 2011 und Lage der KKW Fukushima, Tokai und Onagawa (WIK11).	74
Abbildung 5.9:	Die Quellregion des Tōhoku Seebebens (NISA11).	75
Abbildung 5.10:	Tektonische Gegebenheiten am Japanischen Archipel (HEN11)	76
Abbildung 5.11:	Konturplot der Verschiebung (GFZ11)	76
Abbildung 5.12:	Bestimmung der Tsunami Eigenschaften (NISA11).	76
Abbildung 5.13:	Vergleich der berechneten (blau) und beobachteten (rot) Tsunami-Wellenformen für die Standorte Fukushima Dai-ichi, Onagawa und Tokai Dai-ni (NISA11u)	78
Abbildung 5.14:	Simulierte Überflutungsbereiche und -tiefen für Fukushima Dai-ichi (NISA11u).	79
Abbildung 5.15:	Auslegungshöhe des maximal zu erwartenden Wasserstandes bei der Einwirkung des Tsunami am Standort Fukushima Dai-ich TEPCO (NISA11).	80
Abbildung 5.16:	Verdeutlichung der Auslegung des Kernkraftwerks Fukushima Dai-ichi 1 bis 4 gegen Tsunami (MOH11)	81
Abbildung 5.17:	Mögliche Eindringorte und Öffnungen für das Wasser in die Hauptgebäude für Fukushima Dai-ichi (NISA11).	81
Abbildung 5.18:	Historische Überflutungsmarken und Tsunami Warnungen in der Region Tōhoku (EPS11, MOH11).	85
Abbildung 6.1:	Aufsichtsstruktur in Japan	86
Abbildung 7.1:	Schematische Darstellung der wesentlichen Zusammenhänge zwischen den Maßnahmeblöcken der Roadmap nach (TEP11d, NISA11u).	94
Abbildung 7.2:	Darstellung der externen Wasseraufbereitungsanlage für Fukushima Dai-ichi Block 1 bis 4 mit gemessenen Wasser-Volumina vom 19.07.11 (TEP11o).	95

TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle 1.1:	Kurzbeschreibung der Anlagen Tokai, Higashi-Dori und Onagawa	. 15
Tabelle 2.1:	Daten der Anlage Fukushima Dai-ichi (GE: General Electric, heute GE Hitachi Nuclear Energy)	. 18
Tabelle 2.2:	Daten der Anlage Fukushima Dai-ni (GE: General Electric, heute GE Hitachi Nuclear Energy)	. 19
Tabelle 2.3:	Kern und Reaktordruckbehälter (RDB) der Blöcke 1 - 4 der Anlage Fukushima Dai-ichi	. 19
Tabelle 4.1:	Nuklidanalysen der angesammelten Wassermengen (NISA11).	. 29
Tabelle 4.2:	Freisetzungsanteile für bestimmte Nuklidklassen (NISA11).	. 31
Tabelle 4.3:	Berechnete Freisetzungsmengen in der Frühphase des Unfalls (NISA11)	. 31
Tabelle 4.4:	Vergleich der Unfallablaufanalysen Fukushima und SWR-69	. 38
Tabelle 4.5:	Vergleich der Freisetzungsanteile aus verschiedenen Analysen.	. 39
Tabelle 4.6	Vergleich von mittels Unfallablaufanalysen und über Freisetzungsfaktoren ermittelter Freisetzungsanteile.	. 39
Tabelle 4.7:	Übersicht über einige charakteristische Dosis- und Grenzwerte (BFS11a).	. 43
Tabelle 4.8:	Strahlenexposition über 100 mSv bei Beschäftigten in Fukushima (TEP11a)	. 44
Tabelle 4.9:	Eingreifrichtwerte im Katastrophenschutz in Deutschland (SSK04)	. 49
Tabelle 4.10:	Kontaminationsgrenzwerte für japanische Nahrungsmittel. Die Werte gelten in Japan (MHLW11a) und in der EU. Zur Orientierung sind die alten Grenzwerte für Katastrophenfälle in der EU in Klammern gesetzt (BMELV11).	. 51
Tabelle 5.1:	Anzahl und Lage der Notstromdiesel in Fukushima Dai-ichi	. 60
Tabelle 5.2:	Einfluss der durch den Tsunami bedingten Überflutung der Notstromverteiler (M/C, P/C), Notstromgeneratoren (D/G) und Gleichspannungsverteiler (DC) der sechs Blöcke von Fukushima Dai-ichi (NISA11u)	. 63
Tabelle 5.3:	Übersicht über die in Fukushima Dai-ichi zur Beherrschung schwerer Störfälle durchgeführten Nachrüstmaßnahmen.	. 65
Tabelle 5.4:	Zusammenfassung der Erdbebenparameter vom 11. März 2011 vor der japanischen Ostküste	. 75
Tabelle 5.5:	Zusammenfassung der Tsunamiparameter vom 11. März 2011 vor der japanischen Ostküste	. 77
Tabelle 5.6:	Entfernung vom Epizentrum des Seebebens vom 11. März 2011 zu verschiedenen Orten/Standorten und ergänzende Auslegungsdaten (NISA11).	. 78
Tabelle 5.7:	Beispiele historischer Tsunami-Daten (NOEG11).	. 80
Tabelle 5.8:	Gemessene Beschleunigungswerte am Standort Fukushima Dai-ichi (NISA11)	. 82
Tabelle 5.9:	Eintretenswahrscheinlichkeit eines Erdbebens größer als Shindo 6 (Referenzerdbeben gemäß japanischem Regelwerk) für die zeitliche Periode der nächsten 30 Jahre, Stand JMA, Januar 2011 (EPS11).	. 84

ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

AC	Wechselstrom (engl.: alternating current)
ACNRE	Advisory Committee for Natural Resources and Energy
ADE	Automatisches Druckentlastungssystem
ADS	Automatic Depressurization System
AEC	Atomic Energy Commission
ALARA	As low as reasonably achievable
ANRE	Agency for Natural Resources and Energy
ATWS	Anticipated transient without scram
BE	Brennelement
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMELV	Bundesministerium für Ernährung, Landwirtschaft und Verbraucherschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Bq	Becquerel
BWR	Boiling Water Reactor
BWROG	Boiling Water Reactor Owner's Group
CCS	Containment Cooling System
CFR	Code of Federal Regulations
cpm	counts per minute
Cs	Cäsium
CS	Core Spray System
Csl	Cäsiumjodid
CsOH	Cäsiumhydroxid
СТВТО	Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization
D/G	Dieselgenerator
D2 Netz	2. Ebene der Notstromversorgung durch die Notspeisediesel
DC	Batterie-/Gleichstrom (engl.: direct current)
ECCS	Emergency Core Cooling System
EMS	Europäische Makroseismische Skala
ESE	East-South-East
EOP	Emergency Operating Procedures
EU	Europäische Union
EVA	Einwirkungen von Außen
EVV	Entlastungsvorsteuerventil
FAO	Food and Agriculture Organization der Vereinten Nationen
FCS	Flammability Control System
FD-Leitung	Frischdampfleitung
FSF-b	Freisetzungsfaktoren best
FSF-w	Freisetzungsfaktoren worst
GE	General Electric

GPS	Global Positioning System
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Anlagensicherheit (GRS) mbH
HD-Fall	Hochdruckfall
HPCI	High Pressure Coolant Injection System (Hochdruckeinspeisesystem)
HPCS	High Pressure Core Spray System (Hochdruck-Kernsprühsystem)
I	bol
IAEA	International Atomic Energy Agency
IC	Isolation-Condenser
ILRT	Integrated Leak Rate Test
INES	International Nuclear Event Scale
INSAG	International Nuclear Safety Group
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
JAIF	Japan Atomic Industrial Forum
JMA	Japan Meteriological Agency
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization
JSCE	Japan Society of Civil Engineering
JST	Japan Science and Technology Agency
JST	Japan Standard Time
KKP-1	Kernkraftwerk Philippsburg Block 1
KKW	Kernkraftwerk
Koka	Kondensationskammer
LKW	Lastkraftwagen
LPCI	Low Pressure Coolant Injection
M/C	Im Zusammenhang mit den Anlagen in Fukushima: Wechselstromschiene
MAAP	Modular Accident Analysis Program (Rechencode)
MDRIR	Minimum Debris Retention Injection Rate
MDSL	Minimum Debris Submergence Level
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases (Rechencode)
METI	Ministry of Economy, Trade and Industry
MEXT	Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology
MEZ	Mitteleuropäische Zeit
MHLW	Ministry of Health, Labour and Welfare
MOX	Mischoxid
MPa	Megapascal

MPSPCWL	Maximum Pressure Suppression Primary Containment Water Level
MUWCS	Make-Up Water Condensate System
NHB	Notfallhandbuch
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency
NISS	Nuclear and Industrial Safety Subcommittee
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NSC	Nuclear Safety Commission
NUREG	Nuclear Regulatory Guide
ODL	Ortsdosisleistung
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
P/C	Im Zusammenhang mit den Anlagen in Fukushima: Wechselstromschiene
PCV	Sicherheitsbehälter (engl.: Primary Containment Vessel)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
psi	Pound-force per square inch
PSP	Pressure Suppression Pressure
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System (Hochdrucknachspeisesystem)
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RG-Dach	Reaktorgebäude-Dach
RHR	Residual Heat Removal System
S+E-Ventil	Sicherheits- und Entlastungsventil
SAG	Severe Accident Guide
SAMG	Severe Accident Management Guideline
SAR	Steuerstabantriebsraum
SBGT	Standby Gas Treatment System (siehe auch SGTS)
SBO	Station Blackout
SGTS	Standby Gas Treatment System (siehe auch SBGT)
SHB	Sicherheitsbehälter
SHC	Reactor Shutdown Cooling System
SLC	Standby Liquid Control System
SRV	Safety Relief Valves
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
Sv	Sievert (SI-Einheit Strahlendosis)
SVV	Sicherheitsvorsteuerventil
SWR-69	Siedewasserreaktor Baulinie 69 (AEG/KWU)
TEPCO	Tokyo Electric Power Company

USA	United States of America
USUS	Unabhängiges Störfall- und Sabotageschutzsystem (Kernkraftwerk Philippsburg I)
UTC	Universal Time Coordinated (koordinierte Weltzeit, UTC+1h entspricht Mitteleuropäi- scher Zeit, MEZ)
ZUP	Zwangsumwälzpumpe

VORWORT

Unmittelbar nachdem am 11. März 2011, als die Bilder und Meldungen vom Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi in alle Welt ausgestrahlt wurden, hat das Bundesamt für Strahlenschutz eine interne Expertengruppe aus Ingenieuren, Physikern, Mathematikern und anderen Experten eingesetzt, um die Öffentlichkeit umfassend über die Gründe dieser Katastrophe, die Lage und die Konsequenzen für die betroffenen Standorte informieren zu können. Hierzu sind beim Bundesamt für Strahlenschutz eine Vielzahl von Anfragen sowohl von Bürgern als auch Institutionen eingegangen, deren Antworten sich in den vom BfS erstellten Sonderseiten im Internet widerspiegeln (BFS11a).

Nach der intensiven Beschäftigung mit der nuklearen Katastrophe hat sich das Bundesamt für Strahlenschutz entschieden, einen umfassenden Bericht über die Ursachen, Hindergründe und Konsequenzen zu veröffentlichen.

Der vorliegende Bericht beschäftigt sich ausführlich mit dem Tohoku-Chihou-Taiheiyou-Oki Erdbeben (so der offizielle Name), dem Unfallgeschehen des Kernkraftwerks Fukushima Dai-ichi und seinen Folgen.

Ziel des Berichtes ist es, ein Verständnis dafür zu entwickeln, wie es im Einzelnen zu dem Unfall und seinen Folgen kommen konnte. Auch sollen in diesem Bericht die Grundlagen für eine spätere vertiefte Analyse der strahlenschutztechnischen Konsequenzen gelegt werden.

Auf der Grundlage des Regierungsberichtes der Japanischen Administration an die Internationale Atomenergieagentur (IAEA) vom Juni 2011 und deren Ergänzung vom September 2011 sowie einer Vielzahl weiterer offizieller Quellen, wie der OECD/NEA, internationaler Aufsichtsbehörden und Gutachterorganisationen sowie Pressemitteilungen des betroffenen Betreibers TEPCO, werden alle relevanten Informationen hierzu zusammengestellt.

Dieser Bericht ist vorwiegend in der zweiten Jahreshälfte 2011 entstanden und berücksichtigt Quellen bis Dezember 2011. Er befasst sich in seinem Schwerpunkt mit den Abläufen im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi, die schließlich zu den Kernzerstörungen in und zu den Freisetzungen aus den Reaktoren der Blöcke 1 - 4 geführt haben. Insgesamt wird geschätzt, dass praktisch das gesamte Inventar an radioaktiven Edelgasen und einige Prozent an flüchtigen Radionukliden freigesetzt worden sind. Hierzu gibt der Bericht eine eigene Abschätzung der Quellterme. Auch die bisher in den Quellen genannten radiologischen Konsequenzen werden beschrieben. Mit einem Erdbeben dieser Größenordnung in dem betroffenen Gebiet hatten Seismologen trotz einer systematischen seismographischen Überwachung seit 1896 und sehr gut dokumentierter, mehr als tausendjähriger Erdbebengeschichte nicht gerechnet. Experten, die vor Errichtung der Kernkraftwerke in Fukushima konsultiert wurden, hielten ein solches Ereignis für praktisch ausgeschlossen. Wie es zu einer solchen Einschätzung kommen konnte, wird in dem vorliegen Bericht ausführlich diskutiert. Zusätzlich wird in einem eigenen Kapitel der Einfluss des Sicherheitsmanagements und der Sicherheitskultur auf das Ereignis beschrieben.

1 DAS TÕHOKU-CHIHOU-TAIHEIYOU-OKI ERDBEBEN

Die Region Tōhoku liegt im Norden der japanischen Hauptinsel Honshu und besteht aus sechs Präfekturen, im Norden Aomori, Akita, Iwate und Miyagi sowie im Süden Yamagata und Fukushima. Die Region hat eine Fläche von ca. 66.889,55 km² und wird von etwa 9,3 Mio. Einwohnern (Stand: 1. Februar 2011) bewohnt. Die größte Stadt in Tōhoku ist Sendai, die Hauptstadt der Präfektur Miyagi.

Am 11. März 2011 um 14:46 Uhr Ortszeit¹ (Japan Standard Time, JST) ereignete sich vor der Nordostküste der japanischen Hauptinsel Honshu ein Erdbeben mit der Magnitude 9. Das sogenannte TÕHOKU-CHIHOU-TAIHEIYOU-OKI Erdbeben (kurz Tōhoku Erdbeben) war die viertstärkste jemals auf der Erde registrierte seismische Erschütterung und stärker als alle zuvor in Japan gemessenen. Weniger als eine Stunde später erreichte eine riesige Tsunamiwelle die Region.

Die damit hervorgerufenen Konsequenzen riefen weltweit Betroffenheit hervor (HEN11).

Aufgrund der Tragödie gab es nach Angaben der japanischen Regierung mehr als 20.000 Tote und Vermisste zu beklagen. Mehr als 320.000 Menschen mussten sofort in Notunterkünften untergebracht werden (NISA11). Das Gesamtausmaß der Schäden durch das Seebeben wird durch folgende Fakten deutlich:

- Mehr als 560 km² Festland wurden durch den Tsunami überflutet,
- mehr als 470.000 Gebäude wurden schwer beschädigt oder zerstört, davon ca. 18.000 Gebäude öffentlicher Einrichtungen,
- mehr als 4000 Straßen und 6.600 Bahnverbindungen wurden zerstört oder unbrauchbar,
- mehr als 460.000 Haushalte waren ohne Gasversorgung, ca. 4.000.000 Haushalte ohne Strom sowie 2.300.000 Haushalte ohne Trinkwasser landesweit,
- mehr als 800.000 Telefonleitungen waren nicht verfügbar,
- an mehr als 120 Stellen wurden erhebliche Landrutsche, Dammbrüche und Bodenverschiebungen festgestellt.

Im unmittelbaren Einwirkungsbereich dieser Naturkatastrophe liegen fünf der insgesamt 17 japanischen Kernkraftwerksstandorte, und damit 15 der insgesamt 54 japanischen Reaktoren. Dabei handelt es sich um die Standorte Higashi-Dori (ein Reaktorblock), Onagawa (drei Reaktorblöcke), Fukushima Dai-ichi (sechs Reaktorblöcke), Fukushima Dai-ni (vier Reaktorblöcke) und Tokai (ein Reaktorblock). Die Tabellen 1.1 bis 2.3 geben eine Kurzbeschreibung der Anlagen gemäß (NISA11).

Anlage	Typ und Anzahl der Reaktoren und des Containmentmodells	Leistung	Betreiber	Baujahr
Higashi- Dori	Block 1: BWR 5, Mark-I (SWR)	1100 MWe	Tōhoku Electric Power Company	2000 - 2005
Onagawa	Block 1: BWR 4, Mark-I (SWR) Block 2: BWR 5, Mark-I+ (SWR) Block 2: BWR 5, Mark-I+ (SWR)	525 MWe 825 MWe 825 MWe	Tokio Elektric Power Company	1979 - 1984 1986 - 1995 1996 - 2002
Tokai Dai- ni	Block 2: BWR 5, Mark-II	1100 MWe	Japan Atomic Power Company	1973 - 1978

Tabelle 1.1: Kurzbeschreibung der Anlagen Tokai, Higashi-Dori und Onagawa.

BWR: Boiling Water Reactor; SWR: Siedewasserreaktor

¹ JST: acht Stunden vor MEZ

Am schwersten betroffen war der Standort Fukushima Dai-ichi. Hier kam es in den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3 zu partiellen Kernschmelzen und Wasserstoffexplosionen, die erhebliche Teile und Einrichtungen der Blöcke zerstörten oder beschädigten. Das Gebäude des Blocks 4 wurde ebenfalls durch eine Wasserstoffexplosion beschädigt. Diese Ereignisse führten zu einer vollständigen Zerstörung der vier Anlagen und zu einer massiven Freisetzung von Radioaktivität mit den bekannten Folgen für Mensch und Umwelt. Neben dem Ereignis in Tschernobyl ist dies das zweite Ereignis in der Geschichte der Kernkraft, das gemäß der Richtlinie der Internationalen Atomaufsichtsbehörde IAEA die INES-Einstufung 7 erhielt.

Die Blöcke 5 und 6 der Anlage Fukushima Dai-ichi konnten, ebenso wie die Blöcke 1 bis 4 der Anlage Fukushima Dai-ichi ni einen sicheren Zustand gebracht werden. Weitere Einzelheiten zum Unfallablauf in Fukushima Dai-ichi werden in <u>Kapitel 3</u> angegeben, einen kurzen Überblick über die Kernkraftwerke Fukushima Dai-ichi und Dai-ni gibt das <u>Kapitel 2</u> (vgl. auch Abb. 1.1).



Rot: Unfall durch Tsunami; Blau: Im sicheren Zustand, unterkritisch kalt, betroffen durch Tsunami; Grün: Anlage in Revision; Magenta: Stillstand zwecks Inspektion; Schwarz: Abgeschaltet auf Anweisung der Regierung; Orange: In Betrieb

Abbildung 1.1: Epizentrum des Seebebens von 11. März 2011 und Status der betroffenen japanischen Kernkraftwerke am 11. Juli 2011 (JAIF11f), vier Monate nach dem Ereignis.

Ebenso konnten die übrigen drei im Einwirkungsbereich der Naturkatastrophe gelegenen Kernkraftwerke Onagawa, Tokai Dai-ni und Higashi-Dori in einen sicheren Zustand gebracht werden. In diesen Anlagen waren keine oder nur geringe Schäden durch das Erdbeben und den Tsunami zu verzeichnen.

Im Folgenden wird der in diesen Anlagen durch die Einwirkung der Naturkatastrophe bedingte Ereignisablauf kurz beschrieben.

Onagawa: Zum Zeitpunkt des Erdbebens befanden sich die Blöcke 1 und 3 der Anlage Onagawa im Leistungsbetrieb und der Block 2 in der Vorbereitung des Wiederanfahrens nach einem Revisionsstillstand, ab 14:00 Uhr am 11. März 2011 wurden die ersten Steuerstäbe gezogen. Durch die seismische Instrumentierung wurde mit dem Erdbeben in allen drei Blöcken Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Der auf das Erdbeben folgende Tsunami hatte keine Auswirkungen auf die Sicherheitssysteme der Blöcke 1 und 2, bei Block 3 wurde ein Strang des Nachwärmeabfuhrsystems (RHR), das Hochdruck-Kernsprühsystem (HPCS) und einer von zwei Notstromdieselgeneratoren sowie der zum Antrieb des HPCS vorgehaltene Diesel durch Überflutung der zugehörigen Nebenkühlwasserpumpen außer Betrieb gesetzt. Durch die verbleibenden Stränge des Nachwärmeabfuhrsystems war eine ausreichende Kühlung des Kerns sichergestellt, zur Einspeisung stand weiterhin das Hochdrucknachspeisesystem (RCIC) zur Verfügung. Der Bericht der japanischen Regierung (NISA11u) kommt zu dem Schluss, dass im Bereich der seewasserseitigen Nebenkühlwasserpumpen kein ausreichender Überflutungsschutz gegeben war. Darüber hinaus kam es infolge des Erdbebens zu einem Brand an Schaltanlagen im Maschinenhaus von Block 1, die aber vor Ort gelöscht werden konnten. Die Funktion von Sicherheitssystemen war hiervon nicht beeinträchtigt.

- Tokai Dai-ni: Der einzige aktive Reaktorblock der Anlage Tokai Dai-ni befand sich zum Zeitpunkt des Erdbebens im Leistungsbetrieb. Aufgrund der Erschütterungen wurde eine Turbinenschnellabschaltung durch die Schwingungsüberwachung des Turbosatzes ausgelöst, was ein Reaktorschnellabschaltsignal infolge des dadurch ausgelösten Frischdampf-Durchdringungsabschlussses nach sich zog. Circa eine Sekunde später löste auch die seismische Instrumentierung ein Reaktorschnellabschaltsignal aus. Die Notkühl- und -einspeisesysteme wurden aufgrund des Verlustes der Netzanbindung durch die zwei auf dem Anlagengelände befindlichen Notstromdiesel versorgt. Infolge des Tsunami wurde am 11. März 2011 gegen 19:25 Uhr einer der Notstromdiesel von Hand außer Betrieb gesetzt, der mit diesem Diesel assoziierte Strang des Nachwärmeabfuhrsystems (RHR) ging dadurch ebenfalls verloren. Ursache war die Überflutung der seeseitigen Nebenkühlwasserversorgung des Diesels. Die Nachkühlung war jedoch durch den verbleibenden Notstromdiesel und den zugehörigen Strang des Nachwärmeabfuhrsystems bis zur Wiederherstellung der Netzanbindung am 13. März um 19.37 Uhr sichergestellt; für die Einspeisung standen die beiden Hochdruckeinspeise- und -nachspeisesysteme (RCIC, HPCS) zur Verfügung. Zum Zeitpunkt des Erdbebens waren im Dezember 2008 begonnene Arbeiten zur Verbesserung des Schutzes gegen Tsunami noch im Gange. Auch wenn die Höhe des Tsunami am Standort knapp unter der im Rahmen dieser Nachrüstungen geplanten Auslegungshöhe lag, konnte durch noch nicht abgedichtete Gebäudedurchdringungen Wasser eintreten und die Nebenkühlwasseranlagen beschädigen.
- **Higashi-Dori:** Die Anlage Higashi-Dori befand sich zum Zeitpunkt des Erdbebens im Revisionsstillstand, der Reaktorkern war komplett entladen und befand sich im Brennelement-Lagerbecken. Durch das Erdbeben trat infolge des Verlustes der Netzanbindung der Notstromfall ein. Über eine Beeinträchtigung der Sicherheitssysteme durch den Tsunami liegen keine Berichte vor.

Die <u>Abb. 1.1</u> zeigt den Status der betroffenen japanischen Reaktoren vier Monate nach dem Ereignis (JAIFf) und <u>Tab. 1.1</u> gibt eine Kurzbeschreibung der Anlagen Tokai, Higashi-Dori und Onagawa.

2 DIE KERNKRAFTWERKE FUKUSHIMA

Unter der Standortbezeichnung Fukushima werden zwei Kernkraftwerke an unterschiedlichen Standorten in Japan geführt: die Anlage Fukushima-Dai-ichi (oder Fukushima I) und Fukushima Dai-ni (oder Fukushima II). Die Blöcke 1 - 4 der Anlage Dai-ichi befinden sich in der Ortschaft Okuma, die etwa 500 m entfernt liegenden Blöcke 5 - 6 gehören zum Gebiet der Ortschaft Futaba. Etwa 10 km weiter südlich auf dem Gebiet der Stadt Tomioka liegt die Anlage Fukushima Dai-ni mit vier Reaktorblöcken. Die Kraftwerksstandorte Fukushima Dai-ichi und Dai-ni gehören zum Landkreis Futaba in der Präfektur Fukushima.

Beide Kraftwerke liegen unmittelbar an der Küste zum Pazifik. Das Haupt- und Nebenkühlwasser der äußeren Kühlkreisläufe zur Versorgung der Turbinenkondensatoren und zur Versorgung der Not- und Nachkühlkette sowie zur Aggregatkühlung wird direkt aus dem Meer bezogen. Da das Meer die alleinige Wärmesenke zur Abfuhr der im Kraftwerk anfallenden Wärme darstellt, sind Kühltürme an beiden Standorten nicht vorhanden. Bei allen Reaktorblöcken der Anlagen Fukushima handelt es sich um Siedewasserreaktoren mit einem Kühlkreislauf, welche in Sicherheitsbehältern mit Druckabbausystem (Kondensationskammer mit Wasservorlage) untergebracht sind. Die <u>Abbildung 2.1</u> zeigt eine schematische Darstellung des Reaktorgebäudes mit dem Sicherheitsbehälter.



Abbildung 2.1: Übersicht über das Mark I-Containment (Querschnitt), (GRS11a).

Die Kernkraftwerke Fukushima werden von der Tokyo Electric Power Company (TEPCO) betrieben. Neben den Kernkraftwerken Fukushima (Fukushima Dai-ichi und Dai-ni) ist TEPCO der Betreiber von einem weiteren Kernkraftwerk (Kashiwazaki-Kariwa) und betreibt damit insgesamt 17 Kernkraftwerksblöcke mit einer Gesamtleistung von ca. 17.308 MW. Neben den Kernkraftwerken betreibt TEPCO 160 Wasserkraftwerke (8.987 MW), 25 thermische Kraftwerke (38.189 MW) mit Kohle-, Öl- und Gasfeuerung sowie eine Windkraftanlage (0,5 MW). Im Jahr 2011 betrug die Gesamtleistung aller Anlagen zur Energieerzeugung 64,988 GW (TEP11I). Darüber hinaus besitzt und betreibt TEPCO Teile des japanischen Übertragungsnetzes. TEPCO ist das größte Energieversorgungsunternehmen Japans mit einem Jahresumsatz von 64,6 Milliarden US-Dollar im Bilanzjahr 2011, welches am 31.03.2011 endete. Die größte in der Unternehmensgeschichte eingespeiste Nettoleistung betrug 64,3 GW (vgl. dies mit der Spitzenlast im deutschen Verbundnetz von ca. 78,5 GW) im Jahr 2001 (TEP11m). Die folgenden Tabellen geben einen Überblick über die wichtigsten Anlagenparameter der Kernkraftwerke Fukushima Dai-ichi und Dai-ni (IAEA-PRIS und (OECD82)).

Fukushima Dai-ichi	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4	Block 5	Block 6
elektrische Nettoleistung (MW)	460	784	784	784	784	1100
thermische Reaktor- leistung (MW)	1380	2380	2380	2380	2380	3293
Baubeginn	1967	1969	1970	1973	1972	1973
erste Netz- synchronisation	1970	1973	1974	1978	1977	1979

Tabelle 2.1: Daten der	Anlage Fukushima I	Dai-ichi (GE: G	General Electric.	heute GE Hitachi	Nuclear Energy).
	/ unage i anaoinna i		Donionan Endourio ,		

Fukushima Dai-ichi	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4	Block 5	Block 6
Herstellerkonsortium des nukl. Systems	GE/Toshiba	GE/Toshiba	Toshiba	Hitachi	Toshiba	GE
Reaktormodell	GE BWR 3	GE BWR 4			GE BWR 5	
Containmentmodell	Mark I					Mark II

Tabelle 2.2: Daten der Anlage Fukushima Dai-ni (GE: General Electric, heute GE Hitachi Nuclear Energy).

Fukushima Dai-ni	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4	
elektrische Nettoleistung (MW)	1100	1100	1100	1100	
thermische Reaktorleistung (MW)	3293	3293	3293	3293	
Baubeginn	1976	1979	1981	1981	
erste Netzsynchronisation	1981	1983	1984	1986	
Herstellerkonsortium des nukl. Systems	Toshiba	Toshiba	Toshiba	Toshiba	
Reaktormodell	GE BWR 5				
Containmentmodell	Mark II	Mark II Advanced			

Da der vorliegende Bericht seinen Schwerpunkt auf das Unfallgeschehen in den Blöcken 1 - 4 der Anlage Fukushima Dai-ichi legt, beschränkt sich die folgende Tabelle 2.3 mit einigen Daten zur Auslegung des Kerns und des Reaktordruckbehälters (RDB) auf diese Blöcke.

Tabelle 2.3: Kern und Reaktordruckbehälte	er (RDB) der Blöcke 1	1 - 4 der Anlage Fukushima	Dai-ichi.
---	-----------------------	----------------------------	-----------

Fukushima Dai-ichi	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4
Höhe Reaktorkern (m)	3,66	3,71	3,71	3,71
Durchmesser Kern (m)	3,44	4,03	4,03	4,03
Höhe RDB (m)	19	22	22	22
Innendurchmesser RDB (m)	4,8	5,5	5,5	5,5
Wanddicke RDB (mm)	160	160	160	160
RDB-Material	niedriglegierter Stahl	niedriglegierter Stahl	niedriglegierter Stahl	niedriglegierter Stahl
RDB-Plattierung	Austenit	Austenit	Austenit	Austenit
Betriebsdruck RDB (bar)	70,3	70,7	70,7	70,7

Fukushima Dai-ichi	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4
Zwangsumwälzpumpen An- zahl/Leistung (MW)	2	2	2	2
Anzahl Brennelemente	400	548	548	548
Brennstab-Hüllrohr	Zirkaloy 2	Zirkaloy 2	Zirkaloy 2	Zirkaloy 2
Brennstoff/Anreicherung	Urandioxid	Urandioxid	Urandioxid/MOX	Urandioxid
Brennstoffinventar (Schwermetall)	69	94	94	94
Anzahl Steuerstäbe	97	137	137	137
Absorbermaterial der Steuer- stäbe	Borcarbid und Hafnium	Borcarbid und Hafnium	Borcarbid und Hafnium	Borcarbid und Hafnium

3 UNFALLABLAUF UND AKTUELLER ZUSTAND DER ANLAGE

Unter der Standortbezeichnung Fukushima werden in Japan zwei Kernkraftwerke an verschiedenen Standorten geführt: Fukushima Dai-ichi mit 6 Reaktorblöcken und Fukushima Dai-ni mit 4 Reaktorblöcken. Am Standort Fukushima Dai-ichi befindet sich ebenfalls ein gemeinsames Zwischenlager für die abgebrannten Brennelemente aller 6 Reaktorblöcke. Im Weiteren wird der Unfallablauf und der aktuelle Anlagenzustand der Anlage Fukushima Dai-ichi beschrieben, da sich die Situation in Fukushima Dai-ni und in den anderen, im Erdbebengebiet befindlichen und ebenfalls von der Flutwelle getroffenen Kernkraftwerksstandorten (Fukushima, Onagawa, Tokai) im Wesentlichen einige Tage nach dem Tsunami stabilisierte und sichere Anlagenzustände erreicht wurden. Der kerntechnische Unfall, eingestuft in Stufe 7 der internationalen Bewertungsskala INES, ereignete sich am Standort Fukushima Dai-ichi. Ein Überblick über die technischen Merkmale der Reaktoren am Standort Fukushima Dai-ichi wird in Tabelle 2.1 in Kapitel 2 gegeben.

3.1 UNFALLABLAUF

Die nachfolgende Beschreibung des Unfallablaufes beruht im Wesentlichen auf den Pressemitteilungen von TEPCO und der IAEA in den ersten Tagen nach dem Erdbeben sowie auf dem Bericht der japanischen Regierung vom Juni 2011 (NISA11).

Zum Zeitpunkt des Erdbebens am 11.03.2011, um 14.46 Uhr, waren in Fukushima Dai-ichi die Blöcke 1 bis 3 in Betrieb, die Blöcke 4 bis 6 außer Betrieb (Revisionsstillstand). Die Brennelemente im Block 4 waren aus dem Reaktor entladen und befanden sich vollständig im Brennelementlagerbecken innerhalb des Reaktorgebäudes. Die Reaktoren der Blöcke 5 und 6 waren in Vorbereitung des Wiederanfahrens nach der Revision bereits wieder beladen.

In den drei in Betrieb befindlichen Reaktoren wurden infolge des Erdbebens durch die seismische Überwachung Reaktorschnellabschaltungen ausgelöst. Durch das Erdbeben brach auch die externe Stromversorgung für das gesamte Kraftwerksgelände zusammen, so dass die für die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher vorgesehenen Notstrom-Dieselaggregate der einzelnen Blöcke starteten und die Versorgung übernahmen. In Block 4 konnte nur eines von zwei vorhandenen Dieselaggregaten gestartet werden, da sich das andere in Inspektion befand.

Nach weniger als einer Stunde trafen in kurzem Abstand um 15:27 Uhr und 15:35 Uhr zwei Tsunamiwellen auf die Küstenregion und überschwemmten das Anlagengelände. Die maximale Höhe der 2. Welle wurde mit ca. 14 m abgeschätzt und übertraf damit die Auslegungswellenhöhe des seeseitigen Schutzwalls des Anlagengeländes von 5,7 m um mehr als das Doppelte.

Die Überflutung der Dieselaggregate selbst, der Notstrom-Schaltanlagen und der Kühlwassersysteme für die Notstromdieselaggregate führten dann ab 15:36 Uhr mit wenigen Minuten Abstand in allen Blöcken (1 bis 4) zum Ausfall der in Betrieb befindlichen Notstromdieselaggregate. Lediglich ein auf einem höheren Geländeniveau befindliches, luftgekühltes Notstromdieselaggregat des Blockes 6 blieb in Betrieb, welches später (ab 13.03.2011) auch für die Stromversorgung des Blockes 5 herangezogen wurde. In den einzelnen Blöcken fielen damit auch die aus den Notstromnetzen gespeisten sicherheitstechnisch wichtigen Wechselstrom-Verbraucher aus, wie z. B. die Pumpen der Nachkühlketten oder des Brennelementbecken-Kühlsystems. Lediglich das Sicherheitskühlsystem im Block 1 (passiver Isolationskondensator außerhalb des Containments) und die mit Frischdampf angetriebenen Sicherheitskühlsysteme (Hochdruckeinspeisesystem HPCI und Hochdrucknachspeisesystem RCIC) jeweils im Block 2 und im Block 3 wurden vor Ausfall der Notstromnetze gestartet und standen auch noch nach dem Tsunami für unterschiedliche Zeiträume zur Verfügung. Jedoch konnte auch durch diese noch zur Verfügung stehenden Notkühlsysteme keine langfristig ausreichende Kühlung der Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 gewährleistet werden. Die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens (BE-Becken) im Block 4 war mit Ausfall der Notstromversorgung komplett eingestellt. Eine detaillierte Beschreibung der in den einzelnen Blöcken vorhandenen Sicherheitsteileinrichtungen ist im Abschnitt 5.1.2 enthalten. Da für die Blöcke 5 und 6 noch ein Dieselgenerator zur Verfügung stand und ein katastrophaler Verlauf dadurch verhindert werden konnte, konzentriert sich die weitere Unfallablaufbeschreibung auf die Blöcke 1 bis 4.



Aufgenommen am 11. März 2011 zwischen 15:42 Uhr und 15:57 Uhr, vom 4. Stock der Nordseite der Abfallkonditionierungsanlage (TEPCO).

Abbildung 3.1: Bilder des Tsunami, wie er auf Fukushima Dai-ichi trifft.

3.1.1 Ausfall der Kernkühlung und Kernschmelze

Durch den Ausfall aller mit Wechselstrom gespeisten Verbraucher, insbesondere der Nebenkühlwasserpumpen aufgrund des Station Blackouts, d. h. des Ausfalls der externen Stromversorgung und der Notstromdieselaggregate, existierte keine geschlossene Nachkühlkette mehr, über die die Nachwärme aus den Reaktoren 1 bis 3 bis zur Hauptwärmesenke, der Meerwasserkühlung abgeleitet wurde. Der Betreiber hat bereits eine Stunde nach dem Tsunami alle Notkühlsysteme für den Block 1 als nicht verfügbar erklärt. Eine zwischenzeitliche Notfallmaßnahme bestand in dem Einspeisen von Feuerlöschwasser über eine dieselgetriebene Feuerlöschpumpe in den Isolationskondensator, bis diese Pumpe nach einigen Stunden auch ausfiel.

Im Block 2 wurde die Kühlung des Reaktorkerns längere Zeit durch den Betrieb des Hochdrucknachspeisesystems (RCIC) aufrechterhalten, am Anfang noch durch Einspeisung von kaltem Kondensat aus den Kondensatvorratsbehältern und später dann nur noch im Umwälzbetrieb mit aufgeheiztem Wasser aus der Kondensationskammer. Dieses System stand bis zum 14.03., 13:25 Uhr zur Verfügung (ca. 3 Tage nach dem Erdbeben).

In den Blöcken 1 und 2 kam es ca. 10 Minuten nach dem Eintreffen des Tsunami neben dem Station Blackout zusätzlich zum Ausfall der batteriegepufferten Gleichstromversorgung der Warteninstrumentierung (vgl. <u>Abschnitt</u> <u>5.1.3</u>). Da Teile der Warteninstrumentierung nicht mehr zur Verfügung standen, herrschte z. B. in Block 1 Unklarheit über die Ventilstellung des Isolationskondensators und den Wasserstand im Reaktordruckbehälter.

Im Block 3 wurde ebenfalls über einen längeren Zeitraum der Reaktor mit dem Hochdrucknachspeisesystem (RCIC) gekühlt, bis dieses nach ca. 20 Stunden aus ungeklärter Ursache ausfiel. Aufgrund des nachfolgenden Füllstandsabfalls im Reaktor wurde das Hochdruckeinspeisesystem (HPCI) automatisch gestartet. Nach ca. 14 Stunden Betrieb fiel die Batterie-Stromversorgung aus und das Hochdruckeinspeisesystem schaltete sich ab.

Eine weitere Kühlmöglichkeit für die Reaktoren 1 bis 3 wurde mit der Einspeisung zuerst von Frischwasser und, nachdem die Frischwasserreserven (Feuerlöschwasser- und Kondensatvorratsbehälter) aufgebraucht waren, von Meerwasser über die dieselgetriebenen Feuerlöschpumpen in Angriff genommen (Notfallmaßnahme). Diese Maßnahme wurde realisiert, nachdem die o.g. Notkühlsysteme aufgrund unterschiedlicher Ursachen ausgefallen waren. Allerdings gab es hierbei Verzögerungen, die auf die Auswirkungen des Erdbebens auf die Anlage und das Anlagengelände (z. B. nicht befahrbare Straßen, versperrte Wege, erdbebenbedingte Wasserverluste aus Tanks usw.) zurückzuführen waren. Für mehrere Stunden nach Ausfall der Notkühlsysteme bis zum Beginn der Einspeisung von Frischwasser bzw. Meerwasser war deshalb keine Kühlung der Brennelemente mehr gegeben. Dies führte dazu, dass die Reaktorkerne freigelegt wurden, die Brennelemente sich aufheizten und eine Kernschmelze begann. Durch die verschiedenen noch verfügbaren Notkühlsysteme in den Blöcken 1 bis 3 verlief dieser Prozess in den einzelnen Blöcken zeitlich unterschiedlich. So kam es nach den Analysen des Betreibers im Block 1 bereits nach wenigen Stunden zur Kernschmelze, in den Blöcken 2 und 3 erst nach mehreren Tagen (77 Stunden Block 2, 42 Stunden Block 3).

3.1.2 Druckanstieg im RDB und im Containment, Druckentlastung

Aufgrund der Nachwärmeleistung des Reaktorkerns kam es nach Anregung des frischdampfseitigen Durchdringungsabschlusses im Reaktordruckbehälter durch Verdampfen von Kühlmittel zu einem Druckanstieg. Der erzeugte Dampf wurde auslegungsgemäß über die der Druckbegrenzung dienenden Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer (Torus bzw. Wetwell) abgeblasen und dort kondensiert, was zu einer Aufheizung der Wasservorlage in der Kondensationskammer führte. Wenn, wie in Fukushima, aufgrund des Station Blackout keine Möglichkeit besteht, die Wärme aus dem Containment und insbesondere aus der Kondensationskammer abzuführen (z. B. durch das Nachwärmeabfuhrsystem oder Containment-Sprühsystem), kommt es zu einem Druckanstieg im Containment. Innerhalb unterschiedlicher Zeiträume wurden deshalb in den drei Blöcken die Auslegungsgrenzen der Containments (Druck und Temperatur) erreicht und überschritten. Aus diesem Grund wurde vom Betreiber eine Druckentlastung des Containments, ein sogenanntes Venting, durchgeführt. Die technische Vorbereitung wurde nach einem über mehrere Stunden andauernden Vorbereitungs- und Entscheidungsprozess im Block 1 am 12.03.11 um 14:00 Uhr, im Block 2 am 13.03.11 um 11:00 Uhr und im Block 3 am 13.03.11 um 08:41 Uhr abgeschlossen, so dass zu diesen Zeitpunkten mit der Durchführung des Ventings begonnen werden konnte. Die Durchführung des Ventings war mit einer Reihe von Schwierigkeiten behaftet, da aufgrund des Station Blackouts und der Nichtverfügbarkeit von Steuerluft die dazu notwendigen Ventile von Hand vor Ort gestellt werden mussten. Wegen bereits hoher Dosisleistungen am Ort der Ventile mussten die Arbeiten vor Ort in mindestens einem Fall abgebrochen werden. Aus den vorliegenden Informationen geht hervor, dass der Ventingversuch in Block 2 nicht erfolgreich war.

Nach dem Venting ereigneten sich Wasserstoffexplosionen, die zur Zerstörung der oberen Bereiche der jeweiligen Reaktorgebäude führten (am 12.03.11 um 15:36 Uhr im Block 1, am 14.03.11 um 11:01 Uhr im Block 3 und am 15.03.11 um ca. 06:00 Uhr im Block 4). Der Wasserstoff entsteht bei Erreichen hoher Temperaturen (ab ca. 1000°C) an den Brennstabhüllrohren aus der Reaktion des Hüllrohrmaterials Zirkonium mit Wasser bzw. Wasserdampf. Da es sich um eine exotherme Reaktion handelt, wurde im Zuge der fortschreitenden Kernschädigung Wasserstoff in sehr großen Mengen gebildet und gelangte dann über die Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer und von dort in das Containment. Durch Undichtigkeiten im Containment oder auch durch das Venting selbst gelangte der Wasserstoff in die Anlagenräume im Reaktorgebäude, in denen sich dann ein zündfähiges Gemisch mit dem Sauerstoff der Luft bilden konnte. Eine weitere Erschütterung wurde am 15.03.2011 um ca. 06:00 Uhr in den Anlagenräumen des Blockes 2 im Bereich der Kondensationskammer registriert, bei der das Reaktorgebäude selbst nicht sichtbar beschädigt wurde. Die zu diesem Zeitpunkt gemessenen seismischen Wellen konnten bisher nur der zeitnah stattgefundenen Explosion im Block 4 zugeordnet werden. Ob eine Wasserstoffexplosion stattgefunden hat, ist unklar. Der bei der Kernzerstörung im Block 2 entstandene Wasserstoff könnte durch Undichtigkeiten im Containment und eine Öffnung im Reaktorgebäude, die durch die Explosion des Reaktorgebäudes des Blockes 1 entstanden ist, entwichen sein. Als mögliche Ursache der Erschütterung im Block 2 wird deshalb auch die direkte Auswirkung (seismische Wellen) der Explosion des Reaktorgebäudes des Blocks 4 in Betracht gezogen (TEP11p).

Hinsichtlich der Explosion im Block 4 geht der Betreiber nach Messungen der Dosisleistungen im Bereich der Luftfilteranlage des Blocks 4 davon aus, dass sich der Wasserstoff im Block 4 durch Überströmen über lufttechnische Verbindungen aus dem benachbarten Block 3 angesammelt hat. Aus den inzwischen festgestellten Brennstabschäden der Brennelemente im Lagerbecken kann nicht geschlossen werden, dass es dort in großem Umfang zur Zirkon-Wasser-Reaktion gekommen ist. Dies wird im zweiten Regierungsbericht auch dadurch bestätigt, dass die Brennelemente im BE-Lagerbecken immer mit Wasser bedeckt waren.

Seitens des Betreibers TEPCO und den Behörden (zuständige Ministerien, Regierung) wurden Krisenstäbe noch am 11.03.2011 eingerichtet. Der für die anlageninterne Koordinierung von Maßnahmen (Analyse des Anlagenzustandes und Abstimmung der Notfallmaßnahmen) im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi zuständige gemeinsame Krisenstab zwischen Betreiber und Regierungsbehörden nahm erst am 15.03.2011 in der TEPCO-Zentrale seine Arbeit auf.

3.2 AKTUELLER ANLAGENZUSTAND

Auf der Grundlage der vorliegenden Dokumente (TEPCO-Pressemitteilungen, Bericht der japanischen Regierung an die IAEA) ergibt sich die nachfolgende Beschreibung der aktuellen Situation im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi. Hierbei ist jedoch zu berücksichtigen, dass aufgrund fehlender Aufzeichnungen (insbesondere in Block 1 und 2, wo Schreiber und Prozessrechner aufgrund der Störung der Gleichstromversorgung nicht zur Verfügung standen), ausgefallener Messungen etc. die Darstellung noch mit großen Unsicherheiten behaftet ist.

3.2.1 Zustand der Reaktorkerne und der Kühlsysteme

Die Brennelemente in den Reaktoren 1 bis 3 sind stark beschädigt bzw. zum großen Teil geschmolzen. Diese Einschätzung ergibt sich aus der hohen Rate der Freisetzung und der gemessenen Nuklidzusammensetzung der freigesetzten radioaktiven Stoffe. Die Kühlung erfolgte von März bis Ende Juni durch Einspeisung von Meer- und später Frischwasser. Ende Juni wurde die neu installierte Aufbereitungsanlage für kontaminiertes Wasser in Betrieb genommen. Diese bereitet seitdem - mit reparaturbedingten Unterbrechungen - kontaminiertes Wasser aus den Gebäuden der Blöcke 1 bis 3 über Filter und andere Einrichtungen auf, um es dann wieder in die Reaktoren der Blöcke 1 bis 3 einzuspeisen (siehe <u>Kapitel 7</u>).

3.2.2 Zustand der Reaktordruckbehälter

Die Integrität der Reaktordruckbehälter kann nicht mehr vorausgesetzt werden, da an deren Durchführungen, insbesondere den Steuerstabdurchführungen im RDB-Boden, ggf. auch an Rohrleitungsdurchführungen im zylindrischen Bereich aufgrund der Einwirkung der Kernschmelze wahrscheinlich Undichtigkeiten entstanden sind.

3.2.3 Zustand der Containments in den Blöcken 1 - 3

Die Integrität der Containments, bestehend aus der Druckkammer um die Reaktordruckbehälter und der Kondensationskammer (Torus), kann in den Blöcken 1 bis 3 nicht mehr vorausgesetzt werden, da es durch Überschreiten des Auslegungsdruckes und der Auslegungstemperatur wahrscheinlich zu Undichtigkeiten, insbesondere an Dichtungen und Flanschen, kam. In Block 2 wird angenommen, dass das Containment undicht ist. Um weitere Wasserstoffexplosionen zu verhindern, wird in die Containments der Blöcke 1 bis 3 Stickstoff eingespeist.

3.2.4 Zustand der Brennelementlagerbecken in den Blöcken 1 - 4

Aufgrund der Zerstörung der Reaktorgebäude der Blöcke 1, 3 und 4 liegen die Brennelementlagerbecken frei. Durch herab gefallene Trümmerteile muss von Schäden an einzelnen Brennelementen ausgegangen werden. Die aktiven Brennelementkühlsysteme waren durch Versagen der Notstrom-Dieselaggregate in allen 4 Blöcken ausgefallen. Wegen der hohen Zahl von Brennelementen im Lagerbecken und der damit verbundenen im Vergleich zu den anderen BE-Becken hohen Wärmeleistung stellte sich die Situation im Block 4 am schwierigsten dar. In der ersten Zeit nach dem Erdbeben wurde versucht, einen ausreichenden Wasserstand für die Kühlung der Brennelemente über Feuerlöschpumpen von außen sicherzustellen. Später erfolgte die Einspeisung von Kühlwasser über Auto-Betonpumpen. Mittlerweile ist die Kühlung der Becken in den Blöcken 1 bis 4 über Kühlkreisläufe wieder hergestellt.

3.2.5 Zustand der Reaktorgebäude der Blöcke 1 - 4

Die Reaktorgebäude der Blöcke 1, 3 und 4 sind im oberen Bereich zerstört. Trümmerteile befinden sich auf dem unteren Teil der Reaktorgebäude als auch im Umkreis um die Gebäude. Die Schäden innerhalb des Gebäudes des Blockes 2 können noch nicht vollständig abgeschätzt werden. Durch die Überschwemmung infolge des Tsunami als auch durch die Einspeisung von Meer- bzw. Frischwasser zur Kühlung der Reaktoren, haben sich in den Anlagenräumen der Blöcke 1 bis 4 größere Mengen kontaminierten Wassers angesammelt. Dadurch wird die Zugänglichkeit der Anlagenräume und die Durchführung notwendiger Arbeiten stark behindert. Durch die Ende Juni in Betrieb genommene Aufbereitungsanlage sollen diese Wässer schrittweise abgepumpt, gereinigt sowie dekontaminiert werden und, sofern sie nicht zur Kühlung der Reaktoren benötigt werden, je nach Aktivitätsgehalt auf dem Anlagengelände gelagert oder in das Meer abgeleitet werden.

Die Anlagengebäude wurden einer Bewertung hinsichtlich ihrer mechanischen Stabilität für den Fall des Auftretens von Nachbeben unterzogen. Zur Erhöhung der Stabilität wurde Ende Juli 2011 unterhalb des Brennelementlagerbeckens des Blockes 4 eine bautechnische Verstärkung eingebracht. Für die Blöcke 1 bis 3 wurden im Ergebnis dieser Bewertung keine dringenden Stabilisierungsmaßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit gegen Nachbeben für notwendig erachtet.

3.2.6 Zustand des Anlagengeländes

Das Anlagengelände war nach den Explosionen durch Trümmerteile bedeckt, die zur Blockierung von Verkehrswegen und zur Behinderung bzw. Unterbrechung von Reparaturmaßnahmen geführt haben. Darüber hinaus wurden durch die Explosionen radioaktive Partikel freigesetzt und im Umkreis um die Reaktorgebäude abgelagert. Zur Sicherstellung des Strahlenschutzes für das Personal wurde auf dem Gelände ein staubbindendes Mittel versprüht, welches die Aufwirbelung und weitere Verschleppung der radioaktiven Stoffe verhindern soll. Weiterhin ist geplant, die zerstörten Reaktorgebäude mit Umhausungen zur Vermeidung des weiteren Austrages radioaktiver Stoffe aus den Reaktorgebäuden zu versehen (siehe <u>Abschnitt 3.2.5</u>).

3.2.7 Zustand der Stromversorgung

Die Stromversorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten konnte aufgrund der Beschädigungen am externen Stromnetz für längere Zeit nur über externe Dieselgeneratoren sichergestellt werden. Das externe Stromnetz ist seit Ende März 2011wieder bis zu den Schaltanlagen am Kraftwerksstandort hergestellt. Der Anschluss der einzelnen Systeme an die externe Stromversorgung erfolgte schrittweise entsprechend dem Fortgang der Arbeiten in den jeweiligen Blöcken.

3.2.8 Zustand des gemeinsamen Nasslagers für abgebrannte Brennelemente

Die Stromversorgung für das Kühlsystem des Lagerbeckens mit 6375 abgebrannten Brennelementen (ca. 90 % der Lagerkapazität) im zentralen Zwischenlager war ebenfalls ausgefallen. Da die im Zwischenlager befindlichen Brennelemente jedoch aufgrund der langen Abklingzeit nur noch eine geringe Wärmeleistung (ca. 1,13 MW) hatten, erreichte die Beckenwassertemperatur auch nach mehreren Tagen bis zur Wiederherstellung der externen Stromversorgung und des normalen Kühlbetriebs am 24.03.2011 nur Werte von maximal 73°C.

3.2.9 Kurze Darstellung Situation der Blöcke 5 und 6 (Kühlung)

Die Blöcke 5 und 6 befanden sich zum Zeitpunkt des Erdbebens in der Vorbereitung zum Anfahren nach der Revision. Die Reaktoren waren bereits wieder beladen, jedoch im unterkritischen Zustand. Auf den Reaktordruckbehälter im Block 5 war bereits der Prüfdruck für die obligatorische RDB-Druckprüfung vor dem Anfahren aufgeprägt. Mit Hilfe des einzigen, im Block 6 verfügbar gebliebenen Notstrom-Dieselaggregates gelang es, für beide Reaktoren eine Kühlwassereinspeisung aus den Kondensatvorratsbehältern bei gleichzeitiger Druckentlastung der Reaktoren über die Sicherheitsventile sicherzustellen. Im weiteren Verlauf wurden für beide Reaktoren auch die Nachkühlsysteme wieder aktiviert. Zur Vermeidung von möglichen Wasserstoffansammlungen wurden in beide Reaktorgebäude Dachöffnungen eingebracht. Die Reaktoren der Blöcke 5 und 6 befinden sich im sicheren abgeschalteten Zustand.

4 QUELLTERM UND RADIOLOGISCHE KONSEQUENZEN

Im Fall eines kerntechnischen Unfalls sind die präventiven Schutzmaßnahmen für den Schutz der Bevölkerung am effektivsten. Um die adäquaten Maßnahmen rechtzeitig ergreifen zu können, sind präzise Informationen über einen Quellterm, d. h. den Zeitpunkt, die Zusammensetzung, das Ausmaß und die Dauer einer potenziellen Freisetzung radioaktiver Stoffe erforderlich. Auf der Basis des Quellterms erfolgt eine Abschätzung der langfristigen radiologischen Konsequenzen für Mensch und Umwelt. Eine effiziente Unterstützung der Behörden im Ereignisfall und damit auch die Angemessenheit der eingeleiteten Schutzmaßnahmen hängen entscheidend von der Zuverlässigkeit dieser Abschätzung ab. Dieses Kapitel befasst sich mit den weitreichenden und langfristigen radiologischen Folgen des Unfalls in Fukushima. Die grundlegenden Elemente sind hierfür zum einen die Abschätzung des Quellterms und zum anderen die direkte Überwachung der Ortsdosisleistung auf dem Reaktorgelände und in der Umgebung, sowie die Kontamination des Erdbodens, des Meerwassers und somit auch der Nahrungsmittel. Im Weiteren werden hier die zum Schutz der Bevölkerung unternommenen Maßnahmen, wie z. B. Evakuierung, Bestimmung der Kontamination und Verteilung der Jodtabletten, dargestellt. Zum Schluss werden die radiologischen Folgen außerhalb Japans und die Einstufung in der internationale Meldeskala INES beschrieben.

4.1 QUELLTERM

Der Quellterm ist eine zentrale Größe für die Abschätzung der Folgen kerntechnischer Unfälle. Im vorliegenden Fall werden Freisetzungen von Radionukliden in die Luft und in das Wasser betrachtet. Bei der Freisetzung in Wasser handelt es sich zum einen um die direkt ins Meer abgegebene Aktivität und zum anderen um beträchtliche Mengen kontaminierten Wassers, das sich noch auf dem Anlagengelände befindet.

Für den Quellterm gibt es keine Messungen sondern lediglich Abschätzungen, die in diesem Kapitel diskutiert werden. Zu den Freisetzungsmengen in die Atmosphäre liegen momentan die in <u>Tabelle 4.2</u> und <u>Tabelle 4.3</u> aufgelisteten Simulationsergebnisse des Betreibers TEPCO und der Behörde NISA sowie Abschätzungen, die durch Rückrechnungen aus Daten aus der Umgebungsüberwachung mit Modellen für Ausbreitungsrechnungen erzeugt wurden, vor. Die Abschnitte 4.1.1 und <u>4.1.2</u> beschäftigen sich mit Abschätzungen zum Quellterm und der Beurteilung dieser Abschätzungen. Hierzu werden zunächst die aus im Umland der Anlage Fukushima Dai-ichi gewonnenen Messwerten gezogenen Schlüsse zum Quellterm diskutiert. Danach wird auf Analysen zum Unfallablauf eingegangen und die Plausibilität dieser Analysen aufgrund der uns vorliegenden Kenntnisse zu Abläufen von Kernschmelzunfällen in Siedewasserreaktoren sowie die sich aus diesen ergebenden Freisetzungen diskutiert.

4.1.1 Auf Messwerten beruhende Analysen

Freisetzungen in die Luft

Die Nuclear Safety Commission (NSC) hat am 12.04.2011 basierend auf einer Arbeit, die im Juli veröffentlicht wurde (CHI11), für den Zeitraum vom 11. März bis zum 5. April eine Abschätzung der integralen Freisetzungsmenge von 1,5·10¹⁷ Bq I-131 und von 1,2·10¹⁶ Bq Cs-137 angegeben. Die Abschätzung wurde durchgeführt, indem Daten der gemessenen Ortsdosisleistungen aus der Umgebungsüberwachung mit den Ergebnissen von Ausbreitungsrechnungen verglichen wurden. So konnten die Freisetzungsraten für verschiedene Zeitintervalle abgeschätzt werden (CHI11). Aufgrund der mangelnden Datenlage (Messpunkte) und den Unsicherheiten bzgl. der Ausbreitungsmodelle schätzen die Autoren die Unsicherheitsbandbreite der Freisetzungsraten auf mindestens einen Faktor 5. In <u>Abbildung 4.1</u> sieht man die geschätzten Freisetzungsraten, wobei die lateralen Balken für das I-131 die jeweils geschätzte Freisetzungsdauer darstellen.



Abbildung 4.1: Geschätzte Freisetzungsraten für I-131 und Cs-137 (CHI11) und Darstellung (OHA11).

Die Schätzungen basieren einerseits auf siebzehn Messreihen von Aerosolpartikeln, die aus zehn Messorten um die Anlage herum aufgenommen wurden. Auffällig ist, dass die erste Messreihe am 15.03.2011 von 06:00 - 07:00 Uhr (JST) und die zweite am selben Tag von 06:55 - 07:15 Uhr (JST) erfolgt ist. Andererseits wurden diese Daten mit den Ergebnissen aus Ortsdosisleistungsmessungen kombiniert. Insbesondere wurden für den 15.03.2011 die Freisetzungsraten des I-131 und Cs-137 geschätzt, indem die gemessene Ortsdosisleistung aufgrund der Bodenstrahlung und der Berechnung vom jeweils 17.03.2011 miteinander verglichen wurden. Dabei wurde für die Berechnung ein Verhältnis der Isotope I-131:I-132:I-134:Cs-137 von 1:1:0,1:0,1 angenommen, basierend auf den Jod- und Cäsium-Gehaltsmessungen in Regen, Schnee und Vegetation in der Umgebung (CHI11). Diese Annahme könnte, so die Autoren, zu einer Überschätzung der Freisetzungsraten führen, da die Beiträge anderer kurzlebiger Nuklide nicht berücksichtigt wurden.

Es stellt sich die Frage, wie die geschätzten Werte in der obigen Abbildung mit den Ereignissen in den Anlagen übereinstimmen. Die Autoren in (CHI11) nehmen an, dass die Freisetzungsrate für den Zeitraum vom 12. - 14.03.11 zu dem Venting der Blöcke 1 und 3 korrespondiere, während der signifikante Anstieg des I-131 am 15.03.2011 wahrscheinlich durch den Schaden an der Kondensationskammer im Block 2 zustande komme. Aufgrund der Methode, die auf atmosphärischen Dispersionsberechnungen beruht, ist es nicht möglich, die Zeitauflösung zu erreichen, die nötig wäre, um die in <u>Abbildung 4.5</u> sichtbaren Peaks in der Ortsdosisleistung (ODL) auf dem Kraftwerksgelände zu beschreiben.

Basierend auf den berechneten Freisetzungsmengen aus (CHI11) haben die Autoren aus (MOR11) das atmosphärische Verhalten und die sich ergebenden Ablagerungen dieser Freisetzung untersucht. Insbesondere wurden Transport und Ablagerung von I-131 und Cs-137 mit Hilfe eines dreidimensionalen Transportmodells untersucht, d. h. es wurden horizontale sowie vertikale Advektion und Diffusion, Emission, Trocken- und Nassablagerung und radioaktiver Zerfall berücksichtigt. Das Simulationsmodell hat eine Kantenlänge von 700 km und umfasst somit die Metropolregion Tokio. Die modellierten Ablagerungen wurden mit den Daten aus gesammelten Ablagerungen an verschieden Stellen aus dem Modellgebiet verglichen. Das Verhältnis aus den Modellergebnissen und beobachteten Messungen des I-131 und des Cs-137 in sechzehn Präfekturen ist in der Abbildung 4.2 gegeben. Für Cs-137 ergibt sich eine grobe Übereinstimmung zwischen den berechneten und den beobachteten Ablagerungsraten, allerdings sind die berechneten Ergebnisse eher optimistisch, einige Werte sind sogar drastisch unterschätzt, viele liegen an der Grenze der großzügig gewählten Fehlerbalken von einer Größenordnung. Die Autoren in (MOR11) führen diese Diskrepanzen auf Unsicherheiten in der Simulation der Freisetzung, des Transports- und Ablagerungsprozesses des Modells zurück. Insbesondere ist für das Schätzen des Anteils des radioaktiven Inventars, der an Land abgelagert wurde, eine akkurate Schätzung der Freisetzungsmenge und der zeitlichen Variation von großer Bedeutung (MOR11). Eine Möglichkeit könnte also sein, dass die Freisetzungsmengen, die gemäß (CHI11) gewählt wurden, leicht optimistisch sind. Die Autoren in (MOR11) gehen auch davon aus, dass sich die Genauigkeit ihrer Abschätzungen verbessern wird, sobald genauere Freisetzungsdaten vorliegen.



Abbildung 4.2: Vergleich beobachteter (OBS, kBq m⁻² pro Tag) und berechneter Ablagerungsraten (Model, kBq m⁻² pro Tag) (MOR11).

Später wurde von der NISA anhand der am 16.05.2011 und 24.05.2011 von TEPCO veröffentlichten Daten eine neue Abschätzung durchgeführt, bei der sich Werte von ca. 1,6·10¹⁷ Bq I-131 und ca. 1,5·10¹⁶ Bq Cs-137 ergaben (NISA11) (siehe <u>Tab. 4.3</u>). Hierbei handelt es sich um die Ergebnisse von Unfallablaufanalysen für die Reaktoren der Blöcke 1 bis 3, evtl. Freisetzungen aus den BE-Lagerbecken werden nicht betrachtet. Die Details dieser Untersuchung werden in den nächsten Kapiteln detaillierter besprochen, hier soll nur das Ergebnis mit den Ergebnissen der Autoren aus (CHI11) verglichen werden. Dieser Vergleich scheint aufgrund der unterschiedlichen Berechnungsmethoden lohnenswert. Es ist bemerkenswert, dass sich die Ergebnisse der beiden Analysen fast vollständig gleichen, obwohl beide Abschätzungen mit großen Unsicherheiten behaftet sind.

Ende Juli 2011 liegen die Messwerte für die luftgetragene Aktivität in der Nähe der Reaktorgebäude im Bereich zwischen der Nachweisgrenze (nicht genau bekannt, allerdings $< x \cdot 10^{-6}$ Bq/cm³) und 10^{-4} Bq/cm³. Zum Vergleich: die in Deutschland Ende März gemessenen Werte lagen im Bereich von $5 \cdot 10^{-3}$ Bq/m³. Dies entspricht $5 \cdot 10^{-9}$ Bq/cm³. Die durchschnittliche Aktivität durch Radon in Gebäuden beträgt ca. 50 Bq/m³ = $5 \cdot 10^{-5}$ Bq/cm³

(BFS11c). Aufgrund der Messwerte ist davon auszugehen, dass die Freisetzung an die Atmosphäre, sofern sich keine signifikante Verschlechterung der Situation vor Ort einstellt, im Wesentlichen beendet ist und nur noch vergleichweise geringe Mengen Aktivität freigesetzt werden. In (JAIF11c) wird TEPCO mit der Angabe, dass die Freisetzungsrate in der ersten Hälfte des September 2011bei 200·10⁶Bq/h bzw. 4,8·10⁹ Bq/d lag, zitiert. Vergleicht man den Wert mit der Abschätzung für April aus (CHI11), sind die Freisetzungsraten um 3 - 4 Größenordnungen geringer.

Freisetzungen ins Wasser

In diesem Abschnitt wird versucht, aus Informationen über das aus der Anlage entwichene und in der Anlage befindliche Wasser Abschätzungen über die Freisetzungsmenge über den Wasserpfad zu treffen. In Bezug auf die Meerwasserkontamination und deren Folgen sei auf <u>Kapitel 4.2.6</u> verwiesen.

Vom 02.04.2011 bis zum 06.04.2011 kam es zum Ausfluss von stark kontaminiertem Wasser mit einer Oberflächendosisleistung von ca. 1Sv/h durch einen Riss in einem Kabelschacht im Bereich von Block 2. Die Abflussrate wurde anhand von Photos auf ca. 4,3 m³/h abgeschätzt. Das Wasser stammte aus dem Maschinenhaus des Blocks 2. Der Abfluss konnte am 06.04.2011 durch Zugabe von Wasserglas gestoppt werden. Die Freisetzung wurde auf ca. 4,7 $\cdot 10^{15}$ Bq abgeschätzt. Um Lagerkapazitäten für das stark kontaminierte Wasser aus dem Maschinenhaus zu schaffen, wurde am 04.04.2011 und am 10.04.2011 schwächer kontaminiertes Wasser mit Zustimmung der Behörde in das Meer abgeleitet. Dabei handelte es sich um 1343 Tonnen aus der sub-drain-pit der Blöcke 5 und 6 sowie ca. 9000 Tonnen aus dem Hauptgebäude der radioactive waste treatment facility (IAEA11h). Laut (NISA11) wurde hierbei eine Aktivität von ca. 1,5 $\cdot 10^{11}$ Bq freigesetzt.

Am 11.05.2011 wurde der Abfluss von kontaminiertem Wasser aus Block 3 bemerkt. Der Abfluss endete am 11.05.2011 gegen 18:45 Uhr. Es wurde abgeschätzt, dass hierbei 250 m³ Wasser mit einer Aktivität von 2,0·10¹³ Bq ins Meer gelangten.

Zu Freisetzungen ins Meer vor dieser Zeit liegen keine Abschätzungen vor. NISA hat am 22.03.2011 einen Plan zur Überwachung der Aktivität im Meerwasser vorgestellt. Dabei handelte es sich um Messstellen, die sich in Abständen von ca. 10 km zueinander jeweils ca. 30 km vor der Küste befanden. Hierfür liegen Messwerte ab dem 23.03.2011 vor. Messwerte aus der Nähe der Anlage existieren seit dem 21.03.2011. Allerdings gibt es bisher keine zur Freisetzung in die Atmosphäre vergleichbaren Rückrechnungen mittels Ausbreitungsmodellen zur Abschätzung der Freisetzungsmenge. Durch die Besprühung der Reaktorgebäude in den ersten Tagen des Unfalls dürfte Kontamination aus der Luft aus- und von Gebäudestrukturen abgewaschen worden sein. Um welche Mengen es sich hierbei handelt und wie groß der Anteil ist, der sich auf dem Boden des Anlagengeländes abgesetzt hat bzw. ins Meer abgeflossen ist, lässt sich momentan nicht abschätzen.

Zusätzlich befinden sich große Mengen kontaminierten Wassers in der Anlage, das aus verschiedenen Quellen stammt. Hauptsächlich handelt es sich dabei um das als Notfallmaßnahme in den Reaktordruckbehälter und die Brennelementlagerbecken gepumpte Kühlwasser. Dazu kommt vom Tsunami aufgespültes Meerwasser sowie Regenwasser. Wichtig ist es in diesem Zusammenhang auch zu erwähnen, dass für das Wasser zum Teil Wegsamkeiten zwischen den einzelnen Blöcken durch den Erdboden sowie erdverlegte Schächte existieren. Dies sollte bei Überlegungen über die ursprüngliche Quelle der Aktivität, die bei der Nuklidanalyse des Wassers gemessen wird, berücksichtigt werden. Dieses Wasser auf der Anlage soll in Zukunft gereinigt für die Kühlung eingesetzt werden bzw. wird schon verwendet (siehe Abschnitt aktueller Zustand der Anlage). Mit Stand vom 19.07.2011 handelt es sich um 95.480 m³ in den Blöcken 1 - 4 und 22.000 m³ im Lager-Gebäude. Tab. 4.1 enthält Analyseergebnisse von Ende März bzw. Ende April 2011 zur Kontamination des in den Kellerräumen der Maschinenhäuser angesammelten Wassers. Es befinden sich neben den Radionukliden I-131 und Cs-134,-136,-137, die in Blöcken 1 - 4 gefunden wurden, auch Barium-140 in dem Wasser der Blöcke 2 und 3 sowie Lanthan-140 im Wasser aus den Blöcken 2 - 4.

Am 03.06.2011 wurde TEPCO mit der Angabe, dass sich 105.000 Tonnen kontaminierten Wassers, das schätzungsweise 7,2·10¹⁷ Bq Radioaktivität enthält, auf der Anlage befindet (JAIF11d) zitiert. Diese Aktivität liegt etwa in derselben Größenordnung wie die geschätzte Freisetzung in die Atmosphäre.

Tabelle 4.1: Nuklidanalysen der angesammelten Wassermengen (NISA11).

		Block 1	Block 2	Block 3	Block 4
Ort der Probennahme		Keller des Ma- schinenhauses	Keller des Ma- schinenhauses	Keller des Ma- schinenhauses	Keller des Ma- schinenhauses
Zeit der Probennahme		26.03.2011	27.03.2011	7.03.2011 24.03.2011 (22.04.2011)	
Detektierte Nuklide (Halb- wertszeit) in Bq/cm ³	Mo-99 (ca. 66 h)	Unterhalb der Nachweisgrenze	b der Unterhalb der Unterhalb der Sgrenze Nachweisgrenze (Unterhalb der Nachweisgrenze Kachweisgrenze		1,0·10 ⁰ Unterhalb der Nachweisgrenze
	Tc-99m (ca. 6 h)	Unterhalb der Nachweisgrenze	Unterhalb der Nachweisgrenze	2,0·10 ³ (Unterhalb der Nachweisgrenze)	6,5·10 ⁻¹ (Unterhalb der Nachweisgrenze)
	Te-129m (ca. 34 d)	Unterhalb der Nachweisgrenze	r Unterhalb der Unterhalb der nze Nachweisgrenze Nachweisgren: (Unterhalb der Nachweisgren:		1,3·10 ¹ (Unterhalb der Nachweisgrenze)
	l-131 (ca. 8 d)	1,5·10 ⁵	1,3·10 ⁷	1,2·10 ⁶ (6,6·10 ⁵)	3,6·10 ² (4,3·10 ³)
	Te-132 (ca. 3 d)	Unterhalb der Nachweisgrenze	Unterhalb der Nachweisgrenze	Unterhalb der Nachweisgrenze (Unterhalb der Nachweisgrenze)	1,4·10 ¹ (Unterhalb der Nachweisgrenze)
	Cs-134 (ca. 2 a)	1,2·10 ⁵	3,1·10 ⁶	1,8·10 ⁵ (1,5·10 ⁶)	3,1·10 ¹ (7,8·10 ³)
	Cs-136 (ca. 13 d)	1,1·10 ⁴	3,2·10 ⁵	2,3·10 ⁴ (4,4·10 ⁴)	3,7·10 ⁰ (2,4·10 ²)
	Cs-137 (ca. 30 a)	1,3·10 ⁵	3,0·10 ⁶	1,8·10 ⁵ (1,6·10 ⁶)	3,2·10 ¹ (8,1·10 ³)
	Ba-140 (ca. 140 d)	Unterhalb der Nachweisgrenze	6,8·10 ⁵	5,2·10 ⁴ (9,6·10 ⁴)	Unterhalb der Nachweisgrenze (6,0·10 ²)
	La-140 (ca. 2 d)	Unterhalb der Nachweisgrenze	3,4·10 ⁵	9,1·10 ³ (9,3·10⁴)	4,1·10 ⁻¹ (4,8·10 ²)

4.1.2 Abschätzungen zum Quellterm

Alle im Folgenden vorgenommen Abschätzungen zum Quellterm sind mit deutlichen Unsicherheiten behaftet. Einige Aspekte, die zu den Unsicherheiten beitragen und für die gesamte Anlage gelten, seien hier kurz aufgeführt:

• Der Zustand der Brennelemente in den BE-Lagerbecken. Falls das Lagerbecken von Block 4 ausgedampft war und es hierdurch zu einer Wasserstoffexplosion kam, dann führte dies zu einer entsprechenden Frei-

setzung aus dem BE-Becken direkt in die Umgebung ohne große Rückhaltung. Falls nur der Füllstand abgefallen war und Beschädigungen der BE nur durch mechanische Einwirkungen entstanden sind, wovon nach aktuellem Kenntnisstand auszugehen ist, ist die Freisetzung entsprechend geringer. Dies rührt daher, dass in diesem Fall nur Aktivität aus dem Spaltgasraum der beschädigten Brennelemente freigesetzt würde und sich ein Teil dieser Spaltprodukte im Wasser des BE-Beckens lösen würde.

- Das Rückhaltepotential der Gebäude. Aufgrund der Zerstörungen an den Reaktorgebäuden ist bei den Blöcken 1, 3 und 4 davon auszugehen, dass hier durch die Reaktorgebäude keine wesentliche Rückhaltung erfolgt ist. Bei Block 2 wäre zumindest für die Edelgase keine wirksame Rückhaltung zu erwarten. Das gilt insbesondere für Freisetzungen aus den BE-Lagerbecken, da sich diese im oberen Bereich der Reaktorgebäude befinden und nach der Zerstörung der Reaktorgebäude der Blöcke 1, 3 und 4 frei lagen.
- Das Nuklidinventar ist nicht genau bekannt, da es u. a. vom Abbrand abhängig ist. Im Vergleich zu anderen Unsicherheiten bei der Abschätzung der Freisetzungsmengen, auf die im weiteren Verlauf dieses Kapitels noch eingegangen wird, ist dieser Aspekt jedoch von untergeordneter Bedeutung.
- Die Schadenszustände der Reaktordruckbehälter und der Sicherheitsbehälter sind nicht bekannt. Bezüglich der Sicherheitsbehälter kann für die Blöcke 1 - 3 von Beschädigungen ausgegangen werden, es ist jedoch nicht bekannt, welche Beschädigungen bzw. Leckagen zu welchem Zeitpunkt im Verlauf des Unfalls aufgetreten sind. Hierzu existieren lediglich Annahmen, auf die bei der Beschreibung der von TEPCO bzw. JNES im Auftrag der NISA durchgeführten Unfallablaufanalysen eingegangen wird. Auf die Reaktordruckbehälter wird später genauer eingegangen.

Von TEPCO und der NISA durchgeführte Analysen zur Kernzerstörung

TEPCO hat am 15.05.2011 die Ergebnisse von vorläufigen Analysen zur Kernzerstörung in Block 1 vorgelegt. Vergleichbare Analysen für die Blöcke 2 und 3 wurden am 24.05.2011 veröffentlicht. Die Analysen wurden mit dem Rechen-Code MAAP durchgeführt. NISA hat dies mit eigenen Analysen, die mit Unterstützung der JNES mit dem Programm MELCOR durchgeführt wurden, verglichen. Bei den beiden verwendeten Codes handelt es sich um die gebräuchlichsten Rechenprogramme zur Analyse von Kernschmelzunfällen bei Leichtwasserreaktoren. Ziel der Analysen war es im Wesentlichen, den Unfallablauf zu rekonstruieren. Die im Folgenden kurz skizzierten Analysen sind diejenigen, die am besten mit den zur Verfügung stehenden Daten in Einklang stehen und veröffentlicht wurden. Als gemeinsames Ergebnis aller Analysen ergab sich, dass die Kerne zum größten Teil geschmolzen sind. Anhand der Analysen und der vorhandenen Temperaturmesswerte an den Außenseiten der Reaktordruckbehälter ergibt sich die Folgerung, dass sich bei allen 3 Blöcken zumindest ein Teil des Kernmaterials weiterhin im RDB befindet. TEPCO kommt zu dem Schluss, dass jeweils der größte Anteil des Kernmaterials am Boden des RDB erstarrt ist.

Teil der Simulationsergebnisse sind allerdings auch die in <u>Tabelle 4.2</u> und <u>Tabelle 4.3</u> angegebene Freisetzungsmengen. Hierbei handelt es sich um die von JNES/NISA berechneten Freisetzungsmengen. Brennelementschäden in den BE-Becken und daraus resultierende Freisetzungen wurden sowohl von TEPCO als auch von JNES/NISA nicht betrachtet. Dies trifft bisher bei in Deutschland durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2 ebenfalls zu. Brennstabschäden in den BE-Becken werden bisher bei in Deutschland durchgeführten PSA nur für die Analysen der Stufe 1 (Analyse bis zum Eintritt des Kernschadens) zum Nichtleistungsbetrieb betrachtet.

Sowohl von TEPCO als auch von JNES/NISA wurden auch die Zeitverläufe der Freisetzungen berechnet, die für die Nutzung von Quelltermen als Eingabe für Ausbreitungsrechnungen wichtig sind. Die Graphen mit den Zeitverläufen der Freisetzungen findet man im Attachement IV des Berichts der japanischen Regierung an die IAEA.

Die Ergebnisse der von NISA bzw. JNES durchgeführten Analysen stimmen größenordnungsmäßig mit den von TEPCO durchgeführten Analysen überein. Neben Analysen mit den gleichen Randbedingungen wie TEPCO sie angesetzt hat, hat NISA z. T. andere Randbedingungen zu Leckagen und Einspeisemengen angesetzt. Auf die Unterschiede in den Analysen wird bei der Diskussion der Unfallablaufanalysen eingegangen. Tab. 4.2 zeigt die Anteile an freigesetztem Kernmaterial, die sich aus den verschiedenen Analysen ergeben. Bei Verwendung der grau unterlegten Ergebnisse führt dies zu den in <u>Tabelle 4.3</u> angegebenen Freisetzungen an Spaltprodukten in die Atmosphäre. Die Freisetzungsphase wurde bis 150 h nach dem Erdbeben gerechnet.

Block	Analyse	Edelgase	Csl	Cs	Те	Ва	Ru	Ce	La
1	TEPCO	9,9·10 ⁻¹	1,9·10 ⁻³	9,1·10 ⁻⁴	2,4·10 ⁻²	1,2·10 ⁻⁴	6,4·10 ⁻⁹	1,1·10 ⁻⁶	1,1·10 ⁻⁶
	Case1	9,5·10 ⁻¹	1,2·10 ⁻³	8,2·10 ⁻⁴	1,1·10 ⁻²	6,2·10 ⁻⁵	2,1·10 ⁻¹¹	8,9·10 ⁻⁷	6,9·10 ⁻⁷
	Case2	9,5·10 ⁻¹	6,6·10 ⁻³	2,9·10 ⁻³	1,1·10 ⁻²	4,0·10 ⁻⁵	9,0·10 ⁻¹⁰	1,4·10 ⁻⁷	1,2·10 ⁻⁷
2	TEPCO-1	8,1·10 ⁻¹	3,8·10 ⁻³	3,4·10 ⁻³	4,2·10 ⁻³	4,9·10 ⁻⁴	7,6·10 ⁻¹⁰	7,4·10 ⁻¹¹	6,5·10 ⁻⁸
	TEPCO-2	9,6·10 ⁻¹	6,7·10 ⁻²	5,8·10 ⁻²	3,0·10 ⁻²	2,6.10-4	5,4·10 ⁻¹⁰	4,0·10 ⁻⁰⁶	8,4·10 ⁻⁷
	Case1	9,7·10 ⁻¹	1,3·10 ⁻³	4,6.10-4	2,5·10 ⁻⁴	3,3.10-4	2,0·10 ⁻¹¹	1,5·10 ⁻¹²	1,5·10 ⁻⁹
	Case2	9,7·10 ⁻¹	3,9·10 ⁻²	3,8·10 ⁻²	5,1·10 ⁻²	2,9·10 ⁻⁴	4,1·10 ⁻¹¹	8,2·10 ⁻⁶	1,1·10 ⁻⁶
	Case3	9,7·10 ⁻¹	4,1·10 ⁻²	3,9·10 ⁻²	3,5·10 ⁻²	4,0.10-4	4,6·10 ⁻¹¹	1,3·10 ⁻⁵	1,2·10 ⁻⁶
3	TEPCO-1	6,5·10 ⁻¹	8,2·10 ⁻³	5,9·10 ⁻³	2,7·10 ⁻³	6,1·10 ⁻⁴	2,9·10 ⁻¹⁰	2,5·10 ⁻¹¹	2,7·10 ⁻⁸
	TEPCO-2	9,9·10 ⁻¹	3,0·10 ⁻³	2,7·10 ⁻³	2,4·10 ⁻³	4,3.10-4	8,6·10 ⁻¹⁰	5,0·10 ⁻⁸	1,3·10 ⁻⁷

Tabelle 4.2: Freisetzungsanteile für bestimmte Nuklidklassen (NISA11).

Vergleich der von TEPCO und NISA durchgeführten Analysen mit Ergebnissen aus der deutschen Reaktorsicherheitsforschung

Im Folgenden soll die Plausibilität der von TEPCO bzw. JNES/NISA durchgeführten Analysen besprochen werden. Hierzu wird ein Vergleich zu Ergebnissen einer 2005 von der GRS im Auftrag des BMU durchgeführten Untersuchung gezogen. Bei dieser wurden von der GRS Simulationen von Ereignissen, die zu Kernschmelzunfällen führen, für Siedewasserreaktoren der mittlerweile außer Betrieb genommenen Baulinie 69 gerechnet. Die Unfallanalysen wurden mit der Software MELCOR 1.8.5 durchgeführt. Wie schon erwähnt wurden die japanischen Analysen, die von JNES im Auftrag der NISA durchgeführt wurden, ebenfalls mit MELCOR durchgeführt. Die von TEPCO durchgeführten Analysen wurden, wie schon erwähnt, mit MAAP durchgeführt. Der Vergleich und die dazu gehörende Abschätzung der Freisetzungsmengen werden hier nur für den Block 1 detailliert durchgeführt. Für die Blöcke 2 und 3 konnten entsprechende Analysen noch nicht abgeschlossen werden. Detaillierte Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen, bei denen es zu einem späten Zeitpunkt im Unfallablauf zu einer Kernfreilegung kommt, existieren bisher in Deutschland nicht in geschlossener Form. Hier besteht noch weiterer Untersuchungsbedarf. Ebenso stehen noch Betrachtungen zur zeitlichen Korrelation der Unfallabläufe in den Blöcken 1 – 3 und den unterstellten Freisetzungen aus. Auch mögliche Freisetzungen aus den Brennelementlagerbecken sollten noch betrachtet werden, sobald zuverlässigere Informationen über den Zustand der Brennelemente in den Lagerbecken vorliegen. Die Ergebnisse der angesprochenen weiterführenden Untersuchungen werden im Nachgang dieses Berichtes in geeigneter Form veröffentlicht.

Isotop	Halbwertszeit	Block 1	Block 2	Block 3	gesamt
Xe-133	5,2 d	3,4·10 ¹⁸	3,5·10 ¹⁸	4,4·10 ¹⁸	1,1·10 ¹⁹
Cs-134	2,1 у	7,1·10 ¹⁴	1,6·10 ¹⁶	8,2·10 ¹⁴	1,8·10 ¹⁶
Cs-137	30,0 y	5,9·10 ¹⁴	1,4·10 ¹⁶	7,1·10 ¹⁴	1,5·10 ¹⁶
Sr-89	50,5 d	8,2·10 ¹³	6,8·10 ¹⁴	1,2·10 ¹⁵	2,0·10 ¹⁵

Tabelle 4.3: Berechnete Freisetzungsmengen in der Frühphase des Unfalls (NISA11).

Isotop	Halbwertszeit	Block 1	Block 2	Block 3	gesamt
Sr-90	29,1 y	6,1·10 ¹²	4,8·10 ¹³	8,5·10 ¹³	1,4·10 ¹⁴
Ba-140	12,7 d	1,3·10 ¹⁴	1,1·10 ¹⁵	1,9·10 ¹⁵	3,2·10 ¹⁵
Te-127m	109,0 d	2,5·10 ¹⁴	7,7·10 ¹⁴	6,9·10 ¹³	1,1·10 ¹⁵
Te-129m	33,6 d	7,2·10 ¹⁴	2,4·10 ¹⁵	2,1·10 ¹⁴	3,3·10 ¹⁵
Te-131m	30,0 h	9,5·10 ¹³	5,4·10 ¹⁰	1,8·10 ¹²	9,7·10 ¹³
Te-132	78,2 h	7,4·10 ¹⁴	4,2·10 ¹¹	1,4·10 ¹³	7,6·10 ¹⁴
Ru-103	39,3 d	2,5·10 ⁰⁹	1,8·10 ⁰⁹	3,2·10 ⁰⁹	7,5·10 ⁰⁹
Ru-106	368,2 d	7,4·10 ⁰⁸	5,1·10 ⁰⁸	8,9·10 ⁰⁸	2,1·10 ⁰⁹
Zr-95	64,0 d	4,6·10 ¹¹	1,6·10 ¹³	2,2·10 ¹¹	1,7·10 ¹³
Ce-141	32,5 d	4,6·10 ¹¹	1,7·10 ¹³	2,2·10 ¹¹	1,8·10 ¹³
Ce-144	284,3 d	3,1·10 ¹¹	1,1·10 ¹³	1,4·10 ¹¹	1,1·10 ¹³
Np-239	2,4 d	3,7·10 ¹²	7,1·10 ¹³	1,4·10 ¹²	7,6·10 ¹³
Pu-238	87,7 y	5,8·10 ⁰⁸	1,8·10 ¹⁰	2,5·10 ⁰⁸	1,9·10 ¹⁰
Pu-239	24065 y	8,6·10 ⁰⁷	3,1·10 ⁰⁹	4,0·10 ⁰⁷	3,2·10 ⁰⁹
Pu-240	6537 у	8,8·10 ⁰⁷	3,0·10 ⁰⁹	4,0·10 ⁰⁷	3,2·10 ⁰⁹
Pu-241	14,4 y	3,5·10 ¹⁰	1,2·10 ¹²	1,6·10 ¹⁰	1,2·10 ¹²
Y-91	58,5 d	3,1·10 ¹¹	2,7·10 ¹²	4,4·10 ¹¹	3,4·10 ¹²
Pr-143	13,6 d	3,6·10 ¹¹	3,2·10 ¹²	5,2·10 ¹¹	4,1·10 ¹²
Nd-147	11,0 d	1,5·10 ¹¹	1,3·10 ¹²	2,2·10 ¹¹	1,6·10 ¹²
Cm-242	162,8 d	1,1·10 ¹⁰	7,7·10 ¹⁰	1,4·10 ¹⁰	1,0·10 ¹¹
I-131	8,0 d	1,2·10 ¹⁶	1,4·10 ¹⁷	7,0·10 ¹⁵	1,6·10 ¹⁷
I-132	2,3 h	4,5·10 ¹⁴	9,6·10 ¹¹	1,8·10 ¹³	4,7·10 ¹⁴
I-133	20,8 h	6,5·10 ¹⁴	1,4·10 ¹²	2,6·10 ¹³	6,8·10 ¹⁴
I-135	6,6 h	6,1·10 ¹⁴	1,3·10 ¹²	2,4·10 ¹³	6,3·10 ¹⁴
Sb-127	3,9 d	1,7·10 ¹⁵	4,2·10 ¹⁵	4,5·10 ¹⁴	6,4·10 ¹⁵
Sb-129	4,3 h	1,6·10 ¹⁴	8,9·10 ¹⁰	3,0·10 ¹²	1,6·10 ¹⁴
Mo-99	66,0 h	8,1·10 ⁰⁷	1,0·10 ⁰⁴	6,7·10 ⁰⁶	8,8·10 ⁰⁷

Wesentliche Punkte, die zu Unsicherheiten bei der Abschätzung des Quellterms bzw. zu Unterschieden in den Unfallabläufen beitragen, sind z. B.:

- Die Anlagengebäude und insbesondere die sich bei einem Unfall ergebenden Freisetzungspfade bzw. die sich ergebenden Rückhaltemöglichkeiten in den Gebäuden unterscheiden sich stark zwischen verschiedenen Kraftwerken. Dies gilt insbesondere auch für den Sicherheitsbehälter (SHB) und die Art des Versagens des jeweiligen SHB. Zum Zustand der SHB in Fukushima ist relativ wenig bekannt (siehe <u>Abschnitt</u> <u>Anlagenstatus</u>). Die Beschädigung der Reaktorgebäude ist in Fukushima bei den Blöcken 1, 3 und 4 wesentlich größer als in der GRS-Analyse angenommen.
- Die unterschiedlichen Containments: Volumen, Belastbarkeit etc. sorgen für unterschiedliche Bedingungen, unter denen ein Versagen des SHB auftritt. Ein wesentlicher Unterschied in Bezug auf Kernschmelzunfälle zwischen dem SHB des SWR-69 und dem Mark I-Containment liegt in der Struktur des Sicherheitsbehälters im Bereich unterhalb des Reaktordruckbehälters. Hier ist das Mark I-Containment in Bezug auf seine Widerstandsfähigkeit gegenüber geschmolzenem Kernmaterial im Vorteil, da sich zwischen RDB und Stahlhülle eine Betonschicht befindet, die erst erodiert werden muss, bevor es zu einem Durchschmelzen des Sicherheitsbehälters kommt (siehe <u>Abbildung 6.1</u>). Dieser Prozess kann durch Kühlung der Schmelze gestoppt werden. Im Gegensatz dazu ist beim SWR-69 innerhalb weniger Minuten nach Schmelzeaustrag aus dem RDB mit einem Durchschmelzen der Stahlhülle, aus der der Sicherheitsbehälter besteht, zu rechnen. Im Bereich der Kondensationskammer gibt es keine Vorteile des Mark I-Containments im Vergleich zum SHB des SWR-69.
- Das Schadensbild des RDB. Es ist nicht bekannt, in welcher Form die Reaktordruckbehälter in Fukushima versagt haben und wie stark der Schmelzeaustrag aus den Druckbehältern war. Dies ist z. B. für die Schmelze-Beton-Wechselwirkung wichtig. Überlegungen bezüglich der Schwachstellen von Reaktordruckbehältern bei Siedewasserreaktoren führen zu dem Ergebnis, dass der RDB primär durch das Versagen von Durchführungen im RDB-Boden versagt. Ggf. sind auch zusätzliche Schäden durch hohe Temperaturund Druckbelastungen bei Kernschmelzen unter hohem RDB-Innendruck bzw. später aufgetretene Schäden durch Kontakt zwischen Schmelze und RDB-Außenwand möglich. Da es in Fukushima sehr früh zu einem Ausfall der RDB-Füllstandsmessung gekommen ist, lassen sich auch anhand der späteren Einspeisungen keine zuverlässigen Rückschlüsse auf den Zustand der Reaktordruckbehälter ziehen. Die einzige verlässliche Information besteht darin, dass der Füllstand im RDB von Block 1 auch mit Stand von Anfang Oktober 2011 weiter unterhalb des Messbereichs liegt, obwohl die Temperatur an der RDB-Außenseite zu diesem Zeitpunkt deutlich unter 100°C gefallen ist. Dies bedeutet entweder, dass die Messwertaufnehmer ausgefallen sind oder dass es Leckagen gibt, die sich mit den aktuellen Einspeisemengen nicht überspeisen lassen. Der Messbereich beginnt für Block 1 bei 3 m unter der Kernoberkante bei den Blöcken 2 und 3 beginnt er 3,7 m unter der Kernoberkante (TEP11k).
- In Fukushima wurde im Verlauf des Unfalls als Notfallmaßnahme eine Bespeisung mit Meerwasser über das Feuerlöschsystem aufgenommen. Hierdurch wurden die geschädigten Kerne zumindest zu einem gewissen Grad wieder gekühlt. Dies dürfte, insbesondere bei den Blöcken 2 und 3, den Grad der Beschädigung der Reaktordruckbehälter reduziert und so bewirkt haben, dass das Kernmaterial z. T. innerhalb der Reaktordruckbehälter verblieben ist. Eventuell wurde so auch ein Leerlaufen der RDBs verhindert. Darüber hinaus sorgt diese späte Einspeisung für eine Kühlung von aus den RDBs ausgetragener Schmelze und verlangsamt bzw. stoppt so die Erosion des Betons am Boden des SHB. Allerdings wurde die Dauer der Freisetzung verlängert, da über einen langen Zeitraum kontaminierter Dampf ausgeströmt ist.

Block 1

Die von TEPCO durchgeführte Analyse basierte auf den folgenden Annahmen (Zeitangaben sind ab dem Auftreten des Erdbebens gezählt):

- Direkt nach Auftreten des Erdbebens wird die RESA ausgelöst und die Absperrung der Frischdampfleitung durchgeführt (gesicherte Informationen).
- Der Isolation-Condenser (IC) war bis zum Eintritt des Station-Blackouts (SBO) (nach 0:51 h) verfügbar, danach nicht mehr. Es wird davon ausgegangen, dass beim ersten Start des IC beide Stränge gearbeitet haben, bis der IC nach 11 Minuten Betriebszeit gestoppt hat. Danach hat sich mehrmals ein Strang aktiviert und wieder deaktiviert.
- Nach 15 h wurde die Bespeisung mit Frischwasser mittels Feuerlöschpumpe aufgenommen.
- Ein Venting des Containments wurde über die Kondensationskammer (Koka) zwischen 14:30 Uhr und 14:49 Uhr am 12.03.2011 durchgeführt (t=23:44 h – 24:03 h).
- Die Bespeisung mit Frischwasser endete nach 24:07 h, nach 29:34 h wurde die Bespeisung mit Meerwasser aufgenommen.
- Nach 24:50 h kam es zur Explosion des Reaktorgebäudes.
- Nach 18 h wurde ein Leck von 3 cm Durchmesser in der Druckkammer angenommen, welches sich nach 50 h auf 7 cm vergrößert. Hierbei handelte es sich um eine Annahme, die getroffen wurde, um die aus den Analysen erhaltenen Druckverläufe im SHB an die zur Verfügung stehenden Messwerte anzupassen.

Da es laut TEPCO unklar ist, ob der IC nach dem Eintreten des SBO verfügbar war oder nicht, wurde zusätzlich eine Analyse durchgeführt, bei der angenommen wurde, dass ein Strang im Zeitraum zwischen ca. 18:00 Uhr am 11.03.2011 und ca. 02:00 Uhr am 12.03.2011 (3 h bis 11 h nach dem Erdbeben) verfügbar war. Diese Analyse führt zu einem späteren Eintritt des Kernschadens (nach 7 Stunden anstatt nach 4 Stunden), allerdings unterscheidet sich der Druckverlauf im SHB stärker von den Messwerten als im ersten Fall.

Zusätzlich zur ebenfalls durchgeführten Rechnung unter den oben genannten Annahmen, die hier der Einfachheit halber als TEPCO-Annahmen bezeichnet werden, hat NISA Analysen unter der Annahme, dass beide Stränge des IC gearbeitet haben (Case 1) sowie unter der Annahme, dass die Einspeisemenge durch das Feuerlöschsystem abhängig vom Druck im RDB ist (Case 2) durchgeführt. Bei Case 1 zeigen jedoch die Druckverläufe im RDB und im SHB stärkere Abweichungen zu den vorhandenen Messwerten als in den anderen beiden Fällen.

In allen untersuchten Fällen ergibt sich ein Kernschmelzen unter hohem Druck im RDB sowie ein Versagen des RDB unter hohem Innendruck.

Der von der GRS untersuchte Fall, der in Bezug auf den Unfallablauf am ähnlichsten zu dem aus Fukushima bekannten bzw. berechneten Ablauf ist, ist der Fall eines Station-Blackouts mit Versagen der automatischen Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs und Durchführung einer gefilterten Druckentlastung (Fall SBO-V). In Fukushima Block 1 wurde soweit bekannt eine Druckentlastung des SHB durchgeführt, jedoch erfolgte diese nach Schmelzen des Kerns und Versagen des Reaktordruckbehälters ungefiltert. Die GRS-Analyse SBO-V führt zu schwächerer Wasserstoffverbrennungen als in Fukushima, da ein Großteil des bei der Kernzerstörung entstehenden Wasserstoffs beim Venting über den Kamin abgeblasen wird. Dadurch kommt es bei der GRS-Analyse SBO-V nicht zu einer Zerstörung des Reaktorgebäudes, sondern nur zum Öffnen von Verbindungen zwischen dem Reaktorgebäude und den angrenzenden Gebäuden.

Vereinfacht kann man zur Berücksichtigung der nicht vorhandenen Filterung davon ausgehen, dass die gesamte Aktivität, die im Fall SBO-V in den Filtern des Venting-Systems zurückgehalten wird, freigesetzt wird. Dies würde zwar die Ablagerungen in der Venting-Strecke vernachlässigen, allerdings ist dieser Beitrag zur Rückhaltung im Vergleich zu den anderen bestehenden Unsicherheiten zu vernachlässigen. Diesen Fall bezeichnen wir im Folgenden als SBO-V*.

Alternativ wird auch der Fall SBO-FD-SBV betrachtet. Bei diesem Fall wird davon ausgegangen, dass es in Folge der hohen Temperatur- und Druckbelastung der Frischdampfleitungen (FD-Leitung) beim Kernschmelzvorgang zu einem Versagen einer Frischdampfleitung kommt. Dies würde zu einem plötzlichen Druck- und Temperaturanstieg im SHB führen, infolgedessen es zu einem Überdruckversagen des SHB kommen würde. Hierbei würde eine große Menge Wasserstoff in das Reaktorgebäude freigesetzt, so dass es aufgrund der nachfolgenden Wasserstoffexplosion zu einem Versagen des Dachs des Reaktorgebäudes kommen würde. Es wurde ein Überdruckversagen des SHB im Bereich des Ladedeckels unterstellt. Als Variation wurde auch das Versagen des Sicherheitsbehälters
im Bereich der Bodenluke des Steuerstabantriebsraums (SAR) unterstellt (gleiche Leckagegröße). Hierbei ergibt sich für die meisten Spaltprodukte eine stärkere Rückhaltung in den Gebäuden (ca. 50 % der Freisetzung von Cäsium und Jod, ca. 1/3 der Freisetzung für die meisten anderen Spaltprodukte). Der Unfallablauf ist jedoch in beiden Fällen sehr ähnlich.

Die <u>Tabelle 4.4</u> zeigt einen Vergleich von wesentlichen Annahmen bzw. Ergebnissen der von TEPCO, JNES/NISA und der GRS durchgeführten Unfallablaufanalysen. Zur Erklärung hier noch einige weitere Erläuterungen:

- Alle genannten Zeiten sind die Zeiten nach Eintritt des auslösenden Ereignisses (im Fall Fukushima Erdbeben), damit auch der RESA in Stunden:Minuten.
- Für den Beginn der Kernzerstörung sind unterschiedliche Definitionen möglich. Bei TEPCO wurde eine Kerntemperatur von 1200°C als Beginn der Kernzerstörung definiert. Die GRS-Analysen geben verschiedene Stufen beginnend mit dem Brennstabbersten bei 900°C und dem Schmelzen der Steuerstäbe bei 1177°C (1450 K) an. Zur besseren Vergleichbarkeit wurde hier der Zeitpunkt des beginnenden Schmelzens der Steuerstäbe aufgeführt. Das Schmelzen des Brennstoffs geschieht bei höheren Temperaturen und dadurch später. Zu erwarten ist hier ein Zeitrahmen von ca. einer Stunde.
- Im Fall Fukushima liegen uns zum RDB-Versagen keine genaueren Informationen wie Leckgröße, Leckort, Menge des zu erwartenden Schmelzeaustrags o. ä. vor. Zum Schmelzeaustrag existiert lediglich die Aussage, dass TEPCO davon ausgeht, dass sich der größte Teil des Kernmaterials weiterhin im RDB befindet und stützt dies auf die hohen RDB-Außentemperaturen, die nur mit einer Wärmequelle im Inneren des RDBs zu erklären sind.
- Im Fall Fukushima handelt es sich bei den angegebenen Leckgrößen im SHB um Annahmen zu Lecks in der Druckkammer, die getroffen wurden, um die aus den Analysen erhaltenen Druckverläufe im SHB an die zur Verfügung stehenden Messwerten anzupassen. Aus den Analysen ergibt sich kein Versagen des SHB, da aufgrund des Ventings kein Überdruckversagen angenommen wurde und es aufgrund der Betonstruktur unterhalb des RDB nur nach längerer Zeit zu einem Durchschmelzen des SHB durch Schmelzeaustrag kommen könnte. Dieses war jedoch nicht Ergebnis der Analyse. Auch zeigen die MELCOR Analysen von JNES/NISA nach RDB-Versagen nur noch eine relativ geringe Wasserstoffproduktion im Bereich von ca. 50 100 kg. Bei einer großflächigen Beton-Erosion wäre eine wesentlich stärkere Wasserstofferzeugung zu erwarten, d. h. laut diesen Analysen kommt es nicht zu einer starken Beton-Schmelze-Wechselwirkung. Allerdings ist uns nicht bekannt, unter welchen Annahmen diese Ergebnisse zustande kamen. Es wäre möglich, dass hier die späte Einspeisung mitberücksichtigt wurde oder dass der ermittelte Schmelzeaustrag aus dem RDB zu gering ist, als dass es zu einer großflächigen Schmelze-Beton-Wechselwirkung kommen würde.
- Im Fall SBO-FD-SBV wurde das Versagen der FD-Leitung nach 2:52 h postuliert. Spätere Analysen der auf die FD-Leitung einwirkenden Belastungen ergaben, dass diese wahrscheinlich schon wesentlich früher versagen würde. Dadurch käme es auch früher zu einem Versagen des SHB.
- Bei den GRS-Analysen kommt es jeweils direkt nach SHB-Versagen zur Wasserstoffexplosion, z. T. treten auch später noch schwächere Wasserstoffverbrennungen auf.

Diskussion der Ergebnisse der Unfallablaufanalysen

Die Zeitangabe von ca. zwei Stunden nach Eintritt des Erdbebens bis zur beginnenden Kernfreilegung erscheint im Vergleich zu den Analysen zu KKP-1 realistisch. Bei KKP-1 ist das Kühlmittelinventar zu Beginn zwar größer, allerdings ist durch die Annahme, dass gleich zu Beginn des Ereignisses die Bespeisung ausfällt, die abzuführende Nachzerfallswärme zu Beginn wesentlich höher. Auch ist die thermische Reaktorleistung im Fall KKP-1 um 85 % höher. Eine Abschätzung der in den jeweiligen Zeiten bis zur Kernfreilegung erzeugten Energie aufgrund des radioaktiven Zerfalls bestätigt den angegebenen Zeitrahmen von ca. zwei Stunden bis zur Kernfreilegung. Auch der Zeitrahmen von ca. einer Stunde zwischen Absinken des Kühlmittelstandes auf Kernoberkante und dem Beginn der Kernzerstörung erscheint plausibel.

Annahmen / Ergebnis- se	Fukushima (von TEPCO gerechnet)	NISA mit TEPCO- Annahmen	Fukushima (Case 1 NISA)	Fukushima (Case 2, NISA)	SBO-V	SBO-FD-SBV
Ausfall Einspeisung	0:51 h	0:51 h	0:51 h	0:51 h	0 h	0 h
RDB-Füllstand Kern- oberkanten	ca. 3 h	ca. 2 h	ca. 2 h	ca. 2 h	0:30 h	0:30 h
RDB-Füllstand Kern- unterkante	ca. 5 h					
Beginn Kernzerstörung	ca. 4 h	ca. 3 h	ca. 4 h	ca. 3 h	1:12 h	1:12 h
Versagen FD-Leitung	nicht betrachtet?	nicht betrachtet?	nicht betrachtet?	nicht betrachtet?	nicht betrachtet	2:52 h (Zeitpunkt postu- liert)
RDB-Versagen	15 h	5 h	12 h	5 h	8:59 h	5:47 h
Koka-Venting	23:44 h – 24:03 h	4:35 h – 4:45 h und 8:59 h – 9:09 h				
Leck SHB	3 cm Ø nach 18 h 7 cm Ø nach 50 h	3 cm Ø nach 18 h 7 cm Ø nach 50 h	3 cm Ø nach 18 h 7 cm Ø nach 50 h	3 cm Ø nach 18 h 35 cm ² nach 50 h	9:52 h (Durch- schmelzen SAR)	2 m ² (Überdruckversa- gen Ladedeckel) nach 2:52 h
Versagen RG-Dach durch H2-Explosion	24:50 h	24:50 h	24:50 h	24:50 h		2:53 h
(späte) Bespeisung	15 h (konstante Ein- speiserate)	15 h (konstante Ein- speiserate)	15 h (konstante Ein- speiserate)	15 h (Einspeiserate von RDB-Druck ab- hängig)		

Über den Zeitpunkt des RDB-Versagens lässt sich keine genaue Aussage treffen, da hier genauere Informationen zu den durchgeführten Analysen und der Widerstandsfähigkeit des RDB fehlen. Der angegebene Bereich von 5 und 15 Stunden erscheint jedoch grundsätzlich plausibel. Möglich wäre jedoch auch ein Versagen der FD-Leitung vor einem Durchschmelzen des RDB. Uns liegen keine Informationen vor, ob diese Möglichkeit betrachtet wurde. Der Bericht der japanischen Regierung an die IAEA sowie die von TEPCO am 15.05.2011 herausgegebenen Analyseergebnisse machen hierzu keine Aussage und weisen auch keine Temperaturverläufe des RDB bzw. der FD-Leitung aus. Es ist also zu vermuten, dass hierzu keine Analysen durchgeführt wurden. Die Analysen der GRS zeigten jedoch, dass ein Versagen der Frischdampfleitung bei Kernschmelzunfällen, bei denen es bei hohem Druck im RDB zur Kernschmelze kommt (Hochdruckfälle (HD-Fälle)) als sehr wahrscheinlich anzusehen ist, da die FD-Leitungen hierbei weit über ihre Auslegungsgrenzen belastet werden.

Abschätzung der Freisetzungsanteile

Hier sollen die von TEPCO bzw. JNES/NISA berechneten Freisetzungsanteile (Anteil des in die Atmosphäre freigesetzten Anteils verschiedener Radionuklide des Kerninventars, (siehe <u>Tab. 4.2</u>) mit Ergebnissen der Analysen aus der PSA zum SWR-69 verglichen und bezüglich ihrer Plausibilität bewertet werden. Hierbei liegt der Schwerpunkt auf den leichtflüchtigen Spaltprodukten, da diese den größten Teil der beobachteten Freisetzungen ausmachen. Auch ist bei diesen davon auszugehen, dass sie bei einer Kernzerstörung, wie sie sich aus den durchgeführten Analysen von TEPCO und JNES/NISA ergibt, im Wesentlichen vollständig aus dem Brennstoff freigesetzt werden. Bei den schwerer flüchtigen Spaltprodukten sind z. T. sehr hohe Temperaturen des Kernmaterials über einen längeren Zeitraum nötig, damit diese aus der Schmelze freigesetzt werden. Aus den vorhandenen Wissenslücken zum genauen Ablauf des Unfalls würden sich sehr große Unsicherheiten bei einer Abschätzung der Freisetzung von schwerflüchtigen Radionukliden ergeben.

Die <u>Tabelle 4.5</u> gibt die Freisetzungsanteile für die Edelgase, Cäsiumjodid (CsI), Cäsium (Cs) und Tellur (Te) für verschiedene Analysen an. Bei den ersten drei Analysen handelt es sich um die von JNES/NISA durchgeführten Analysen mit den Annahmen äquivalent zu der von TEPCO durchgeführten Analyse (TEPCO) sowie den Variationsrechnungen Case 1 und Case 2. Zusätzlich sind noch die beiden GRS-Analysen zum SBO mit Versagen der FD-Leitung und in der Folge Versagen des SHB im Bereich des Ladedeckels (SBO-FD-SBV) bzw. mit Versagen im Bereich des Steuerstabantriebsraums im unteren Bereich des SHB (SBO-FD-SARV) sowie der modifizierte Fall SBO-V* aufgeführt. In diesen Fällen führen die Analysen der GRS (für SWR-69) für CsI und Cs zu deutlich größeren Freisetzungen als für den Fall Fukushima berechnet wurden. Für die Fälle SBO-FD-SARV und SBO-V* ergeben sich für Tellur ähnliche Werte wie bei den Analysen von JNES/NISA, insbesondere für den Fall, dass die von TEPCO angesetzten Randbedingen für die Analyse verwendet wurden. Der Unterschied in den Freisetzungen aus den GRS-Analysen beruht zu einem großen Teil im unterschiedlichen Rückhaltepotential der Gebäude, je nachdem ob der SHB im oberen oder unteren Bereich versagt, sowie der Stärke der Wasserstoffexplosionen beim Versagen des SHB.

Ein etwas anderes Bild zeigt sich, wenn man ein häufig angewandtes Verfahren, welches ebenfalls im Rahmen der SWR-69-PSA benutzt wurde, anwendet. Bei diesem handelt es sich um die Berechnung der Freisetzungsanteile bestimmter Aerosole mittels sogenannten Freisetzungsfaktoren. Hierbei handelt es sich um eine Methode, um die Freisetzung für einen Unfallablauf, für den keine Detailanalyse mittels z. B. MELCOR durchgeführt wurde, abzuschätzen. Hierfür wird das Kraftwerk in Bereiche unterteilt, in die Aerosole freigesetzt und ggf. zurückgehalten werden können. Dies sind der RDB, der SHB und die umgebenden Gebäude (Reaktorgebäude, Maschinenhaus etc.). Bei den Freisetzungsfaktoren handelt es sich dann um den Anteil der in die jeweiligen Bereiche gelangten Aerosole, der diesen Bereich wieder verlässt. Die Freisetzungsfaktoren wurden dann aus den Ergebnissen der MELCOR-Rechnungen für verschiedene Gruppen von Unfallabläufen bestimmt.

Unter der Annahme, dass es sich bei dem Unfall in Block 1 des Kraftwerks Fukushima Dai-ichi um einen Unfallablauf handelt, bei dem der Kern vollständig geschmolzen ist, das Schmelzen des Kerns unter hohem Druck im RDB stattgefunden hat, es vor dem Versagen des RDB oder der Frischdampfleitung nicht zu einer automatischen oder manuellen Druckentlastung des Kühlkreislaufs gekommen ist und kein gefiltertes Venting durchgeführt wurde, ergibt sich nach den GRS-Untersuchungen für die Bandbreite der Freisetzungsfaktoren ein Bereich von 3,6·10⁻³ bis 8·10⁻² für die Aerosole CsI, CsOH und Te. Evtl. weitere Freisetzungen durch eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung wurden vernachlässigt, da zum einen der Ergebnisbeitrag gering wäre und zum anderen nicht bekannt ist, wie stark eine evtl. Beton-Schmelze-Wechselwirkung war. Die MELCOR Analysen von JNES/NISA zeigen nach RDB-Versagen nur noch eine relativ geringe Wasserstoffproduktion im Bereich von ca. 50 - 100 kg. Bei einer großflächigen Beton-Erosion wäre eine wesentlich stärkere Wasserstofferzeugung zu erwarten, d. h. laut diesen Analysen kommt es nicht zu einer starken Beton-Schmelze-Wechselwirkung.

Die Unsicherheiten in der Bandbreite ergeben sich im Wesentlichen aus dem Freisetzungsfaktor, der den Anteil der Aerosole beschreibt, der vom SHB in die angrenzenden Gebäude gelangt, sowie dem Freisetzungsfaktor, der die Freisetzung aus den Gebäuden in die Umgebung beschreibt. Hier sind, wie bei der Diskussion des Unfallablaufs schon erwähnt, auch die größten Schwierigkeiten bei der Übertragbarkeit der Ergebnisse auf Fukushima zu erwarten.

In Bezug auf die radioaktiven Edelgase kann im Fall Fukushima davon ausgegangen werden, dass aufgrund der Beschädigungen der Gebäude und der minimalen Löslichkeit von Edelgasen in Wasser das gesamte aus dem Kernbrennstoff freigesetzte Inventar in die Umgebung freigesetzt wurde. Da bei Block 1 davon auszugehen ist, dass der komplette Kern zerstört ist, bedeutet dies eine Freisetzung von 100 % des Inventars abzüglich der geringen Menge, die in der Zeit zwischen RESA und Zeitpunkt der Edelgasfreisetzung zerfallen ist. Da dies prinzipiell für alle Unfallabläufe mit vollständiger Kernzerstörung und Versagen des SHB zutrifft, sind die Ergebnisse einheitlich. Auch im Falle einer funktionierenden gefilterten Druckentlastung und eines ansonsten intakten Sicherheitsbehälters würde ein Großteil der Edelgase freigesetzt, da diese durch die Filter nicht zurückgehalten werden.

Die <u>Tabelle 4.6</u> dient dem Vergleich der sich aus den Unfallablaufanalysen von JNES/NISA und der GRS ermittelten Freisetzungsanteile mit den Freisetzungsanteilen, die sich bei Nutzung von Freisetzungsfaktoren ergeben. Hierzu werden die Verhältnisse zwischen den aus den verschiedenen Analysen ermittelten Freisetzungsanteilen und dem oberen bzw. unteren Ende der Bandbreite, die sich aus den Freisetzungsfaktoren ergibt, gebildet. Der Wert FSF-b (Freisetzungsfaktoren best) bezeichnet dabei den Wert 3,6·10⁻³, der Wert FSF-w (Freisetzungsfaktoren worst) bezeichnet den Wert 8·10⁻². Die Anteile von CsI und Cs wurden hier zusammengefasst, um Cäsium gemeinsam zu erfassen. Daher ergibt sich auch der Faktor 2 in den betreffenden Spalten. Ergibt sich nun ein Wert kleiner als 1 für den Fall "best" und ein Wert größer als 1 für den Fall "worst", so bedeutet dies, dass das Ergebnis der Analyse innerhalb der zu erwartenden Bandbreite liegt. Ergeben sich sowohl für den Fall "best" als auch für den Fall "worst" Werte größer als 1, so bedeutet dies, dass die Analyse die Freisetzung unterschätzt. Ergeben sich für beide Fälle Werte kleiner als 1, bedeutet dies, dass die Freisetzung überschätzt wird. Dies gilt natürlich nur soweit man die Bandbreite als realistischen Bereich definiert.

Bei der Betrachtung der Verhältnisse erkennt man, dass die von JNES/NISA durchgeführte Abschätzung des Freisetzungsanteils für Te bei allen drei Analysen innerhalb der zu erwartenden Bandbreite liegt. Die Abschätzung der freigesetzten Cäsiummenge liegt für Case 2 innerhalb der erwartenden Bandbreite, allerdings in der Nähe des unteren Randes der Bandbreite. Für die beiden anderen Fällen liegt die freigesetzte Cäsiummenge außerhalb der Bandbreite.

In Bezug auf die Jodfreisetzung sind erhebliche Unsicherheiten zu beachten. In den von uns herangezogenen Betrachtungen der GRS wurde nur auf das aerosolförmige CsI eingegangen. Die Ergebnisdarstellung der Analysen von TEPCO und JNES/NISA legt die Vermutung nahe, dass dies bei diesen Analysen auch zutrifft. Neben CsI liegen noch weitere Jodverbindungen vor. So sind Verbindungen wie z. B. I₂, organische Jodverbindungen und Jodat-Aerosole nicht berücksichtigt worden. Der Anteil dieser Jod-Spezies ist aufgrund sehr komplexer Abhängigkeiten von sowohl Umgebungsbedingungen wie pH-Wert, Dosisleistung und Temperatur als auch durch komplexe Reaktionsmechanismen untereinander schwierig zu bestimmen.

Vergleicht man die GRS-Analysen mit den Freisetzungsfaktoren laut GRS ergibt sich das Bild, dass hier die berechneten Freisetzungen für den Fall SBO-FD-SARV in der Nähe der pessimistischeren Abschätzung ("worst") liegen und für den Fall SBO-FD-SBV höhere Werte liefert, als dies nach der Methode mittels Freisetzungsfaktoren zu erwarten wäre.

Bewertung der Analysen zu Block 1

Soweit sich das aus der beschränkten Übertragbarkeit, auf die weiter oben schon eingegangen wurde, beurteilen lässt, erscheinen die Unfallablaufanalysen, die von TEPCO bzw. von JNES/NISA durchgeführt wurden, plausibel. Auch die errechneten Freisetzungen erscheinen im Großen und Ganzen plausibel, allerdings erscheinen sie eher optimistisch.

Analyse	Edelgase	Csl	Cs	Те
TEPCO	9,90·10 ⁻¹	1,90·10 ⁻³	9,10·10 ⁻⁴	2,40·10 ⁻²
Case1	9,50·10 ⁻¹	1,20·10 ⁻³	8,20·10 ⁻⁴	1,10·10 ⁻²
Case2	9,50·10 ⁻¹	6,60·10 ⁻³	2,90·10 ⁻⁴	1,10·10 ⁻²
SBO-V*	9,35·10 ⁻¹	4,36·10 ⁻²	5,37·10 ⁻²	3,66·10 ⁻²
SBO-FD-SBV	1,00·10 ⁰	1,32·10 ⁻¹	1,57·10 ⁻¹	1,12·10 ⁻¹
SBO-FD-SARV	9,74·10 ⁻¹	7,05·10 ⁻²	7,73·10 ⁻²	3,85·10 ⁻²

Tabelle 4.5: Vergleich der Freisetzungsanteile aus verschiedenen Analysen.

Tabelle 4.6: Vergleich von mittels Unfallablaufanalysen und über Freisetzungsfaktoren ermittelter Freisetzungsanteile.

Analyse	2·FSF-b/(CsI+Cs)	2·FSF-w/(CsI+Cs)	FSF-b/Te	FSF-w/Te
TEPCO	2,14	56,94	0,13	3,33
Case1	2,97	79,21	0,27	7,27
Case2	0,63	16,84	0,27	7,27
SBO-V*	0,06	1,65	0,08	2,19
SBO-FD-SBV	0,02	0,55	0,03	0,71
SBO-FD-SARV	0,04	1,08	0,08	2,08

Blöcke 2 und 3

Es soll hier keine vom Detaillierungsgrad zum Block 1 vergleichbare Diskussion der Unfallablaufanalysen und Freisetzungen erfolgen, sondern lediglich einige wenige wesentliche Ergebnisse der von TEPCO und JNES/NISA durchgeführten Unfallablaufanalysen skizziert werden.

Für die Blöcke 2 und 3 wurden von TEPCO jeweils Unfallablaufanalysen mit je zwei verschiedenen Annahmen zu den Einspeisemengen über das Feuerlöschsystem durchgeführt. Für beide Blöcke ergibt sich so jeweils ein Szenario das zu einem Versagen des Reaktordruckbehälters führt (TEPCO 2) und ein Szenario, bei dem kein RDB-Versagen auftritt (TEPCO 1). Die in der <u>Tabelle 4.2</u> angegebenen Freisetzungsmengen beziehen sich also auf die Szenarien, bei denen ein RDB-Versagen angenommen wird. In allen untersuchten Fällen kommt es laut Analyse zum Schmelzen eines Teils des Brennstoffs, allerdings verbleibt die Schmelze beim Fall TEPCO 2 im Bereich des Kerns. Zu einem Absturz von geschmolzenem Brennstoff in den Bodenbereich des RDB und in der Folge hiervon zum Durchschmelzen des RDB kommt es nur im Fall TEPCO 1.

Ein wesentlicher Unterschied zwischen den von TEPCO und JNES/NISA durchgeführten Analysen liegt im Zeitverlauf der maximalen Kerntemperaturen. Hier liegen laut TEPCO über einen wesentlich längeren Zeitraum Temperaturen über 2000°C an als laut JNES/NISA. Dies führt zu deutlichen Unterschieden in der Abschätzung der freigesetzten Menge schwerflüchtiger Spaltprodukte. Als Beispiel liegt der Unterschied für Lanthan im Fall der Analyse TEPCO 2 bei ca. einem Faktor 10 (siehe <u>Abb. 4.3</u> und <u>Abb. 4.4</u>).



Fig. 2-2-10 FP release ratio to the environment (2/2) (unit 2) [TEPCO-2] ①RCIC start manually, ②SBO, ③Water source change from CST to S/P, ④RCIC stop, ⑤Sea water inject., ⑥RPV depressurized, ⑦S/R valve-2 open, ⑧Impact sound

Abbildung 4.3: Freisetzungen ausgewählter Spaltprodukte aus Block 2 laut TEPCO (NISA11).

Einige Ergebnisse der Analysen lassen Rückschlüsse auf den Unfallablauf zu. So war im Fall von Block 2 während des Betriebs des RCIC der gemessene RDB-Druck niedriger als er laut Analyse hätte sein sollen. Laut TEPCO wären mögliche Erklärungen entweder eine Leckage in die Koka durch S+E-Ventile oder Probleme in der Instrumentierung. Nach der Druckentlastung des RDB passen die Ergebnisse der Analyse und die Messwerte gut zueinander. Dies deutet eher auf eine Leckage hin. Auch wurde bei den für den Block 2 durchgeführten Analysen nach 21 Stunden ein Leck mit 10 cm Durchmesser in der Druckkammer angenommen, da laut Analyse der Druck im SHB sonst wesentlich schneller hätte ansteigen müssen und schon am Vormittag des 13.03.2011 den doppelten Auslegungsdruck überschritten hätte. Im Fall von Block 3 gibt es Abweichungen zwischen dem gemessenen RDB-Druck und dem sich laut Analyse ergebenden RDB-Druck für den Zeitraum während dem das HPCI in Betrieb war. Eine ebenfalls von TEPCO durchgeführte Analyse unter der Annahme, dass in der Dampfleitung des HPCI ein Leck aufgetreten ist, zeigt einen Druckverlauf im Reaktordruckbehälter, der sehr gut mit den Messwerten überein stimmt.



Abbildung 4.4: Freisetzungen ausgewählter Spaltprodukte aus Block 2 laut JNES/NISA (NISA11).

Zum Zustand der Sicherheitsbehälter lässt sich sagen, dass Leckagen existieren, allerdings ist uns nicht bekannt, wie groß diese sind und wo sie sich befinden. Auf die Existenz von Leckagen lässt sich anhand der Nuklidanalysen der Wässer in den Kellern der Maschinenhäuser schließen. Am 26.03.2011 wurden Proben kontaminierten Wassers im Keller des Maschinenhauses von Block 3 analysiert. Das Wasser wies eine Oberflächendosisleistung von ca. 750 mSv/h auf und enthielt schwer flüchtige Spaltprodukte wie Ba-140 (1,9·10⁴ Bq/cm³) und La-140 (3,1·10³ Bq/cm³). Die Existenz der schwerflüchtigen Spaltprodukte lässt sich nur erklären, wenn das Wasser in direktem Kontakt mit geschmolzenem Kernmaterial gekommen ist. Am 26. und 27.03.2011 wurden Proben des stark kontaminierten Wassers im Keller des Maschinenhauses von Block 2 analysiert. Das Wasser wies eine Oberflächendosis von mehr als 1 Sv/h auf und enthielt schwer flüchtige Spaltprodukte wie Ba-140 (4,9-6,8·10⁵ Bq/cm³) und La-140 (1,9-3,4·10⁵ Bq/cm³). Dies lässt sich ebenfalls nur erklären, wenn das Wasser in direktem Kontakt mit geschmolzenem Kernmaterial gekommen ist. Da die Herkunft des Wassers nicht bekannt ist, ergeben sich zwei Möglichkeiten: Entweder gab es einen Eintrag von Kernmaterial in die Kondensationskammer, von der angenommen wird, dass sie Leckagen aufweist, oder das Wasser stammt aus dem Sumpf der Druckkammer. Ortsdosisleistungsmessungen aus dem entsprechenden Zeitraum weisen Werte im Bereich von 1,3-1,5 Sv/h für die Atmosphäre in der Kondensationskammer und 40-50 Sv/h für die Druckkammeratmosphäre auf.

4.2 RADIOLOGISCHE KONSEQUENZEN

4.2.1 Radiologische Folgen auf dem Anlagengelände

Nach Angaben des Betreibers TEPCO (TEP11d) und der Aufsichtsbehörde NISA (NISA11h) wurde am 12.03.2011 um ca. 4:00 Uhr Ortszeit erstmalig eine erhöhte Ortsdosisleistung auf dem Gelände der Anlage Fukushima Dai-ichi nach dem Erdbeben und dem anschließenden Tsunami registriert. Der gemessene Wert lag deutlich oberhalb der üblichen Hintergrunddosis (siehe <u>Tab. 4.7</u>) und stieg weiter rapide an. Das erste Maximum der Ortsdosisleistung von ca. 385 μ Sv/h wurde am 12.03.11 gegen 10:30 Uhr am Messpunkt Haupttor vermutlich infolge der Explosion im Block 1 gemessen. Dieser Wert fiel aber nach kurzer Zeit wieder auf ca. 3 μ Sv/h ab. Der zeitliche Verlauf der Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Dai-ichi an den Messpunkten und deren Lage ist in Abbildung 4.5 dargestellt (TEP11c). Als Vergleich sind in der <u>Tabelle 4.7</u> einige Dosis- und Grenzwerte zusammengefasst. Im Verlauf der nächsten Stunden zwischen dem 12.03.2011 und 14.03.2011 stieg die Ortsdosisleistung mehrfach schlagartig an. Eine Ursache dafür waren vermutlich die wiederholten Druckentlastungen in den beschädigten Blöcken 1 bis 3. Die registrierten maximalen Ortsdosisleistungen am Messpunkt Haupttor lagen bei ca. 280 μ Sv/h am 13.03.2011 um 9:00 Uhr, ca. 900 μ Sv/h am 14.03.2011 um 2:00 Uhr und ca. 3.100 μ Sv/h am 14.03.2011 um 21:00 Uhr (<u>Abb. 4.3</u>).

Nach weiteren Explosionen in den Blöcken 3 am 14.03.2011 und 4 am 15.03.2011 (siehe <u>Kapitel 3.1</u>) wurden erneut Maxima der Ortsdosisleistung registriert. Der Messwert am Haupttor lag am 15.03.2011 um 9:00 Uhr bei 12.000 μ Sv/h. In der Nacht zum 16.03.2011 wurde ein Maximum von ca. 8.000 μ Sv/h und ungefähr 12 Stunden später eines von 11.000 μ Sv/h registriert.

Für die Zeit vom 17.03.2011 bis 21.03.2011 sind keine Messwerte des Messpunkts Haupttor vorhanden. Alternative Messdaten, die in der Nähe des Hauptgebäudes und am Westtor aufgenommen wurden, zeigen große Schwankungen der Ortsdosisleistungen. Beispielhaft sind die Werte von ca. 5.000 μ S/h am 18.03.2011 und von ca. 2.000 μ Sv/h am 21.03.2011 am Hauptgebäude sowie von ca. 800 μ Sv/h am 19.03.2011 und von ca. 300 μ Sv/h am 20.03.2011 am Westtor gemessen worden. An dem am 21.03.2011 wieder verfügbaren Messpunkt am Haupttor konnten ebenfalls große Schwankungen der Ortsdosisleistung beobachtet werden, die bedingt durch die weitere Entfernung von der Unfallstelle um ca. den Faktor 10 kleiner als die Messwerte am Hauptgebäude, aber größer als die Messwerte am Westtor waren. Ab dem 28.03.2011 wurde ein deutlich erkennbarer abnehmender Verlauf registriert. Am 13.05.2011 lagen die Werte bei ca. 390 μ Sv/h am Hauptgebäude, ca. 50 μ Sv/h am Haupttor und 16 μ Sv/h am Westtor.

Am 13.03.2011 wurde erstmals durch die NISA die Freisetzung von radioaktivem Jod-131 und Cäsium-137 in der Atmosphäre bestätigt (NISA11j, IAEA11e). Am 21.03.2011 wurden Spuren von Kobalt, am 22.03.2011 Tellur und am 23.03.2011 Cer in der Atmosphäre detektiert (TEP11e). Am 28.03.11 berichtete TEPCO von Kontamination des Erdbodens mit radioaktivem Plutonium (TEP11f). Am 21.03. und 22.03.2011 wurden aus einem Umkreis von 1 km um die Blöcke 1 und 2 der Anlage Dai-ichi fünf Bodenproben zur Analyse entnommen. In allen Proben wurde Pu-239 und Pu-240 nachgewiesen, zwei von denen enthielten zusätzlich Pu-238. Es ist nicht auszuschließen, dass die Plutoniumkontamination eine Folge des Unfalls in Fukushima gewesen sein könnte; diese Fragestellung wird kompliziert dadurch, dass die gemessenen Konzentrationen sich kaum von denen unterscheiden, die als Folge der oberirdischen Atomwaffenversuche in Böden Japans zu erwarten sind.

Am 27.03.2011 stellte TEPCO eine Ansammlung von kontaminiertem Wasser in einem Schacht außerhalb der Maschinenhäuser der Blöcke 1 – 3 fest (TEP11j). Bei Analysen wurden radioaktives Tellur, Niob, Ruthenium, Silber, Jod und Cäsium nachgewiesen. Am 02.04.2011 wurde festgestellt, dass das kontaminierte Wasser sich in einem Schacht für die Stromkabel in der Nähe des Kühlwassereinlaufs für Block 2 gesammelt hatte und durch einen Riss in der Betonstruktur weiter ins Meer gelangte. An dieser Stelle im Block 2 wurde eine Ortsdosisleistung von über 1.000 mSv/h gemessen. Daraufhin veranlasste TEPCO, das Leck abzudichten, die Fliesskanäle des kontaminierten Wassers zu untersuchen und die Kontamination im Meeresküstenbereich intensiver zu überwachen.

Am 17.04.2011 wurde durch TEPCO ein Konzept vorgestellt (siehe <u>Kapitel 7</u>) (TEP11h), um stabile Bedingungen für die Kühlung des Reaktorkerns und des BE-Lagerbeckens zu schaffen sowie die Freisetzung und Verbreitung radioaktiver Stoffe zu mindern. Bezüglich der Strahlenschutzaspekte wurde eine Ausweitung der radiologischen Überwachung betreffend der Anzahl und der Lage der Messstationen sowie häufigere Messungen beschlossen. Auch die Informationsweitergabe an die Regierung und die Öffentlichkeit sollte optimiert werden.

Um eine Ausbreitung der freigesetzten und abgelagerten radioaktiven Stoffe zu verhindern, wurde ab dem 26.04.2011 durch den Betreiber eine Bindemittel-Dispersion auf das Anlagengelände und die Anlagengebäude versprüht (siehe <u>Kapitel 7.3</u>) (TEP11g). Die tatsächliche Wirkung dieser Maßnahme kann allerdings nicht abgeschätzt werden.

Die Messungen der Radioaktivität wurden auf dem Anlagengelände sowie in den Reaktorblöcken verstärkt fortgeführt. In dessen Folge wurden mehrere Stellen mit stark erhöhten Dosisleistungen identifiziert. Bei wiederholten Begehungen des Blocks 1 mit einem ferngesteuerten Roboter wurden seit Anfang Mai Dosisleistungen von einigen hundert mSv/h bis zu 4000 mSv/h gemessen.

Am 01.08.2011 wurde am Abluftkamin der Blöcke 1 und 2 lokal an zwei Stellen eine Oberflächendosisleistung von 10.000 mSv/h gemessen (TEP11i, IAEA11b). Diese Werte wurden bei einer Routinemessung durch einen Mitarbeiter in der Einbindung der Rohrleitung in den Abluftkamin nah im Bodenbereich gemessen. Rund um die aufgefundenen Stellen wurde ein Sperrbereich eingerichtet und weitere Abschirmungsmaßnahmen wurden vorgesehen. Ein Tag später wurde im zweiten Stock des Maschinenhauses von Block 1 in einem Raum für das Notfallgasaufarbeitungssystem 5000 mSv/h gemessen (IAEA11b). Da diese extrem hohen Dosisleistungen punktuell an Abluftbzw. Gasaufbereitungssystemen lokalisiert wurden und zu diesem Zeitpunkt kein Anstieg der Ortsdosisleistung an sonstigen Messstellen in der Umgebung registriert wurde, ist diese Strahlung mit hoher Wahrscheinlichkeit auf die direkte Kontamination infolge des Ventings zurückzuführen.



Abbildung 4.5: A) Zeitlicher Verlauf (11. März bis 30. April 2011) der Ortsdosisleistungen (µSv/h) an den Messpunkten Haupttor, Hauptgebäude und Westtor am Standort Fukushima Dai-ichi (TEP11c). B) Positionen der Messpunkte auf dem Anlagengelände Fukushima Dai-ichi (TEP11c).

Dosis	
0,9 mSv	Jahresdurchschnitt der Ortsdosis in Deutschland (in Japan 0,6 mSv/Jahr (FUK09))
0,01 mSv	Typische, rechnerisch ermittelte, maximale Exposition einer Person infolge des Betriebs eines Kernkraftwerks in Deutschland
0,3 mSv	Maximale zulässige jährliche effektive Dosis von Einzelpersonen der Bevölkerung durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser aus kerntechnischen Anlagen in Deutschland (StrlSchV § 47)
1 mSv	Maximal zulässige jährliche effektive Dosis einer Person der Normalbevölkerung aus Tätig- keiten, u. a. aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen in Deutschland (StrlSchV § 46)
2 mSv	Durchschnittliche jährliche Dosis einer Person in Deutschland aus künstlichen Quellen, vor- nehmlich Medizin
2 bis 3 mSv	Durchschnittliche jährliche Dosis der Bevölkerung in Deutschland aus natürlichen Quellen (in Japan 1,5 mSv/Jahr (FUK09))
20 mSv/Jahr	Grenzwert der effektiven Dosis für beruflich strahlenexponierte Personen in Deutschland (StrlSchV § 55), (in Japan 50 mSv/Jahr (NISA11))
100 mSv	Dosis, bei der nach gegenwärtigem Wissensstand in einer Bevölkerungsgruppe etwa 1 % zusätzliche Krebs- und Leukämiefälle auftreten

ິabelle 4.7: Übersicht ເ	iber einige	charakteristische	Dosis- und G	renzwerte	(BFS11a).
					· · · /

Dosis	
250 mSv	Dosisgrenzwert für eine Person beim Einsatz lebensrettender Maßnahmen oder zur Ver- meidung großer Katastrophen in Deutschland (StrlSchV § 59), (gilt seit 15.03.11 auch in Japan, vorher 100 mSv (NISA11))
400 mSv	Grenzwert für die Berufslebensdosis bei beruflich strahlenexponierten Personen in Deutsch- land (StrlSchV § 56)

4.2.2 Gesundheitliche Folgen für das Personal

Am 01.06.2011 wurde von der japanischen Behörde NISA von insgesamt 4 Toten (direkt durch Einwirkung des Tsunami) und 36 Verletzten an den Anlagen Dai-ichi und Dai-ni berichtet. Davon wurden 17 Mitarbeiter infolge der Wasserstoffexplosionen in den Blöcken 1 und 3 verletzt (NISA11a).

Nach Angaben des Betreibers wurden einige Tausend Arbeiter bei der Bekämpfung der Unfallfolgen erhöhten Strahlenexpositionen ausgesetzt. Bei 103 Personen wurde eine effektive Dosis von mehr als 100 mSv durch äußere und innere Strahlenexpositionen festgestellt (siehe Tabelle 4.8).

Effektive Dosis / mSv	ТЕРСО	Externe Mitarbeiter
> 250	6	0
250 – 200	0	2
150 – 200	12	2
100 – 150	66	15

Tabelle 4 8 [.]	Strahleneynosition	über 100 mSv	hei Reschäftigten ir	n Fukushima (TFP11a)
	onumerrexpoonder		soi booonanigion n	

4.2.3 Umgebung

Die radioaktiven Partikel (vor allem Jod und Cäsium) wurden zuerst am 12.03.2011 bei der Explosion im Block 1 der Anlage Dai-ichi freigesetzt und infolge der damals herrschenden Wetterbedingungen mit dem Wind und den Niederschlägen in der weiteren Umgebung verteilt. Vorwiegend wurden die Gebiete im Nordwesten und im Osten des Kernkraftwerks Fukushima durch Kontaminationen belastet. Die räumliche Verteilung der Ortsdosisleistung beispielsweise am 29.04.2011 kann aus <u>Abbildung 4.6</u> und die zeitliche Verteilung an ausgewählten Standorten in Japan aus <u>Abbildung 4.7</u> entnommen werden (JAIF11a).



Abbildung 4.6: Die räumliche Verteilung der Ortsdosisleistung (µSv/h) vom 29. April 2011 sowie die Maximal- und Minimalwerte der Cäsium-137 Konzentration im Meerwasser (Bq/l) bis zum 7. Mai 2011 und der Cäsium-137 Konzentration im Erdboden (Bq/l) bis zum 9. Mai 2011 im Umkreis von 80 km um die Anlage Fukushima Dai-ichi (JAIF11a).

Die höchste Ortsdosisleistung wurde am Rand der 30 km Zone in nordwestlicher Richtung gemessen. Am 17.03.2011 stiegen dort die Werte auf bis zu 170 μ Sv/h (IAEA11a). Auch in Fukushima, 60 km von der Anlage in gleicher Richtung entfernt, waren die Werte stark erhöht und stiegen bis auf über 20 μ Sv/h (JAIF11a).

In südlicher Richtung wurden vergleichsweise niedrige Werte gemessen. In den Grenzgebieten zwischen den Präfekturen Fukushima und Ibaraki waren am 21.03.2011 die maximal gemessenen Ortsdosisleistungen ca. 4,2 µSv/h in Takahagi und 5 µSv/h in Iwaki. In den weiter entfernt gelegenen Städten Ibaragi und Saitama lag das Maximum, welches am 15.03.2011 gemessen wurde, bei ca. 1 µSv/h und in Tokio bei ca. 0,36 µSv/h (JAIF11a).

Seit dem 25.03.2011 hat sich die Situation stabilisiert und es wurde eine eindeutig sinkende Tendenz der Ortsdosisleistung beobachtet. Ende April waren die Werte in den meisten Gebieten der 30 km Zone auf das Niveau der natürlichen Strahlung zurückgegangen. Nur noch in den Gebieten in nordwestlicher Richtung, die aufgrund der Wetterbedingungen am stärksten kontaminiert wurden, lagen die Werte teilweise noch über 20 µSv/h.

Wetterbedingt kam es zur Ablagerung radioaktiver Stoffe in den Boden und in das Meerwasser. Die höchsten Konzentrationen im Boden wurden in der Präfektur Fukushima gemessen. Eine Übersicht über die Verteilung der maximal und minimal gemessenen Werte des Cs-137 im Zeitraum bis zum 09.05.2011 kann ebenfalls aus <u>Abbildung 4.6</u> entnommen werden (JAIF11a). Ähnlich wie bei der Ortsdosisleistung wurden die höchsten Konzentrationen von radioaktivem Jod und Cäsium-Isotopen am Rand der 30 km Zone in nordwestlicher Richtung gemessen. In der Umgebung von litate wurden Werte von über 100.000 Bq/kg für Cs-137 in den Bodenproben nachgewiesen. In den restlichen Gebieten rund um die 30 km Sperrzone waren die Werte deutlich niedriger und lagen typischerweise zwischen 50 Bq/kg und 22.000 Bq/kg. Die Kontamination des Meerwassers wird im <u>Kapitel 4.2.6</u> diskutiert.





Abbildung 4.7: Oben: A) Zeitlicher Verlauf (15. März bis 5. Juli 2011) der Ortsdosisleistung (µSv/h) an ausgewählten Standorten in der Präfektur Fukushima (JAIF11a). B) Positionierung der Messpunkte in der Präfektur Fukushima. Unten: A) Zeitlicher Verlauf (14. März bis 5. Juli 2011) der Ortsdosisleistung (µSv/h) an ausgewählten Standorten in Japan B) Positionierung der Messpunkte in Japan (JAIF11a).

4.2.4 Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung

Am 11.03.2011 um 19:03 Uhr Ortszeit rief die japanische Regierung aufgrund der Ereignisse in Fukushima Daiichi den nuklearen Notstand aus. Daraufhin ordnete der lokale Krisenstab für nukleare Notfälle um 20:50 Uhr eine vorsorgliche Evakuierung der Bevölkerung im Umkreis von 2 km (1.864 Einwohner) um den Block 1 der Anlage Dai-ichi an. Die rechtliche Grundlage der Evakuierung wurde durch die Einstufung der Ereignisse in einen nuklearen Notstand über das Gesetz "Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness" von 1999 abgesichert. Um 21:23 Uhr wurde vom Premierminister die Anweisung erteilt, dass alle Einwohner im Umkreis von 3 km um den Block 1 der Anlage Dai-ichi evakuiert werden und dass alle Einwohner im Umkreis von 10 km um den Block 1 in ihren Häusern verbleiben sollten.

Am 12.03.2011 um 05:44 Uhr wurde aufgrund des Druckanstiegs in den Sicherheitsbehältern der einzelnen Blöcke die Evakuierungszone auf 10 km um die Anlage Dai-ichi erweitert. Um 07:45 Uhr wurden die Ereignisse in der Anlage Fukushima Dai-ni ebenfalls in einen nuklearen Notstand eingestuft. Als Folge dessen wurde eine Anweisung des Premierministers erteilt, dass auch alle Einwohner im Umkreis von 3 km um die Anlage Dai-ni evakuiert werden und alle Einwohner im Umkreis von 10 km um die Anlage in ihren Häusern bleiben sollten. Nachdem sich die erste Wasserstoffexplosion in der Anlage Dai-ichi am 12.03.2011 um 15:36 Uhr ereignete, wurden die Evakuierungszonen auf 20 km im Umkreis um die Anlage Dai-ichi und auf 10 km um die Anlage Dai-ni vergrößert. In <u>Abbildung 4.8</u> sind die Evakuierungszonen dargestellt.

Die Evakuierungen wurden am 15.03.2011 abgeschlossen. Die Bevölkerung in der Evakuierungszone betrug ca. 78.200 Personen. Zuvor wurde bekannt gegeben, dass die Bevölkerung in einem Umkreis von 20 bis 30 km von Fukushima Dai-ichi in ihren Häusern verbleiben solle. Dies betraf etwa 62.400 Personen (NISA11).

Nach Angaben der IAEA wurde zusätzlich eine Flugverbotszone im Radius von 30 km um die Anlage Dai-ichi sowie Räumungsanordnungen der Küstengewässer in einem Umkreis von 10 km um die Anlage Dai-ichi und 3 km um die Anlage Dai-ni eingerichtet (IAEA11). Die Botschaften mehrerer Länder, darunter auch die Deutsche Botschaft, verlegten ihren Dienstbetrieb aus Tokyo in andere japanische Städte.

Am 11.04.2011 wurde das Konzept einer vorsorglichen Evakuierungszone, aus der innerhalb eines Monats die Bewohner umgesiedelt werden sollten, als auch einer evakuierungsvorbereitenden Zone, in der Maßnahmen zur Evakuierung bzw. zum Aufenthalt in Häusern getroffen werden sollten, bekannt gegeben (vgl. <u>Abb. 4.8</u>). Diese Evakuierungsmaßnahmen traten am 22.04.11 in Kraft. Grundlage waren Daten aus zuvor erhaltenen Berichten ("Estimating Accumulated Dose in Sourrounding Areas Outside 20 km Radius of Fukushima Dai-ichi NPS" und "Accumulated External Exposure Dose (SPEEDI trial calculation values from March 12 to April 5)"), die die Annahme der Überschreitung der Jahresdosis von 20 mSv in bestimmten Gebieten außerhalb der 20 km Evakuierungszone bestärkten (NISA11). Die Jahresdosisobergrenze von 20 mSv wurde durch die Nuclear Safety Commission (NSC) als Standard zum Schutz der Bevölkerung festgelegt. Grundlage dafür waren die Referenzwerte (20-100 mSv/a) aus (IAEA11i) und (ICRP07). Die deutschen Eingreifrichtwerte für Maßnahmen im Falle des Katastrophenschutzes sind zum Vergleich in der <u>Tabelle 4.9</u> zusammengefasst.



Abbildung 4.8: Eine Einteilung der Evakuierungszonen um die Anlagen Fukushima Dai-ichi und Dai-ni (NI-SA11u).

Ebenfalls am 22.04.2011 wurde eine Sperrzone im Umkreis von 20 km der Anlage Dai-ichi eingerichtet. Diese Maßnahme wurde nötig, da trotz der Gefahr durch erhöhte radioaktive Strahlung Einwohner in die 20 km Evakuierungszone zurückgekehrt waren.

Spätere Veröffentlichungen (NISA11b) zeigten weitere lokal beschränkte Bereiche mit erhöhter Kontamination (Hotspots) mit möglichen jährlichen Strahlenexpositionen von über 20 mSv in nordwestlicher Richtung auch außerhalb der bereits evakuierten Zone. Zu einer Evakuierung der Risikogruppen sowie zu einer freiwilligen Evakuierung der Bevölkerung in diesen Zonen wurde durch die Krisenstäbe am 16.06.2011 aufgerufen (NISA11b).

Am 18. August 2011 wurde verkündet, dass die Evakuierung der vorsorglichen Evakuierungszone so gut wie abgeschlossen sei (NISA11d).

Am 30. September 2011 wurde durch die japanische Regierung deren Evakuierungsempfehlung für fünf Gebiete im Umkreis von 20 bis 30 km um die Anlage Fukushima aufgehoben (JAIF11e). Die Entscheidung, ob und wann die übrigen Bewohner der Evakuierungszone in ihre Häuser zurückkehren können, steht noch nicht fest.

Die Präfektur Fukushima verteilte zum Schutz der Bevölkerung vorsorglich Jodtabletten und Jodpulver zur Jodblockade an Städte, Dörfer und Gemeinden innerhalb der 50 km Zone um die Anlage Fukushima. Durch die rechtzeitige Einnahme von Jodtabletten wird die Schilddrüse mit nicht radioaktivem Jod gesättigt. Diese Sättigung (Jodblockade) verhindert weitgehend, dass radioaktives Jod von der Schilddrüse zu einem späteren Zeitpunkt aufgenommen werden kann, was zu einer deutlichen Reduzierung der Strahlenbelastung der Schilddrüse führt. Insgesamt wurden ca. 1.510.000 Jodtabletten für 750.000 Personen und 6,1 kg Jodpulver für 120.000 bis 180.000 Personen für den Fall einer direkten Verteilungsanweisung bereitgehalten (NISA11). Diese Anweisung wurde am 16. März 2011für die Bevölkerung innerhalb der 20 km Evakuierungszone gegeben. Allerdings waren zu diesem Zeitpunkt die Evakuierungen bereits abgeschlossen (NISA11).

Aus Schilddrüsenuntersuchungen von ca. 1100 Kindern im Alter zwischen 0 bis 15 Jahren wurde keine Strahlenexposition höher als 0,2 mSv/h abgeschätzt. Bei ca. 200.000 Erwachsenen wurden Strahlungsmessungen durchgeführt, davon zeigten 102 Personen einen Aktivitätswert von über 100.000 cpm. Dieser Referenzwert (100.000 cpm) zur Dekontamination wurde am 19. März 2011 durch die Nuclear Safety Commission (NSC) auf 100.000 cpm bzw. 1 mSv/h bei 10 cm Entfernung festgelegt, welcher als Standardwert in (IAEA06) zu finden ist. Nach wiederholtem Messen ohne Kleidung bzw. nach Dekontamination war der Wert unter 100.000 cpm gefallen. Am 16. September 2011 wurde dieser Wert durch den lokalen Krisenstab für nukleare Notfälle auf 13.000 cpm heruntergestuft (NISA11i). Eine Gesundheitsüberwachung der gesamten Bevölkerung in der Präfektur Fukushima soll durch das "Health management survey for the residents in Fukushima prefecture" (NISA11u) langfristig sicher gestellt werden.

		Eingreifrichtwerte	
Maßnahme	Organdosis (Schilddrüse)	effektive Dosis	Integrationszeiten und Expositi- onspfade
Aufenthalt in Ge- bäuden		10 mSv	äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide
Einnahme von Jodtabletten	50 mSv Kinder und Jugendli- che bis 18 Jahre sowie Schwangere, 250 mSv Perso- nen von 18 bis 45 Jahren		im Zeitraum von 7 Tagen inhaliertes Radiojod einschließlich der Folge- äquivalentdosis
Evakuierung		100 mSv	äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide
langfristige Um- siedlung		100 mSv	äußere Exposition in 1 Jahr durch abgelagerte Radionuklide
temporäre Um- siedlung		30 mSv	äußere Exposition in 1 Monat

Tabelle 4.9: Eingreifrichtwerte im Katastrophenschutz in Deutschland (SSK04).

4.2.5 Kontamination von Trinkwasser und Nahrungsmitteln

Die erste Meldung des MHLW (Ministry of Health, Labour and Welfare) über Kontaminationen von Nahrungsmitteln und Trinkwasser in Japan stammt vom 19.03.2011. Untersuchungen von Proben aus den Präfekturen Fukushima und Ibaraki zeigten, dass eine I-131- und Cs-137-Kontamination vorlag (MHLW11d, MHLW11f).

Nachdem in einzelnen Proben Kontaminationen mit radioaktiven Stoffen oberhalb der zulässigen Grenzwerte gefunden wurden, erteilte die Regierung den Präfekturen Fukushima, Ibaraki, Tochigi und Gunma die Anweisung, kein Blattgemüse, und den Präfekturen Fukushima und Ibaraki, auch keine Rohmilch auszugeben (MHLW11b). Den Einwohnern wurde außerdem empfohlen, kein Leitungswasser zu trinken (MHLW11d). Seit dem 29.03.2011 liegen die Trinkwasserkonzentrationen von Jod-131 und Cs-137 wieder unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte für Säuglinge (I-131: 100 Bq/l, Cs-137: 200 Bq/l). Die Konzentration von I-131 im Trinkwasser ist in Abbildung 4.9 für ausgewählte Städte dargestellt. Bis zum 27.03.2011 wurden die Beschränkungen in Bezug auf Trinkwasser von der japanischen Regierung für die meisten Städte aufgehoben. Am längsten, bis zum 10.05.2011, galten diese Beschränkungen in litate-Mura Village. (MHLW11e). Die Nahrungsmittel werden weiterhin überwacht. Inzwischen sind die radioaktiven Stoffe bereits in die Pflanze-Tier-Mensch-Nahrungskette gelangt. So wurden wiederholt Fälle von Rindfleischkontamination festgestellt (IAEA11b). Nach Angaben des MHLW wurden von 12850 unterschiedlichen Nahrungsmittelproben, die vom 19.03.2011 bis 17.08.2011 untersucht wurden, in 551 Proben Kontamination nen oberhalb der gesetzlichen Grenzwerte nachgewiesen (MHLW11f).

In <u>Tabelle 4.10</u> sind beispielhaft Kontaminationsgrenzwerte für japanische Nahrungsmittel dargestellt, wie sie von der japanischen Regierung und der EU verordnet sind. In Klammern sind zusätzlich auch die Grenzwerte angegeben, wie sie von der EU-Kommission ursprünglich am 25.03.2011 (Verordnung 297/2011) für Nahrungsmittel aus Japan festgelegt wurden. Dabei handelte es sich um Werte, wie sie nach der Reaktorkatastrophe in Tschernobyl eingeführt wurden. Da diese älteren Grenzwerte der EU teilweise höher als die aus Japan waren wurden sie am 08.04.2011 – auch auf Empfehlung von BMU/BfS – an die japanischen Werte angepasst (BMELV11).



Seit Dezember 2011 denkt die japanische Regierung über eine Reduzierung der Grenzwerte weiter nach (DYO11).

Abbildung 4.9: Zeitlicher Verlauf (16. März bis 4. April 2011) der Jod-131 Konzentration im Trinkwasser (Bq/Kg) an ausgewählten Standorten in der Präfektur Fukushima (FEQ11).

Tabelle 4.10: Kontaminationsgrenzwerte für japanische Nahrungsmittel. Die Werte gelten in Japan (MHLW11a) und in der EU. Zur Orientierung sind die alten Grenzwerte für Katastrophenfälle in der EU in Klammern gesetzt (BMELV11).

Grenzwerte in Japan und der EU für Lebensmittel aus vom Unfall betroffenen Präfekturen					
I-131 Bq/kg Cs-134,137 Bq/kg					
Nahrungsmittel	2000 (2000)	500 (1250)			
Milch	300 (500)	200 (1000)			
Wasser	300 (500)	200 (1000)			

4.2.6 Kontaminationen von Meerwasser

Erste Untersuchungen von Meerwasserproben auf Radioaktivität wurden am 21.03.2011 durchgeführt. In den Proben, die in der Nähe des südlichen Auslaufkanals an der Anlage Fukushima Dai-ichi entnommen wurden, wurden radioaktives Kobalt, Jod und Cäsium detektiert (TEP11b).

Seit dem 23.03.2011 wurden die Gewässer, sowohl vom Betreiber als auch der Behörde, verstärkt überwacht. Der Betreiber TEPCO hat die Probennahmepunkte direkt an der Küste, in unmittelbarer Nähe der beschädigten Anlage und seit Ende März 2011 zusätzlich im 15 km-Radius von der Anlage Fukushima Dai-ichi eingerichtet. Die Behörde MEXT (Japanese Ministry of Education, Culture, Sport, Science and Technology) hat ihre Probennahmepunkte im 30 km-Radius angeordnet. In <u>Abbildung 4.10</u> wird die zeitliche Verteilung der I-131-Konzentration in den oberen Schichten des Pazifischen Ozeans an ausgewählten Messpunkten in der 30 km Zone des Küstenbereichs gezeigt (TEP11b, MEXT11a).

In direkter Nähe der Anlage Fukushima Dai-ichi stieg die Konzentration von I-131 bis Ende März kontinuierlich an und erreichte am 30.03.2011 den Höchstwert von fast 2·10⁵ Bq/l. Dieser Höchstwert liegt um vier Größenordnungen über einen von der japanischen Behörde NISA genannten Wert von 40 Bq/l, der allgemein als Maximalkonzentration für das Meerwasser angegeben wird (NISA11g). Der Anstieg der Konzentration steht im direkten Zusammenhang mit dem Ablassen vom kontaminierten Wasser aus den beschädigten Reaktorblöcken der Anlage Fukushima Dai-ichi (siehe <u>Kapitel 4.1.1</u>). Seit Anfang April 2011 ist eine deutlich sinkende Tendenz zu erkennen, obwohl temporär geringe Anstiege der I-131-Konzentration registriert werden.

An den südlich gelegenen Messpunkten bei der Anlage Fukushima Dai-ni zeigt die Verteilung der I-131-Konzentration den gleichen zeitlichen Verlauf. Allerdings liegt der Höchstwert, der am 28.03.2011 erreicht wurde, mit ca. 4·10³ Bq/I deutlich tiefer.

In größerer Entfernung von der Küste wurde ein anderer Trend beobachtet. Ein erster Höchstwert von ca. 80 Bq/l I-131 wurde am 23.03.2011 gemessen. Zwischen 23.03.2011 und 31.03.2011 ging die I-131-Konzentration zunächst stark zurück bis auf Werte unter 10 Bq/l. Ab dem 01.04.2011 bis zum 07.04.2011 stieg sie wieder an und blieb bis zum 20.04.2011 auf annähernd konstantem Niveau von ca. 100 Bq/l, danach sank sie wieder ab. Das erste Maximum geht wahrscheinlich auf die Freisetzung der radioaktiven Stoffe in die Luft und deren Ablagerung auf der Wasseroberfläche zurück, das zweite Maximum folgt wahrscheinlich direkt aus dem Ablassen des kontaminierten Wassers aus den beschädigten Reaktorblöcken in den Ozean.

Insgesamt müssen damit enorme Mengen radioaktiver Stoffe direkt oder auf dem Weg über die Atmosphäre ins Meer gelangt sein. Eine Abschätzung des Gesamteintrags ist derzeit noch nicht möglich. Seit Anfang Mai 2011 liegen die Konzentrationen von I-131 an den verschiedenen Messpunkten bei ca. 10 Bq/l. Daraus lässt sich die Schlussfolgerung ziehen, dass die radioaktiven Stoffe im Meereswasser relativ gleichmäßig verteilt wurden. Aufgrund des Zerfalls- und Verdünnungseffektes sinken die Werte langsam weiter ab.



Abbildung 4.10: A) Zeitlicher Verlauf (18. März bis 17. Mai 2011) der Jod-131 Konzentration im Meerwasser (Bq/I) (TEP11b, MEXT11a). B) Positionierung der Messpunkte im Meerwasser um die Anlage Fukushima Dai-ichi (IA-EA11g).

4.2.7 Radiologische Folgen in Europa und Nordamerika

Viele Botschaften empfahlen ihren Staatsangehörigen, Japan zu verlassen bzw. in die nicht strahlenbelasteten Gebiete auszuweichen (DBT11). Für die aus Japan kommenden Reisenden wurden in Deutschland u. a. vom BfS Messungen zur Feststellung einer eventuellen Kontamination angeboten. Auch die aus Japan importierten Lebensmittel und Güter wurden überwacht und nach Bedarf dekontaminiert bzw. aus dem Verkehr gezogen (BFS11a).

Nach unseren Kenntnissen sind für Deutschland und Europa keine radiologischen Folgen des Fukushima-Unfalls zu erwarten (BFS11a, BFS11b). Zwar konnten radioaktive Jod- und Cäsium- Isotope in der Atmosphäre nachgewiesen werden, deren Konzentration war aber, wie in <u>Abbildung 4.11</u> gezeigt, sehr gering. Die von CTBTO (Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization - Organisation des Vertrags über ein umfassendes Verbot von Nuklearversuchen) registrierten Höchstwerte lagen Anfang April 2011 in Nordeuropa bei ca. 0,004 Bq/m³ für I-131 und 0,001 Bq/m³ für Cs-137. Die in Deutschland vom BfS gemessenen Maximalwerte betrugen ca. 0,0015 Bq/m³ für I-131 und 0,0001 Bq/m³ für Cs-137. Diese liegen ca. vier Größenordnungen, d. h. bei weniger als 1/10.000 unter den Jod- und Cäsium-Messwerten, die nach dem Unfall in Tschernobyl in Süddeutschland gemessen wurden. Die Konzentration der radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre sank durch Verdünnung und den Zerfall des kurzlebigen Nuklids I-131 (Halbwertzeit 8,02 Tage) relativ schnell ab. Seit Mitte Mai liegen die Werte wieder unterhalb der Nachweisgrenze. Auf dem amerikanischen Kontinent erreichten die radioaktiven Stoffe zwar etwas höhere Konzentrationen, aber auch hier sind keine weitergehenden radiologischen Folgen zu erwarten.



Abbildung 4.11: Zeitlicher Verlauf (14. März bis 30. Mai 2011) der Jod-131 Konzentration in der Atmosphäre (Bq/m³) an ausgewählten CTBTO-Messstationen (BFS11b).

4.2.8 Einstufung in die internationale Meldeskala INES

Die Ersteinstufung des Unfalls in Fukushima erfolgte am 12.03.2011 durch die japanische Behörde NISA (NI-SA11). Die Ereignisse in den Blöcken 1 bis 3 der Anlage Dai-ichi sowie den Blöcken 1, 2 und 4 der Anlage Dai-ni wurden in der INES Stufe 3 "Ernster Störfall" (IAEA09) eingruppiert, da die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor nicht mehr gewährleistet werden konnte. Das Bewertungskriterium war hierfür ein "weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen".

Am 18.03.2011 musste die Erstmeldung korrigiert werden (NISA11e). Zu diesem Zeitpunkt gingen NISA und TEP-CO davon aus, dass die Reaktorkerne der Blöcke 1, 2 und 3 der Anlage Dai-ichi schwer beschädigt waren. Das Ereignis wurde unter dem Bewertungskriterium "schwere Schäden am Reaktorkern/an den radiologischen Barrieren" auf INES Stufe 5 "Ernster Unfall" (IAEA09) hochgestuft. Der Block 4 der Anlage Dai-ichi wurde zunächst als INES 3 eingestuft. Dies erfolgte unter dem gleichen Kriterium wie zuvor bei den Blöcken 1 – 3 der Anlage Dai-ichi und 1, 2 und 4 der Anlage Dai-ni, d. h. "weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen" – keine Gewährleistung der Wärmeabfuhr. Die Einstufung der Anlage Dai-ni blieb unverändert in der INES Stufe 3.

Zuletzt wurden die Schäden in der Anlage Dai-ichi am 12.04.2011 in die höchste INES Stufe 7 "Katastrophaler Unfall" (IAEA09) eingestuft. Laut den zunächst vorhandenen Informationen war unklar, auf welche Blöcke sich die Einstufung bezieht. Gemäß IAEA-Aussage (IAEA11d) gilt sie nur für die Blöcke 1 - 3. Die NISA-Pressemitteilung (NISA11c) und die INES-Meldungen (INES11) hingegen beziehen sich auf den gesamten Standort. Allerdings wird im Text der Meldung gesagt, dass von Stufe 5 aus hochgestuft wurde, wobei die Stufe 5 zu diesem Zeitpunkt nur für die Blöcke 1 - 3 gemeldet war. Die Neueinstufung erfolgte gemäß dem Kriterium "Auswirkung auf Mensch und Umwelt in einem weiten Umfeld". Die Einstufung ergibt sich aus der durch die japanische NSC (Nuclear Safety Commision) durchgeführten Abschätzung der freigesetzten Aktivität in die Atmosphäre in Übereinstimmung mit dem INES-Handbuch der IAEA (IAEA09). Laut diesem ist die INES Stufe 7 wie folgt definiert: "An event resulting in an environmental release corresponding to a quantity of radioactivity radiologically equivalent to a release to the atmosphere of more than several tens of thousands of terabecquerels of 1311". Die im Zeitraum vom 11. März 2011 bis zum 5. April 2011 freigesetzte Aktivität wurde von NISA auf 1,3·10¹⁷ Bq (130.000 TBq) Jod-131 und 6,1·10¹⁵ Bq (6.100 TBq) Cäsium-137 abgeschätzt. Dies wurde entsprechend der Rechenanleitung im INES-

Handbuch zu einem Jod-131-Äquivalent von $3,7\cdot10^{17}$ Bq (370.000 TBq) umgerechnet. Die von der NSC vermeldeten Werte entsprachen dem doppelten für Cäsium-137. Damit ergab sich ein Jod-131-Äquivalent von $6,3\cdot10^{17}$ Bq (630.000 TBq). Die von NSC bekanntgegebenen Werte basieren auf einer Studie der JAEA (Japan Atomic Energy Agency) und Nagoya University (CHI11). Diese berechneten Freisetzungswerte entsprechen ca. 10 % der bei dem Unfall von Tschernobyl freigesetzten Aktivität (5,2·10¹⁸ Bq (5.200.000 TBq) I-131-Äquivalent) (NISA11c).

Die Einstufung der übrigen Blöcke der Anlagen Dai-ichi und Dai-ni ist unverändert geblieben. Für die Blöcke 5 und 6 der Anlage Dai-ichi sowie Block 3 der Anlage Dai-ni wurden bislang keine Einstufung in die INES Skala vorgenommen.

Bewertung: Sofern es sich bei der INES-Einstufung in die Stufe 7 um eine Einordnung für den ganzen Standort Dai-ichi handelt, ist die Einstufung entsprechend der freigesetzten Aktivität folgerichtig und wird auch bei der endgültigen Meldung erhalten bleiben. Die Betrachtung des Unfalls als zusammengefasstes Ereignis wäre aufgrund der gemeinsamen Ursache des Unfalls und des Aspekts, dass sich die gemessenen Freisetzungen nicht klar den einzelnen Kraftwerksblöcken zuordnen lassen, für die Blöcke 1 - 4 logisch und sinnvoll. Da es bei den Blöcken 5 und 6 nicht zur Kernschmelze kam, sollten diese jedoch gesondert betrachtet werden.

Falls es sich bei der INES-Stufe 7 nur für eine Einstufung der Ereignisse in den Blöcken 1 bis 3 handelt, ist die Einstufung der Ereignisse in den Blöcken 4, 5 und 6 nicht als abgeschlossen anzusehen. Insbesondere die nicht erfolgte Einstufung der Ereignisse in den Blöcken 5 und 6 ist nicht nachvollziehbar, da auch hier eine sicherheitstechnisch bedeutende Situation vorlag (z. B. notdürftige Versorgung beider Blöcke mit nur einem Notstromdiesel, es wurden Löcher ins Reaktorgebäude gebohrt, um Wasserstoffansammlungen zu verhindern, hohe BE-Beckentemperaturen (68°C am 19.03.2011) mit Füllstandsabfall in den BE-Becken usw.).

5 AUSLEGUNG SICHERHEITSTECHNISCH RELEVANTER SYSTEME

Die Darstellung des Unfallablaufs in Kapitel 3 zeigt, dass Auslegungsdefizite der Anlage Fukushima Dai-ichi für das Unfallgeschehen eine wichtige Rolle spielen. Das betrifft einerseits die Auslegung gegen die Einwirkungen von außen, insbesondere im Hinblick auf die Überflutung des Anlagengeländes durch Tsunami, und andererseits die Auslegung sicherheitstechnisch relevanter Systeme zur Beeinflussung des Unfallablaufs und zur Durchführung von Notfallmaßnahmen. Der Abschnitt 5.2 dieses Kapitels versucht der Frage nachzugehen, wie die Anlage Fukushima Dai-ichi gegen Erdbeben und Tsunami ausgelegt ist und auf welcher Basis diese Auslegung erfolgte. Der Abschnitt 5.1 beschäftigt sich mit den systemtechnischen Voraussetzungen in den Blöcken 1 bis 4 der Anlage Fukushima Dai-ichi. Neben einer Darstellung des Mark I-Containmentmodells wird ein Überblick über die in den Blöcken vorhandenen Notkühl- und Noteinspeisesysteme gegeben. Aufgrund des lang andauernden Station Blackouts kommt der Auslegung der Notstromversorgung der Anlage Dai-ichi eine besondere Bedeutung zu, daher gibt der <u>Abschnitt 5.1.3</u> einen Überblick über die Energieversorgung der Anlage. Die systemtechnischen Voraussetzungen für die Notfallmaßnahme "Containment-Druckentlastung" werden in <u>Abschnitt 5.1.5</u> analysiert, insbesondere im Hinblick auf die Probleme, die sich bei der Durchführung der Druckentlastung ergeben haben. Der <u>Abschnitt 5.1.7</u> versucht eine Bewertung der Anlagenauslegung auf der Basis der bisher bekannten Tatsachen.

5.1 ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK

5.1.1 Mark I-Containment

Das Mark I-Containmentsystem wurde in den frühen 1960er Jahren von der Firma General Electric in den USA entwickelt. Es ist das erste, in großer Stückzahl kommerziell realisierte Containmentsystem für Siedewasserreaktoren. In den USA wurden 23 und weltweit 32 mit einem Mark I-Containment ausgestattete Reaktorblöcke errichtet. Die erste dieser Anlagen ist der Block 1 des Kernkraftwerks Oyster Creek in den USA; der Baubeginn erfolgte im Jahr 1964 und die erste Netzsynchronisation im Jahr 1969. Das Mark I-Containment wird mit Reaktoren unterschiedlicher Baulinien verwendet. In Fukushima Dai-ichi z. B. sind die Blöcke 1 – 5 mit einem Mark I-Containment ausgestattet, der Block 1 mit einem General Electric BWR3-Reaktor, die Blöcke 2 – 4 jedoch mit einem BWR 4-Reaktor, und der Block 5 mit einem BWR 5-Reaktor. Der Block 6 ist mit einem General Electric Mark I-Containment, einer sicherheitstechnischen Weiterentwicklung von Mark I, und einem BWR 5-Reaktor, ausgestattet. Die <u>Abbildung 5.1</u> gibt einen Überblick über das Mark I-Containment. Die zentrale Komponente des Mark I-Containments ist ein birnenförmiger Sicherheitsbehälter (SHB), der in seinem zylindrischen Teil den Reaktordruckbehälter (RDB) nebst biologischer Abschirmung aus Beton und die außerhalb des RDB liegenden Zwangsumwälzpumpen (ZUP) enthält. Der darunterliegende sphärische Teil enthält die den RDB tragende Betonkonstruktion sowie die Steuerstabantriebe in der sog. Reactor Cavity. Der SHB besteht aus einer Stahlbetonkonstruktion mit einer Stahl-Dichthaut, die die Innenoberfläche bildet. Das freie Volumen dieses Behälters wird als Druckkammer (Drywell) bezeichnet. Aus dem Sumpf der Druckkammer kann mittels zweier Leitungen dort angesammeltes Kühlmittel gefördert werden.

Das Druckabbausystem des Mark I-Containments besteht aus einer Kondensationskammer (bezeichnet als Wetwell, Torus oder Suppression Chamber), die als Torus ausgebildet ist und unterhalb des Sicherheitsbehälters liegt. Sie ist bei den meisten Anlagen mit einer Ausnahme in den USA (Stahlbetonkonstruktion mit Dichthaut) als Stahlkonstruktion ausgeführt. Die Kondensationskammer ist im Normalbetrieb ungefähr zur Hälfte mit Wasser gefüllt. In diese Wasservorlage tauchen 48 bis 120 von einer Ringleitung (Ring Header) im Torus abgehende Kondensationsrohre ein, die über acht bis zehn Rohre mit der Druckkammer verbunden sind. Zur Druckbegrenzung und Druckentlastung im Frischdampfsystem tauchen Abblaserohre in die Wasservorlage ein, die über die Sicherheitsund Entlastungsventilen (S+E-Ventile, Safety Relief Valves, SRV) mit dem Frischdampfsystem verbunden sind. Der die Kondensationskammer bildende Torus steht auf Tragpratzen, die sämtliche anfallenden statischen und dynamischen Lasten auf das Betonfundament des Reaktorgebäudes übertragen. Die Rohrverbindungen zwischen Druckkammer und Kondensationskammer sind mit Faltenbälgen versehen, welche Bewegungen z. B. durch Wärmeausdehnung von Sicherheitsbehälter und Kondensationskammer aufnehmen.

Zusammen bilden der Sicherheitsbehälter, die Kondensationskammer und deren Verbindungsrohre das sogenannte primäre Containment (Primary Containment). Seine Funktion besteht darin, einen Kühlmittelverluststörfall zu beherrschen, dementsprechend war der Bruch einer Zwangsumwälzleitung der für die Bemessung der Sicherheitssysteme ursprünglich zugrunde gelegte Auslegungsstörfall. Darüber hinaus bildet das primäre Containment eine der Barrieren gegen den Austritt des radioaktiven Kerninventars. Das Gebäude, in dem das primäre Containment untergebracht ist, wird als sekundäres Containment (Secondary Containment) bezeichnet, es bildet eine weitere Barriere gegen den Austritt von Aktivität. Die Reaktorgebäude unterscheiden sich bei den realisierten Anlagen in größerem Maße als das primäre Containment.

Im Normalbetrieb ist die Druckkammer- und Kondensationskammeratmosphäre des Sicherheitsbehälters mit Stickstoff inertisiert. Die Inertisierung dient dazu, die Bildung eines explosionsfähigen Knallgasgemisches bei Unfällen mit Kernschäden zu vermeiden, bei denen es zur Bildung größerer Mengen Wasserstoffs kommen kann.

Im Kühlmittelverluststörfall dringen Wasser und Dampf in die Druckkammer und bauen dort Druck auf, infolgedessen wird die Mischung aus Wasser, Dampf und Druckkammeratmosphäre durch die Kondensationsrohre in die Kondensationskammer getrieben und der Dampf in der Wasservorlage kondensiert. Gleichzeitig fördert das Notkühlsystem (ECCS, Emergency Core Cooling System) Wasser aus der Kondensationskammer oder aus einem außerhalb des Sicherheitsbehälters liegenden Deionatbehälter in den RDB, welches sodann über das Kühlmittelleck in die Druckkammer gelangt. Von hier aus kann das Kühlmittel aus dem Sumpf der Druckkammer über Wärmetauscher zurück in den RDB gefördert werden. Kommt es in der Druckkammer infolge von Dampfkondensation zu einem Druckabbau, so öffnen Rückschlagklappen (Vaccum Relief System) und sorgen für einen Druckausgleich von Kondensationskammer in Richtung Druckkammer. Die im Reaktorkern nach der Abschaltung anfallende Nachwärme heizt in der Folge die Kondensationskammer auf, welche ihrerseits durch das Nachkühlsystem (RHR, Residual Heat Removal System im Suppression Pool Cooling Mode) gekühlt wird.

Im Vergleich mit neueren Containment-Designs ist das freie Volumen in der Druckkammer des Mark I-Containments relativ klein. Es beträgt z. B. 6,646 103 m³ für die Anlage Chinshan (Taiwan) laut (CWF08), der Auslegungsdruck liegt bei 0,528 MPa absolut (0,427 MPa relativ) (NISA11u). Deswegen kommt es bei der Bildung von nichtkondensierbaren Gasen bei Kernschmelzunfällen zu einem schnelleren Druckaufbau als in Anlagen mit größerem Containment.



orange: Sicherheitsbehälter

- Reaktorkern mit Brennelementen
- 2 Betonabdeckung
- 3 Becken für Reaktorausrüstung
- 4 Druckkammerdeckel
- 5 Brennelementlagerbecken; Abklingbecken
- 6 Flutraum

1

- 7 Druckkammerflansch
- 8 Reaktordruckbehälter
- 9 Biologischer Schild
- 10 Betonschutzmantel
- 11 freistehende Druckkammer aus Stahl
- 12 radiale Verstrebungen
- 13 Betoneinbettung
- 14 Stömungsumlenkung
- 15 Dehnungsausgleich
- 16 Verteilerrohr
- 17 Kondensationsrohr
- 18 Wasser (Druckabbaubecken)
- 19 einbetonierter Bereich der Druckkammer
- 20 Fundament
- 21 Reaktorgebäude
- 22 Reaktorflur
- 23 Schott
- 24 Kondensationskammer (verläuft torusförmig um den Reaktor)
- 25 Abzug
- 26 Kran
- 27 abgebrannte Brennelemente
- 28 Kemsprühleitung
- 29 Speisewasserleitung
- 30 Frischdampfleitung
- 31 Steuerstabantriebe
- 32 Abblaseleitung
- 39 Steuerstäbe
- 40 Wasserabscheider (Sollwasserstand hier)
- 41 Dampftrockner
- 42 Tore (bei Revision geöffnet)

Abbildung 5.1: Übersicht über das Mark I-Containment (Querschnitt), (GRS11a).

5.1.2 Systeme zur Störfallbeherrschung

Dieser Abschnitt gibt einen kurzen Überblick über einige wichtige in den Blöcken 1–6 in Fukushima Dai-ichi zur Verfügung stehende Not- und Nachkühlsysteme. Dazu wurden Informationen aus frei zugänglichen Quellen zusammengestellt. Insgesamt ist unser Bild der systemtechnischen Ausstattung der Anlage leider nicht ganz vollständig.

Durch den Verlust der Netzanbindung infolge des Erdbebens wurde in Fukushima Dai-ichi in den Blöcken 1 – 3 unmittelbar nach der Reaktorschnellabschaltung der Durchdringungsabschluss angeregt. Dieser bewirkt das Schließen aller Absperrarmaturen der Rohrleitungen von Betriebssystemen, die den Sicherheitsbehälter durchdringen, darunter auch die Frischdampf- und Speisewasserleitungen. Durchdringungen, die zu Sicherheitssystemen gehören, insbesondere also solche, die der Kernkühlung oder Sicherstellung der Unterkritikalität dienen, werden nicht abgesperrt. Wegen des Durchdringungsabschlusses stand nach dem Erdbeben die Hauptwärmesenke in Form des Turbinenkondensators zur Nachwärmeabfuhr nicht mehr zur Verfügung. Zur RDB-Bespeisung und Nachwärmeabfuhr stehen für diesen Fall eine Reihe von Systemen zur Verfügung, von denen einige auch

nach dem Eintreffen des Tsunami und dem dadurch verursachten Station Blackout eine gewisse Zeit verfügbar waren und zur Beherrschung des Unfalls eingesetzt wurden. Die wichtigsten in Fukushima Dai-ichi vorhandenen Notkühlkühl- und Einspeisesysteme sind im Folgenden kurz dargestellt.



Abbildung 5.2: Prinzipskizze der Systeme bei Block 1 (NISA11).



Abbildung 5.3: Prinzipskizze der Systeme bei Block 1 und 2 (NISA11).

Reactor Shutdown Cooling System (SHC): Hierbei handelt es sich um das betriebliche Nachwärmeabfuhrsystem, es ist somit nicht als Sicherheitssystem klassifiziert. Dieses System ist nur in Block 1 (BWR 3) vorhanden und dort zweisträngig ausgeführt. In den übrigen Blöcken wird die betriebliche Nachwärmeabfuhr durch das RHR übernommen. Das SHC besteht aus jeweils einer Pumpe pro Strang, welche Kühlmittel aus dem RDB durch einen Wärmetauscher fördert, der seinerseits durch einen äußeren Kühlkreislauf mit Meerwasser gekühlt wird. Nach den bisher vorliegenden Informationen gibt es zwischen Primärkühlwasser und dem äußeren Kühlkreislauf keinen dritten Kühlkreislauf (nuklearer Zwischenkühler bei deutschen Anlagen).

Containment Cooling System (CCS): Das CCS dient der Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer bei angeregtem Durchdringungsabschluss des Containments. Es ist nicht als Sicherheitssystem klassifiziert. Dieses System ist nur in Block 1 (BWR 3) vorhanden und zweisträngig ausgeführt, in den übrigen Blöcken wird die entsprechende Funktion durch das RHR übernommen. Das System fördert mit zwei Pumpen pro Strang Wasser aus der Kondensationskammer durch einen Wärmetauscher, der seinerseits durch einen äußeren Kühlkreislauf gekühlt wird. Das Wasser kann wahlweise in die Kondensationskammer zurückgespeist werden, oder in der Druckbzw. Kondensationskammer versprüht werden. Das CCS ist notstromversorgt und steht bei Station Blackout nicht zur Verfügung.

Residual Heat Removal System (RHR): Das RHR in den Blöcken 2 – 6 kombiniert die Funktionen von SHC und CCS in Block 1. Das RHR ist nicht als Sicherheitssystem klassifiziert. Es ist auf eine AC-Versorgung angewiesen und steht bei Station Blackout nicht zur Verfügung.

Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC): Das Hochdrucknachspeisesystem RCIC besteht aus einer Dampfturbine, die eine Einspeisepumpe treibt. Dazu wird Dampf aus dem Frischdampfsystem in der Turbine entspannt und in der Kondensationskammer niedergeschlagen. Die Pumpe fördert dabei Wasser wahlweise aus der Kondensationskammer oder aus einem außerhalb des primären Containments liegenden Deionatbehälter in den RDB. Das RCIC ist ein betriebliches und kein Sicherheitssystem, es dient der RDB-Bespeisung bei Betriebsdruck im Falle eines angeregten Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen. Zum Betrieb benötigt RCIC frischdampfseitig Druck (mindestens ca. 10 bar bei vergleichbaren Systemen im deutschen SWR69) sowie Batteriespannung zur Versorgung der zugehörigen Leittechnik und Steuerarmaturen. In Fukushima Dai-ichi sind die Blöcke 2 – 6 mit RCIC ausgestattet.

Isolation Condenser (IC): Der Block 1 verfügt über zwei Isolation Condenser zur Wärmeabfuhr aus dem Containment, falls der Frischdampf-Durchdringungsabschluss angeregt wurde. Der IC ist ein Wärmetauscher, der primärseitig aus einer Kühlwendel besteht, die in einer Wasservorlage gelagert ist. Die Wasservorlage ist über ein Abzugsrohr mit der Außenatmosphäre verbunden. Beim Betrieb des IC wird Frischdampf durch die Kühlwendel geleitet und dort kondensiert. Das Kondensat gelangt per Naturumlauf zurück in den RDB. Es handelt sich beim IC folglich um ein passives Kühlsystem, zum Betrieb benötigt er lediglich Batteriespannung zur Versorgung motorbetriebener Ventile und bleibt bei Station Blackout eine zeitlang betriebsfähig. Zum Nachspeisen der Wasservorlage stehen mehrere Möglichkeiten zur Verfügung.

High Pressure Coolant Injection System (HPCI): Das Hochdrucknachspeisesystem HPCI besteht, ähnlich wie das RCIC, aus einer turbinengetriebenen Einspeisepumpe, die entweder aus der Kondensationskammer oder einem Deionatbehälter in den RDB bei Betriebsdruck einspeisen kann. Zum Betrieb sind frischdampfseitiger Druck und Batteriespannung nötig, es bleibt somit auch im Station Blackout-Fall eine zeitlang verfügbar. Weitere Betriebsmittel wie Steuerluft sind nicht erforderlich. Die Blöcke 1 – 6 in Fukushima Dai-ichi sind mit HPCI ausgestat-tet.

Low Pressure Coolant Injection (LPCI): Das LPCI ist in der Lage, große Mengen Kühlmittel bei niedrigem RDB-Druck einzuspeisen. Das System ist in den Blöcken 2 und 3 vorhanden und weist zwei Stränge auf, die mit jeweils zwei Einspeisepumpen ausgestattet sind. Das System ist auf eine AC-Versorgung angewiesen und steht daher bei Station Blackout nicht zur Verfügung.

Core Spray System (CS): Das Kernsprühsystem dient der Kernkühlung im Niederdruckbereich z. B. im Falle von Leckagen im Bereich der Zwangsumwälzleitungen. Es fördert Wasser aus der Kondensationskammer in den Kernsprühring in Höhe der Kernoberkante. Das System ist auf eine AC-Versorgung angewiesen und steht daher bei Station Blackout nicht zur Verfügung.

Automatic Depressurization System (ADS): Die automatische Druckentlastung öffnet bei kleinen oder mittleren Kühlmittelverluststörfällen, falls der RDB-Füllstand einen kritischen Wert unterschreitet, eine Reihe von Sicherheits- und Entlastungsventilen (S+E-Ventile), um eine Druckentlastung des Reaktordruckbehälters zu bewirken. Infolge des Öffnens der S+E-Ventile wird Frischdampf in die Kondensationskammer abgeblasen und dort konden-

siert. Nach der Druckentlastung kann mit den Niederdrucksystemen eingespeist werden. Die S+E-Hauptventile (vier in Block 1 und acht in Block 2 und 3) sind pneumatisch vorgesteuert, die Steuerluft wird über Magnetsteuerventile geschaltet. Für weitere Details siehe <u>Abschnitt 5.1.6</u>.

Emergency Core Cooling System (ECCS): Unter dem Begriff ECCS werden die Kühl- und Einspeisesysteme verstanden, die als Sicherheitssysteme klassifiziert sind. Im Hochdruckbereich sind dies das HPCI und das ADS, im Niederdruckbereich das RHR und das CS sowie das LPCI. Das RCIC hingegen ist kein Sicherheitssystem.

Standby Liquid Control System (SLC): Dieses System ist in der Lage, boriertes Wasser in den Reaktor einzuspeisen, es ist damit im Bezug auf das Schnellabschaltsystem eine diversitäre Möglichkeit, den Reaktor unterkritisch zu fahren. Es entspricht dem in deutschen Siedewasserreaktoren vorhandenen Vergiftungssystem.

Flammability Control System (FCS): Laut dem Regierungsbericht (NISA11) ist dieses System dazu vorhanden, den infolge von Kühlmittelverlust im Reaktorkern entstehenden Wasserstoff in der Atmosphäre des primären Containments abzubauen und damit das Explosionsrisiko zu verringern. Genauere Informationen über dieses System konnten bisher nicht eruiert werden. Wahrscheinlich handelt es sich hierbei um das betriebliche Wasserstoff-Abbausystem. In den USA ist ein Wasserstoff-Abbausystem für das Mark I-Containment gemäß Title 10 des Code for Federal Regulations (CFR), Abschnitt 50.44, nicht vorgeschrieben, sondern es wird auf die Inertisierung mit Stickstoff zurückgegriffen.

5.1.3 Energieversorgung

Die sechs Kernkraftwerksblöcke der Anlage Fukushima Dai-ichi verfügen neben Anbindungen an das öffentliche Stromnetz über mit Diesel betriebene Notstromaggregate zur Versorgung mit Wechselstrom sowie über eine mit Batterien gepufferte Gleichstromversorgung.

Die sechs Kraftwerksblöcke lassen sich in drei Doppelblockanlagen unterteilen, in denen jeweils Block 1 und 2, Block 3 und 4 sowie Block 5 und 6 einen Doppelblock bilden. Innerhalb eines Doppelblocks konnten sich die Blöcke gegenseitig mit (Not-)strom versorgen; ebenso gab es für je zwei Blöcke eine gemeinsame Warte bzw. einen gemeinsamen Wartenraum. Die Auslegung des Sicherheitskonzepts für die Stromversorgung war von dieser gegenseitigen Blockstützung geprägt, die Sicherheit des einen Blocks ist somit von der Funktionstüchtigkeit des benachbarten Blocks mit abhängig.

Durch spätere Nachrüstungen – z. B. im Bereich der Notstromdiesel – wurde im Wesentlichen eine zweimal 100 % Absicherung der Stromversorgung bei den einzelnen Blöcken erreicht. Eine zweite Notstromebene analog zum in neueren deutschen Anlagen (Vorkonvoi und Konvoi) vorhandenen D2 Netz existiert nicht, bzw. war konzeptionell durch die erwähnte Anbindung an den Nachbarblock abgedeckt.

Netzanbindung

Durch das Erdbeben wurden alle sechs externen Stromanbindungen des Standortes Fukushima Dai-ichi unterbrochen, da es zu Schäden an Umspannwerken und Stromleitungen bzw. -masten gekommen war.

Die sechs Kraftwerksblöcke verfügen jeweils über mehrere Anbindungen an das Stromnetz. Bedingt durch den Wegfall sämtlicher Anbindungen kam es zum Notstromfall in allen sechs Kraftwerksblöcken und somit zum Anlaufen der vorhandenen Notstromaggregate (Notstromdiesel).

Notstromdiesel

In der ursprünglichen Auslegung (OECD82) verfügten die Blöcke 1 – 5 über jeweils einen eigenen Notstromdiesel sowie die Blöcke 1 und 2 bzw. 3 und 4 über jeweils einen zusätzlichen, gemeinsamen Notstromdiesel. Block 6 verfügte über 2 eigene Notstromdiesel (zusammen 100 % der erforderlichen Kapazität) sowie einen zusätzlichen, mit Block 5 geteilten Notstromdiesel.

Im Laufe von Nachrüstmaßnahmen (NISA11) wurden für die Blöcke 2, 4 und 5 zusätzliche Notstromdiesel nachgerüstet. Zum Zeitpunkt des Unfalls verfügten somit alle sechs Blöcke über jeweils mindestens 2 Notstromdiesel, Block 6 über 3 Notstromdiesel. Zusätzlich war vorgesehen, die Notstromdiesel teilweise gemeinsam zu nutzen, also auf die Notstromschienen von jeweils benachbarten Blöcken der Doppelblockanlagen aufschalten zu können. Acht der insgesamt 13 Notstromdiesel befanden sich in den vom Tsunami überschwemmten Maschinenhäusern/Turbinengebäuden der Kraftwerksblöcke. Die bei den Blöcken 2 und 4 nachgerüsteten Notstromdiesel befanden sich in den ebenfalls später errichteten, (NISA11) gesonderten Gebäuden der Brennelementnasslager (Common Pool Building), die landseitig hinter den Reaktorgebäuden gelegen sind. Bei Block 6 befindet sich ein Notstromdiesel in einem ausgewiesenen Notstromdieselgebäude ebenfalls landseitig hinter dem Reaktorgebäude, die beiden anderen Notstromdiesel von Block 6 sind in dessen Reaktorgebäude untergebracht. Alle Notstromdiesel bis auf den im Notstromdieselgebäude von Block 6 waren wassergekühlt. Ihre Kühlkette endete in den Seewasserpumpen der Nachkühlkette.

	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4	Block 5	Block 6
Maschinenhaus	2	1	2	1	2	-
Nasslager für abgebrannte Brenn- elemente (Common Pool)	-	1	-	1	-	-
Reaktorgebäude	-	-	-	-	-	2 (in Summe 100 %)
Notstromdieselgebäude	-	-	-	-	-	1

Tabelle 5.1: Anzahl und Lage der Notstromdiesel in Fukushima Dai-ichi.

Bis auf einen, in Wartung befindlichen Notstromdiesel in Block 4, liefen alle Notstromdiesel in Folge des durch das Erdbeben verursachten Notstromfalls an. In Folge des ca. 40 Minuten nach dem Erdbeben in Fukushima Dai-ichi eintreffenden Tsunami wurden die für die Kühlung der meisten Diesel benötigten Seewasserpumpen, die meisten Dieselaggregate selbst sowie die Verteilerschränke für die elektrische Stromversorgung überschwemmt und zerstört. Die nachgerüsteten Notstromdiesel für Block 2 und 4 wurden zwar nicht überschwemmt, standen jedoch aufgrund nicht verfügbarer Hilfssysteme nicht zur Verfügung.



Abbildung 5.4: Behelfsmäßige Gleichspannungsversorgung auf der Warte von Fukushima Dai-ichi 1+2 (TEPCO11n).

Das gleiche gilt für die beiden Notstromdiesel von Block 5 und zwei der drei Notstromdiesel in Block 6. Einzig der sich im Notstromdieselgebäude befindliche und zudem luftgekühlte Notstromdiesel in Block 6 behielt auch in Folge des Tsunami seine Funktionsfähigkeit und konnte somit zur eingeschränkten Versorgung von Block 6 und 5 herangezogen werden.

Eine Übersicht über die Ausfälle bei den Notstromdieseln findet sich neben Angaben zu überfluteten und ausgefallenen Notstrom- und Gleichspannungsschienen in <u>Tabelle 5.2.</u>

Batterien und Gleichstromversorgung

Detaillierte Angaben über die Auslegung der Batteriekapazitäten zur Versorgung der Gleichstromschienen finden sich im Bericht der japanischen Regierung nicht.

Wohl aber findet sich der indirekte Hinweis auf eine Auslegung von maximal 8 Stunden und dass eine darüber hinausgehende Batteriekapazität einen geringen bis keinen Nutzen habe. Dies wird mit probabilistischen Studien begründet, aus denen hervorgehen soll, dass wenn spätestens bis zu diesem Zeitpunkt keine Versorgung der Wechselstromschienen wieder hergestellt ist, andere Systeme ausfallen und daher auch mit andauernder Batterieversorgung die Schutzfunktionen nicht aufrechterhalten werden könnten. Explizit genannt wird hier das RCIC. Gründe für den Ausfall solcher Systeme können nach Kenntnis der Autoren unter anderem darin bestehen, dass auf Wechselstrom angewiesene Hilfssysteme wie z. B. die Kühlung der Systeme oder die Raumklimatisierung nicht zur Verfügung stehen und diese somit z. B. wegen Überhitzung nach einiger Zeit als ausgefallen angenommen werden.

Dadurch bedingt wurde die Wiederherstellung der externen Stromversorgung binnen 8 Stunden für wahrscheinlicher eingestuft, als dass sich die Schutzfunktionen nur mit der Gleichstromversorgung durch Batterien länger als 8 Stunden aufrecht erhalten lassen. Inwiefern sich dieser Zeitraum durch den Abbau von konservativen Annahmen hin zu realistischeren Annahmen verlängern würde, entzieht sich der Kenntnis der Autoren. Auch inwiefern die mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (z. B. langfristige elektrische Versorgung notwendiger Instrumentierung) bei der Batteriekapazität berücksichtigt wurden ist nicht bekannt. Durch die Beschränkung auf 8 Stunden Kapazität waren auch zusätzliche - womöglich mobile - Batterieversorgungen nicht vorgesehen. Im Rahmen der Notfallmaßnahmen wurde dies dennoch versucht. Jedoch war dies aufgrund der erschwerten Bedingungen nach Erdbeben, Tsunami und kerntechnischem Unfall mit Schwierigkeiten versehen und nur eingeschränkt möglich. So wurden zum Beispiel Teile der Warteninstrumentierung bei Block 1 und 2 durch mobile Batterien behelfsmäßig wieder mit Strom versorgt (Abb. 5.4).

Bei den Blöcken 1, 2, 4 und 6 ist die Gleichspannungsversorgung im Turbinengebäude, bei den Blöcken 3 und 5 im Wartengebäude untergebracht.

Bei den Blöcken 1, 2 und 4 stand die Gleichspannungsversorgung aufgrund von Überflutungen nach dem Tsunami nicht mehr zur Verfügung. Die Gleichspannungsversorgungen von Block 3, 5 und 6 wurden nicht überflutet und standen zur Verfügung (vgl. <u>Tab. 5.2</u>).

		Block 1		Block 2		Block 3		Block 4		Block 5		Block 6	
Einrichtung	Schiene	geflutet	Zustand										
M/C	С	ja	х	ja	х	ja	х	ja	X *2	ja	х	nein	0
	D	ja	х	nein	0								
	E(H)			ja	х			ja	х			nein	0
P/C	С	ja	х	ja	0	ja	х	ja	- *2	ja	х	nein	0
	D	ja	х	ja	0	ja	х	ja	0	ja	х	nein	0
	E			ja	х			ja	х			nein	0
D/G	А	ja	х	ja	х	ja	х	ja	X *2	nein	х	nein	х
	В	ja	х	nein	х	ja	х	nein	х	nein	х	nein	0
	н											nein	х
DC	А	ja	х	ја	х	nein	0	ја	х	nein	0	nein	0
	В	ja	х	ja	х	nein	0	ja	х	nein	0	nein	0

Tabelle 5.2: Einfluss der durch den Tsunami bedingten Überflutung der Notstromverteiler (M/C, P/C), Notstromgeneratoren (D/G) und Gleichspannungsverteiler (DC) der sechs Blöcke von Fukushima Dai-ichi (NISA11u).

Legende X nicht verfügbar wegen Überflutung der Komponente bzw. von Hilfssystemen *2 bzw. weil in Wartung/Instandhaltung

O nicht verfügbar wegen Ausfall des zugehörigen Notstromaggregats

O verfügbar

5.1.4 Nachrüstungen

Mark I-Spezifische Nachrüstmaßnahmen in den USA

In den USA wurden für Anlagen mit Mark I-Containment umfangreiche Nachrüstprogramme durchgeführt. Schon früh gab es ein Nachqualifizierungsprogramm, da um 1972 im Rahmen von Versuchen an Containment-Strukturen im Bereich der Kondensationskammer größere hydrodynamische Lasten als ursprünglich angenommen identifiziert wurden. Insbesondere kommt es beim Abblasen über die Kondensations- oder Frischdampf-Abblaserohre zu einem Eintrag der in den Rohren stehenden Luftsäule in die Wasservorlage, wodurch Wasser aufgetrieben wird und gegen die Kondensationskammer-Einbauten trifft. Mit dem Ziel, die Funktionalität und Integrität des Containments beim Auslegungsstörfall nachzuweisen, forderte die United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) daher 1975 die Betreiber von Mark I-Anlagen auf, diese hydrodynamischen Lasten im Rahmen eines sogenannten Short Term Program (NRC77) zu bewerten. Im Rahmen eines sich anschließenden sogenannten Long Term Program (NRC80) sollte die langfristige Sicherheit auf anlagenspezifischer Basis demonstriert werden. In der Folge kam es bei einigen Mark I-Anlagen in den USA zu Nachrüstungen im Bereich der Torus-Struktur und der Kondensations- und Abblasrohre, um die in (NRC80) gestellten Anforderungen zu erfüllen.

Im Rahmen des Mark I Containment Performance Improvement Program waren die folgenden Nachrüstmaßnahmen vorgesehen (NRC89, NRC89a):

- 1. Installation eines von der Kondensationskammer abgehenden Druckentlastungssystems,
- 2. Verbesserung der Zuverlässigkeit des automatischen RDB-Druckentlastungssystems (ADE),
- 3. Installation einer alternativen Wasserversorgung des Kernsprüh- und Containment-Sprühsystems,
- 4. Modifizierte Notfallprozeduren und -handbücher sowie verbessertes Notfalltraining des Betriebspersonals.

Während über die Genehmigung von den Maßnahmen 2. bis 4. auf anlagenspezifischer Basis entschieden werden sollte, wurde bezüglich der Installation des Druckentlastungssystems angeordnet, dass eine Installation genehmigt werden sollte, falls der Betreiber hierzu die Initiative ergreift. Für den Fall, dass ein Betreiber diese Nachrüstmaßnahme nicht ergreift, wurde eine anlagenspezifische Analyse seitens NRC im Rahmen des in den USA geltenden ALARA-Prinzips (as low as reasonably achievable) angeordnet und der Betreiber aufgefordert, die für die Nachrüstung entstehenden Kosten zu ermitteln.

Nachrüstmaßnahmen in Fukushima

Der Betreiber TEPCO hat in Fukushima Dai-ichi Nachrüstmaßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle durchgeführt, darüber hinaus sind eine Reihe von Notfallmaßnahmen verfügbar. Die Maßnahmen sind nach dem Prinzip der gestaffelten Sicherheitsebenen (gemäß 75-INSAG-3, Rev. 1 (IAEA99)) konzipiert.

Im Folgenden sind einige Nachrüstmaßnahmen beschrieben, die für den Unfallablauf wichtige Systeme und Notfallmaßnahmen betreffen. Die Informationen stützen sich auf (NISA11). Eine Übersicht für Fukushima Dai-ichi gibt die Tabelle 5.3. Tabelle 5.3: Übersicht über die in Fukushima Dai-ichi zur Beherrschung schwerer Störfälle durchgeführten Nachrüstmaßnahmen.

Maßnahme					
	1	2–5	6		
Notabschaltung der Zwangsumwälzpumpen	\checkmark	\checkmark	\checkmark		
alternative (diversitäre) Schnellabschaltung	\checkmark	\checkmark	\checkmark		
alternative Kühlmitteleinspeisungsmöglichkeiten	\checkmark	\checkmark	\checkmark		
Verbesserung der Zuverlässigkeit der automatischen RDB-Druckentlastung (ADE)	×	\checkmark	\checkmark		
Containment-Druckentlastungssystem	\checkmark	\checkmark	\checkmark		
Querschaltmöglichkeit der Notstromschienen zwischen den Blöcken	\checkmark	\checkmark	\checkmark		
verbesserte Instrumentierung der Notstromdiesel	~	~	\checkmark		
zusätzliche Notstromdiesel: jetzt zwei pro Block	\checkmark	\checkmark	\checkmark		

Die alternative Kühlmitteleinspeisung umfasst die folgenden Möglichkeiten: In den Blöcken 1 – 6 lässt sich aus bestehenden Kondensatbehältern mithilfe der Pumpen des MUWCS (Make-Up Water Condensate System) in den RDB und das Containment-Sprühsystem einspeisen, darüber hinaus steht das Feuerlöschsystem als Kühlmittelquelle zur Verfügung. Neben elektromotorisch betriebenen Pumpen stehen auch dieselbetriebene Pumpen zur Verfügung. In Block 3 besteht zusätzlich die Möglichkeit, Meerwasser mithilfe des Residual Heat Removal Systems (RHR) einzuspeisen; eine derartige Einspeisemöglichkeit steht bei den übrigen Blöcken nicht zur Verfügung. Für weitere Details dieser Systeme und Übersichtsschaltpläne sei auf (NISA11) verwiesen.

Ein Containment-Druckentlastungssystem, welches einen Druckentlastungspfad entweder von der Druckkammer (Drywell) oder der Kondensationskammer (Wetwell) zur Verfügung stellt, wurde zwischen 1999 und 2001 in allen Blöcken installiert. Auf dieses System wird im folgenden Abschnitt 5.1.5 näher eingegangen.

5.1.5 Druckentlastung des Containments (Containment-Venting)

Bei auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen kann es zu einem Druckaufbau im Containment kommen, der dessen Auslegungsgrenzen überschreitet. Dies ist z. B. der Fall bei einem langfristigen Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Containment oder bei Kernschmelzunfällen durch die Bildung nichtkondensierbarer Gase (z. B. Wasserstoff) infolge der Zirkon-Wasser-Reaktion oder der Schmelze-Beton-Wechselwirkung. Um in diesen Fällen die Integrität des Containments aufrechtzuerhalten und ein akutes Containment-Versagen mit einer unkontrollierten Aktivitätsfreisetzung zu verhindern, kann eine Druckentlastung des Containments (das sogenannte Venting) erforderlich werden. Zum anderen stellt das Venting einen diversitären Weg zur Wärmeabfuhr bei Ausfall der Nachkühl- oder Einspeisesysteme dar. Mithilfe der Druckentlastung ist auch behelfsweise (über ein Feed-and-Bleed-Verfahren) eine Nachkühlung möglich. Lässt sich bei Kernschmelzunfällen mithilfe einer kontrollierten Druckentlastung die Containment-Integrität aufrechterhalten, wird das Risiko eines Eintrags von Wasserstoff in das Reaktorgebäude und die damit verbundene Entstehung explosionsfähiger Gasgemische verringert. Im Hinblick auf die Explosionen in den Blöcken 1 – 4 in Fukushima Dai-ichi kommt der Frage nach den systemtechnisch vorgesehenen Möglichkeiten der Druckentlastung und ihres Erfolges eine besondere Bedeutung zu.

Venting bei Mark I-Anlagen in den USA

Zum Zeitpunkt der Entwicklung des Mark I-Konzeptes in den 1960er Jahren wurde dem auslegungsüberschreitenden Bereich keine Beachtung geschenkt, dementsprechend war bei Mark I-Anlagen ursprünglich keine Druckentlastungsmöglichkeit vorgesehen. Im Rahmen der umfassenden PSA-Studie NUREG-1150 (NRC90) wurden unter anderem exemplarisch fünf Kernkraftwerke in den USA untersucht, darunter die Anlage Peach Bottom 2 als Modell für Anlagen mit einem General Electric BWR 4-Siedewasserreaktor in einem Mark I-Containment. Die Studie kommt zu dem Schluss, dass aufgrund des relativ kleinen freien Volumens im Mark I-Containment der Druckentlastung eine besondere Bedeutung bei der Beherrschung schwerer Störfalle zukommt. Daher wurden für die NU-REG-1150-Studie die in Peach Bottom 2 vorhandenen Möglichkeiten der Containment-Druckentlastung identifiziert und ihre Effektivität in (NRC86) probabilistisch bewertet. Demzufolge ist das Venting eine wirksame Möglichkeit, schwere Unfallabläufe – insbesondere solche mit einer Störung der Nachwärmeabfuhr – positiv zu beeinflussen; (NRC86) kommt zu dem Schluss, dass sich die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency) durch das Vorhandensein einer zuverlässigen Ventingmöglichkeit um den Faktor 10 reduzieren lässt.

Die in seiner ursprünglichen Ausführung beim Mark I-Containment zur Druckentlastung zu Verfügung stehenden Wegsamkeiten und Komponenten erfüllen im Normalfall andere betriebliche Aufgaben. In Peach Bottom 2 können It. (NRC90) und (NRC86) prinzipiell die folgenden Wegsamkeiten für Druckentlastungsprozeduren verwendet werden:

- Eine 2" Verbindung zwischen Kondensationskammer und Standby Gas Treatment (SBGT oder SGTS)-System und eine 2"-Verbindung zwischen Druckkammer und SBGT. Diese beiden 2"-Verbindungen werden dazu verwendet, um im Störfall Stickstoff mit 30 psi Druck zuzuführen bzw. abzuführen. Sie sind durch Isolationsventile gesichert.
- Ein 6"-Rohr des Integrated Leak Rate Test (ILRT)-Systems von der Kondensationskammer bzw. der Druckkammer abgehend. Diese Leitung des ILRT endet außerhalb des Reaktorgebäudes. Sie geht zwischen den beiden Isolationsventilen der Zuluftleitungen zur Kondensationskammer bzw. zur Druckkammer ab, je nach Stellung der entsprechenden Ventile. Um diese Wegsamkeit zur Druckentlastung zu nutzen, müssen daher die entsprechenden Iso-Ventile der 18"-Zuluftleitungen geöffnet werden.
- Ein 18" Kondensationskammer-Abluft/Abgasleitung ("torus vent path") und eine 18" Druckkammer-Abluft/Abgasleitung ("drywell vent path"). Diese 18"-Leitungen werden im Normalbetrieb zur Abluft- bzw. Abgasförderung und zur Deinertisierung verwendet und schließen an die Abgasanlage (SBGT) an. Sie werden im Störfall durch Isolationsventile abgetrennt.
- Eine 18" Kondensationskammer-Zuluftleitung ("torus supply path") und eine 18" Druckkammer-Zuluftleitung ("drywell supply path"). Diese 18"-Leitungen versorgen die Kondensationskammer und Druckkammer im Normalbetrieb mit Luft bzw. mit Stickstoff, wenn die Containment-Atmosphäre inertisiert ist, und enden in der Frischluftansaugung (Reactor Building Fan Room). Sie werden im Störfall durch Isolationsventile abgetrennt.

Laut (DGW90, HAR88) ist eine Druckentlastung in den Emergency Operating Procedures der Anlage Peach Bottom als "letzter Ausweg" vorgesehen, um ein Containment-Versagen zu verhindern, falls sich mittels Kondensationskammerkühlung und Druckkammer-Sprühsystem kein Druckabbau erzielen lässt. Die grundlegende Philosophie bei der Druckentlastung ist, zunächst den kleinsten Entlastungspfad zu öffnen, der von der Kondensationskammer abgeht, um die dekontaminierende Wirkung der Wasservorlage in der Kondensationskammer auszunutzen (DGW90, NRC86). Erst wenn hiermit keine hinreichende Beherrschung der Transiente erreicht werden kann, ist das Personal instruiert, von der Druckkammer abgehende Wegsamkeiten zu öffnen, welche dann zu Freisetzungen ohne Dekontaminierung (und ohne eine weitere nachgeschaltete Filterung) durch die Wasservorlage führen. Zusätzliche Filter (z. B. Venturi-Wäscher und Metallfaserfilter) waren It. (DGW90) im Containment Performance Improvement Program der NRC nicht vorgesehen, da die dekontaminierende Wirkung der Kondensationskammer als ausreichend angesehen wurde.

Dieses Druckentlastungskonzept – ohne ein speziell für diesen Zweck eingerichtetes Ventingsystem – ist mit den folgenden Problemen behaftet, die in (NRC86) identifiziert wurden, siehe auch (DGW90):

- 1. Die Druckentlastung benötigt Spannung auf den Wechselstromschienen, Steuerluft (Instrument Air) und erfordert das Zurücksetzen eines Reaktorschutzsignals, was in 2.) weiter ausgeführt ist.
- 2. Da alle oben beschriebenen Wegsamkeiten durch Isolationsventile gesichert sind, muss beim Anstehen eines Containment-Isolationssignals im Störfall zunächst das Isolationssignal zurückgesetzt werden, um

die entsprechenden Armaturen durch Bedienhandlungen in der Warte fahren zu können. Hierzu muss das Personal im Rangierverteiler Überbrückungskabel zwischen zwei verschiedenen Anschlusspunkten anbringen. Das hierzu notwendige Material und Werkzeug wird in einem Fach im Rangierverteilerraum bereitgehalten (Zeitbedarf ca. 22 min (DGW90)). Zuvor sind auf der Warte die ca. 20 Handschalter der Iso-Ventile in die "Zu"-Position zu bringen, um ein unbeabsichtigtes Auffahren beim Zurücksetzen des Isolationssignals zu verhindern.

- 3. Eine Druckentlastung in die 18" Zu- und Abluftkanäle hat ein Versagen dieser innerhalb des Reaktorgebäudes verlaufenden Leitungen zur Folge, da sie nicht für diesen Zweck ausgelegt sind (Auslegungsdruck 0,49 MPa laut (Har88), vergleiche diesen Wert mit dem Containment-Auslegungsdruck). Hinter den Isolationsventilen bestehen diese aus Blech, ähnlich den Rohren in der Klima- und Lüftungstechnik (NRC86). Darüber hinaus enden die 18"-Zuluftkanäle in der Frischluftansaugung und nicht im Abgassystem und dem daran angeschlossenen Kamin. Die entweichenden Gase sammeln sich bei Versagen der Leitungen im Reaktorgebäude. Beschädigungen wichtiger Komponenten durch Wasserstoffexplosionen sind daher nicht ausgeschlossen.
- 4. Im Station Blackout-Fall (SBO) müssen die notwendigen Isolationsventile von Hand geöffnet werden, da keine Energie für die Stellantriebe zur Verfügung steht. In Peach Bottom ist ausschließlich die Handbetätigung der pneumatischen 18"- Kondensationskammer-Abluftventile im NHB vorgesehen (NRC86). Um das Ventil zu öffnen, muss das Personal eine Druckgasflasche mit Kupferleitungen an das Ventil anschließen, und mit Hilfe des Flaschenventils die Stellung des Isolationsventils kontrollieren. Die 18"- Kondensationskammer-Abluftventile kontrollieren. Die 18"- Kondensationskammer-Abluftventile liegen an der Oberfläche des Torus; bei Kernzerstörung ist das Personal einer hohen Dosisleistung und bei aufgeheizter Kondensationskammer einer hohen Temperatur ausgesetzt, außerdem ist die Beleuchtung der Anlage im SBO-Fall eingeschränkt. Bei manueller Öffnung der Isolationsventile an der Kondensationskammer besteht für das Personal eine große Gefahr durch das Versagen der 18"-Leitung (Hitze, Dampf, Strahlung).
- 5. Bei Nachwärmelast ist eine 6"-Wegsamkeit ausreichend. In ATWS-Störfällen mit einem unterstellten Versagen des Vergiftungssystems (SLC) hingegen muss auf die 18"-Leitungen zurückgegriffen werden.

In (NRC86) wurden vier Unfallabläufe analysiert, in denen das Venting eine Rolle spielt, darunter auch der Station Blackout-Fall. Diese wurden probabilistisch unter Einbeziehung notwendiger Personalhandlungen bewertet. Für den Station Blackout-Fall kommt die Studie aufgrund der oben geschilderten Probleme zu dem Schluss, dass die Wahrscheinlichkeit für eine erfolgreiche Durchführung des Ventings mit Null anzusetzen ist.

Wegen der geringen Wahrscheinlichkeit eines erfolgreichen Ventings im Station Blackout-Fall und der Tatsache, dass Unfallabläufe mit Station Blackout das Risiko in der Referenzanlage Peach Bottom 2 dominieren (NRC90, PBH92), verfolgte die NRC wie bereits in <u>Abschnitt 5.1.4</u> erwähnt ab 1989 im Rahmen des Mark I Containment Performance Improvement Program die Nachrüstung von Ventingsystemen, die in der Lage sind, die Kondensationskammer zuverlässig druckzuentlasten. Gemäß (NEI11) wurde bei allen Anlagen in den USA mit Mark I-Containment ein Druckentlastungssystem nachgerüstet.

Eine Beschreibung des in der Anlage Pilgrim in den USA installierten Ventingsystems findet sich in (ANT90) und im Anhang des Generic Letter (NRC89) der NRC (das Ventingsystem in Pilgrim wurde seitens der NRC als Modell für die Nachrüstung verwendet). Es ist wie folgt aufgebaut: Zwischen den beiden in Reihe geschalteten Isolationsventilen der 18"-Kondensationskammer-Abluft/Abgasleitung zweigt die Ventstrecke (Durchmesser 8" bzw. 20 cm) ab. Diese ist mit einem eigenen Isolationsventil und einer dahinterliegenden Berstscheibe gesichert und mündet hinter der Abgasanlage (Standby Gas Treatment System, SGTS) in das bestehende zum Kamin führende Leitungssystem ein, d. h. sie überbrückt das SGTS. Damit stellt die Ventstrecke einen direkten Druckentlastungspfad von der Kondensationskammer zum Kamin zur Verfügung. Die zum Venting erforderlichen Ventile werden über den DC Bus versorgt, damit ist ein Venting auch im Station Blackout Fall ohne Bedienhandlungen vor Ort von der Warte aus durchführbar. Alle Ventile und Leitungen sind als Sicherheitssysteme ("safety related") klassifiziert und weisen eine seismische Auslegung auf. Eine Dosismessstelle ist in der Ventstrecke vorhanden.



Abbildung 5.5: Ventingsystem bei Block 1 (NISA11).



Abbildung 5.6: Ventingsystem bei Block 2 und 3 (NISA11).

Venting in Fukushima

Laut dem japanischen Regierungsbericht (NISA11) wurden durch TEPCO in Fukushima Dai-ichi Druckentlastungssysteme installiert. Eine Prinzipskizze der Ventingsysteme für die Blöcke 1 – 3 ist in den Abbildungen 5.5 und 5.6 reproduziert. Die Ventingsysteme in Fukushima Dai-ichi bestehen, ähnlich wie die für die Anlage Pilgrim, aus einem Bypass über das Abgassystem (SGTS). Im Detail bestehen aber einige Unterschiede zum in Pilgrim installierten Ventingsystem: In Fukushima Dai-ichi kann sowohl die Kondensationskammer als auch die Druckkammer druckentlastet werden. Kondensations- bzw. druckkammerseitig bestehen die Isolationsventile jeweils aus einer Parallelschaltung eines großen und eines kleinen Ventils, die beide mit Druckluft vorgesteuert sind. Für die großen Ventile scheint ein Druckluftspeicher vorhanden zu sein. Darüber hinaus gibt es in der Bypassstrecke über das SGTS ein Motorventil mit einer nachgeschalteten Berstscheibe. Weitere Details über die Ventingsysteme in Fukushima Dai-ichi sind zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht bekannt. Insbesondere ist unklar, ob die Ventingsysteme als Sicherheitssysteme klassifiziert sind und eine seismische Auslegung aufweisen und ob die Ventingstrecke eine ausreichende Druckfestigkeit aufweist. Ebenso ist unklar, ob das System für einen Betrieb unter Station-Blackout-Bedingungen ausgelegt ist. Der Regierungsbericht spricht davon, dass aufgrund des Station Blackouts Motorventile in der Ventingstrecke von Hand geöffnet werden mussten. Ebenso gab es Probleme, die zum Betätigen der Ventile notwendige Steuerluft zur Verfügung zu stellen. Hierzu mussten mobile Kompressoren herbeigeschafft werden. Für die Druckbegrenzung im Frischdampfsystem sind allerdings keine Hilfsmedien erforderlich.

Im Abschnitt IV.7 (4) ("Comprehensive Assessment") kommt der Bericht (NISA11) zu dem Schluss, dass das Ventingsystem auch unter Station Blackout-Bedingungen von der Warte aus zu bedienen sein sollte. Ferner bemerkt der Bericht, dass die Ventstrecke mit einem Filter ausgestattet sein sollte, um Aktivität bei Kernzerstörung wirksam zurückhalten zu können. Ob das Ventingsystem in Fukushima Dai-ichi nicht für den Betrieb im Station Blackout-Fall ausgelegt war, sondern eine funktionierende Notstromversorgung voraussetzt, ist zum gegenwärtigen Zeitpunkt unbekannt. Bekannt ist, dass es Verzögerungen bei der Öffnung der Ventingstrecke gab. Ob diese ihre Ursache in der fehlenden Betriebsfähigkeit bei Station Blackout oder in der Überflutung der Batterien und damit dem Verlust der Gleichstromversorgung haben, kann auf der Basis der bisher vorliegenden Informationen nicht beurteilt werden.

5.1.6 RDB-Druckentlastung (Druckabbausystem)

Die RDB-Druckentlastung erfolgt über die Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile). Die RDB-Druckentlastung dient dazu, im Störfall schnell Druck abbauen zu können, um mit Niederdruckeinspeisesystemen Kühlmittel einspeisen zu können. Neben der Druckentlastungsfunktion erfüllen die S+E-Ventile darüber hinaus eine Druckbegrenzungsfunktion im Frischdampfsystem, um dort ein Komponentenversagen infolge Überdrucks zu verhindern. Sie fungieren also auch als herkömmliche Sicherheitsventile. In der Anlage Fukushima Dai-ichi sind die S+E-Ventile wie folgt ausgelegt: Beim Block 1 sind vier jeweils von einer Frischdampfleitung abzweigende S+E-Ventile vorhanden, bei den Blöcken 2 und 3 jeweils zwei pro Frischdampfleitung, d. h. insgesamt acht. Die S+E-Ventile werden laut (NISA11) mit über Magnetventile zugeführter Druckluft vorgesteuert. Im Falle fehlender Druckluft oder fehlender Gleichstromversorgung für die Vorsteuerventile fallen die S+E-Ventile in die geschlossene Stellung. Die automatische Druckentlastung (ADE) wird bei niedrigem RDB-Füllstand angeregt, um auf diese Weise mit den Niederdruck-Einspeisesystemen große Mengen Kühlmittel einspeisen zu können.

Laut (NISA11) wurde der RDB-Druck in den Blöcken 2 und 3 in der Zeit zwischen dem Erdbeben und dem Station Blackout mithilfe der S+E-Ventile kontrolliert, in Block 1 kam hingegen der Isolation Condenser zum Einsatz. Dies geht auch aus veröffentlichten Ablichtungen der Aufzeichnungen der Bandschreiber hervor, die in Block 1 und 2 bis zum Station Blackout liefen, und in Block 3 auch darüber hinaus. In (NISA11) ist davon die Rede, dass sich ab dem 14. März um ca. 18:00 Uhr die S+E-Ventile in Block 2 nicht mehr öffnen ließen. Ob die Druckentlastung in den Blöcken 1 – 3 durch die S+E-Ventile erfolgte, oder letztendlich durch ein Versagen der druckführenden Umschließung im Sicherheitsbehälter infolge der Kernschmelze (z. B. im bereich der Steuerstabdurchführungen) kann auf der Grundlage der gegenwärtig verfügbaren Informationen nicht beurteilt werden. Ebenso ist unklar, ob und in welcher Weise die S+E-Ventile unter Station Blackout-Bedingungen noch angesteuert werden können. Auch wenn offenbar die Druckentlastungsfunktion der S+E-Ventile nicht mehr angeregt werden konnte, ist aufgrund der vorliegenden Informationen allerdings nicht davon auszugehen, dass die Druckbegrenzungsfunktion gestört war.

Zum Vergleich wird im Folgenden die Situation beim deutschen Siedewasserreaktor der Baulinie 69 am Beispiel der Anlage Philippsburg 1 beschrieben (es bestehen Unterschiede zwischen den einzelnen Anlagen der Baulinie

SWR 69): Es gibt insgesamt acht S+E-Hauptventile und diversitär dazu sechs Motorventile als zusätzliche Sicherheitsfunktion, die als Bypass zu den S+E-Hauptventilen ausgeführt sind. Die S+E-Hauptventile sind eigenmediumgesteuert (Frischdampf). Die Vorsteuerventile der S+E-Hauptventile sind zweifach diversitär ausgelegt, es gibt jeweils ein sogenanntes Entlastungsvorsteuerventil (EVV) und ein Sicherheitsvorsteuerventil (SVV). An vier S+E-Hauptventilen gibt es darüber hinaus ein zusätzliches Vorsteuerventil zur Ansteuerung durch das Unabhängige Störfall- und Sabotageschutzsystem USUS. Alle EVV, alle USUS-Vorsteuerventile und sechs der insgesamt acht SVV werden durch Hubmagnete betätigt. Die EVV besitzen zwei 100%-Hubmagnete und das SVV einen. Für ihre Anregung ist nur Batteriespannung nötig. Als diversitäre Maßnahme werden zwei der SVV durch schnellöffnende Motorventile betätigt. Ab einem RDB-Druck von 86 bar fungieren alle magnetbetätigten Vorsteuerventile als konventionelle Sicherheitsventile und beaufschlagen die Steuerzylinder der zugehörigen S+E-Hauptventile mit Dampf und begrenzen so den Druck in der druckführenden Umschließung. Als Notfallmaßnahme steht die RDB-Druckentlastung durch die Hilfsdampfleitung zur Verfügung.

5.1.7 Bewertung der systemtechnischen Voraussetzungen

Defence in Depth der Energieversorgung

Der nahezu komplette Verlust der Wechsel- und teilweise auch Gleichstromversorgung in Fukushima Dai-ichi in Folge eines übergreifenden Ereignisses zeigt deutlich die Notwendigkeit, die Stromversorgung eines Kernkraftwerks konsequent nach dem Prinzip der in die Tiefe gestaffelten ("Defence in Depth") Maßnahmen sowie möglichst diversitär, redundant und räumlich getrennt auszulegen - und insbesondere die Elemente der Notstromversorgung besonders zu schützen, die für sämtliche Ebenen des Defence in Depth benötigt werden, z. B. die Notstromverteiler selbst.

Der Schutz der Notstromversorgung gegen Einflüsse von außen (explizit die externe Überflutung des Anlagengeländes) erfolgte im Rückblick im Wesentlichen durch den vorgesehenen Schutz des Anlagengeländes vor solchen Einflüssen. Bei Versagen dieses Schutzes gab es grundsätzlich keine weiteren wirksamen Maßnahmen zur Sicherstellung der Notstromversorgung bei auslegungsüberschreitenden, übergreifenden Einwirkungen von außen. Dies gilt auch für den Reaktorunfall vom 11.03.2011, bei dem z. B. ein Schutz der Notstromdiesel und der Schaltanlagen gegen Überflutung durch entsprechende Wahl des Aufstellorts oder durch überflutungsfeste Ausführung dieser Systeme größtenteils nicht gegeben war.

Der Verlust der Notstromversorgung lässt sich nicht an einem Element festmachen. So kamen die teilweise noch funktionsfähigen Notstromdiesel bei den Blöcken 2, 4 und 5 nicht zum Tragen, da die zugehörigen Verteilerschienen überschwemmt waren und nicht zur Verfügung standen.

Der einzige nicht überschwemmte und einsetzbare Notstromdiesel in Block 6 konnte nur deshalb zum Einsatz kommen, weil

- er luftgekühlt wurde, und durch diese diversitäre Kühlung unabhängig von den ausgefallenen Seewasserpumpen war, die für die Kühlung der meisten anderen Diesel notwendig waren, und
- er sich an einem besonders geschützten, insbesondere höhergelegenen Aufstellort in einem dezidierten Notstromdieselgebäude befand, und
- die Notstromverteiler in Block 6 nicht überschwemmt waren, sowie
- trotz überschwemmter Notstromverteiler in Block 5 auch hier offenkundig eine Möglichkeit zum Einspeisen von Wechselstrom aus Block 6 bestand.

5.1.8 Severe Accident Management Guidelines für Mark I-Anlagen

Generische SAMGs

Die anlageninternen Maßnahmen zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Störfällen lassen sich in zwei Teile einteilen (IAEA09): Den Bereich der anlagenspezifischen sogenannten Emergency Operating Procedures (EOP) (ein Bestandteil ist z. B. die Druckentlastung des Containments). Er zielt darauf ab, eine Kernzerstörung zu verhindern und Freisetzungen radioaktiven Materials zu minimieren. Sind die Maßnahmen dieses Bereichs erschöpft, schließt sich ein weiterer Bereich an, der dadurch gekennzeichnet ist, dass große Unsicherheiten über den Anlagenstatus und die Konsequenzen von EOPs bestehen. Richtlinien für diesen Bereich bestehen zwar
teilweise auch aus konkreten Anweisungen wie in den EOPs, allerdings mit einem geringeren Detaillierungsgrad. Sie zielen nicht darauf ab, wortgetreu ausgeführt zu werden sondern geben Zielstellungen vor (z. B. Einspeisen mit einer bestimmten Rate, ohne das zu verwendende System vorzuschreiben). Solche Richtlinien werden als Severe Accident Management Guidelines (SAMG) bezeichnet.

Zum Vergleich: Das deutsche Konzept, das die im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes durchzuführenden Maßnahmen beschreibt, weicht vom internationalen zweigeteilten Konzept ab.

Generische SAMGs wurden von der Boiling Water Reactor Owner's Group (BWROG) für Siedewasserreaktoren (u. a. für solche mit Mark I, Mark II und Mark III-Containment) erarbeitet (BWROG). Auf der Basis dieser generischen SAMGs sollen für jede Anlage spezifische SAMGs erarbeitet werden.

Laut (CFW08) sind die BWROG-SAMGs in zwei Teile unterteilt: SAG-1 und SAG-2. Der Teil SAG-1 befasst sich mit der Einspeisung in das Containment sowie mit der Flutung des Containments und des RDBs zur Nachwärmeabfuhr bzw. zur Kühlung und Rückhaltung von Schmelze. Der Teil SAG-2 befasst sich mit der Kontrolle der Anlagenparameter wie RDB- und Containmentdruck, Reaktorleistung, Temperaturen, etc. während des Containmentbzw. RDB-Flutens.

Von besonderem Interesse für die Ereignisse in Fukushima Dai-ichi ist daher der Teil SAG-1. Der zugehörige Entscheidungsbaum für die verschiedenen Notfallmaßnahmen ist in (CFW08) überblicksartig dargestellt und nachstehend wiedergegeben (Abb. 5.7).

Falls ein Versagen des RDB anhand der verfügbaren Instrumentierung nicht verifiziert werden kann, sind in SAG-1 zwei Kühlungsmethoden des Kerns bzw. der Kernschmelze innerhalb des RDB definiert: Zunächst das Fluten des RDB auf Höhe Kernoberkante bzw. Kernunterkante und Halten des Füllstandes. Ist dies nicht möglich bzw. ist es nicht möglich, den Füllstand zu verifizieren, ist sodann mit einer definierten minimalen Einspeiserate (Minimum Debris Retention Injection Rate, MDRIR) einzuspeisen. Die MDRIR-Einspeiserate ist eine Funktion der Zeitspanne, die seit Abschaltung des Reaktors vergangen ist und wird durch die Nachwärmeleistung des Kerns bestimmt (Größenordnung: 15–20 Liter/sec je nach Druck und Zeit seit der Reaktorabschaltung, ein entsprechendes Nomogramm für die Anlage Kuosheng (Taiwan) ist in (CFW08) abgedruckt). Sie ist so bemessen, dass durch Einspeisung mit einer Rate größer MDRIR die Nachwärme abgeführt werden kann. Die Wahl der Kühlungsmethode hängt u. a. von der Verfügbarkeit der Instrumentierung zur Füllstandsüberwachung ab (siehe Entscheidungsbaum). Der im Entscheidungsbaum bezeichnete Pressure Suppression Pressure (PSP)-Bereich ist der Betriebsbereich des Containments, in dem das Druckabbausystem funktionsfähig ist. Er ist vom Containment-Druck und Kondensationskammerfüllstand abhängig. Innerhalb des PSP-Bereichs soll die Energie, die durch einen RDB-Bruch in das Containment eingetragen wird, sicher unter Wahrung der Integrität des Containments abgefangen werden können. Ein PSP-Nomogramm für die Anlage Kuosheng (Taiwan) ist in (CFW08) wiedergegeben.

Um den SAG-1-Entscheidungsbaum abzuarbeiten, ist es notwendig, die RDB-Integrität zu bestimmen. Hierzu steht ein zweiter Entscheidungsbaum zur Verfügung (siehe (CFW08), Fig. 2). Die hierin eingehenden Variablen sind u. a. der RDB-Füllstand (sofern bekannt), Drücke, Vorhandensein von Wasserstoff, Temperatur der RDB-Bodenkalotte etc. Diesen Entscheidungsbaum abzuarbeiten, ist schwierig und zeitaufwendig.



Abbildung 5.7: SAG-1-Entscheidungsbaum für das Mark I-Containment (CFW08) für die Anlage Kuosheng (Taiwan, Mark III-Containment).

Als "letzter Ausweg" steht gemäß SAG-1 das Fluten des primären Containments und des RDB bis zur Höhe Kernoberkante zur Verfügung. Da die Kondensationskammer beim Mark I-Containment unterhalb der Druckkammer liegt, muss zunächst der Torus geflutet werden. Aus diesem Grund kann zum Fluten des Containments nicht die Wasservorlage der Kondensationskammer verwendet werden, sondern es muss auf Wasservorräte außerhalb des primären Containments zurückgegriffen werden. Wegen des relativ kleinen freien Volumens im Containment steigt der Druck beim Fluten auf Höhe Kernoberkante auf ungefähr 1,42 MPa an (CFW08), was dem ca. 2,75-fachen des Auslegungsdrucks entspricht. Daher wird beim Fluten in jedem Fall eine Druckentlastung des Containments nötig. Es ist nicht klar, ob die hierzu erforderlichen Wegsamkeiten zur Verfügung stehen (die Druckentlastung des Containments bei Mark I erfolgt von der Kondensationskammer aus). Ferner ist nach dem Fluten das Druckabbausystem nicht mehr funktionsfähig. Zum Vergleich: Beim deutschen SWR 69 kann die Druckkammer mit Wasser aus der Kondensationskammer bis zum Überlauf in die Kondensationsrohre mit Hilfe des Druckkammer-Sprühsystems TH geflutet werden (KKP1). Damit ergibt sich ein geschlossener Kreislauf zwischen Kondensationsund Druckkammer über die Kondensationsrohre und das Sprühsystem. Das Druckabbausystem bleibt funktionsfähig, ebenso ist eine Druckentlastung des Containments vom Gasvolumen der Kondensationskammer aus möglich.

Laut Pressemitteilung von TEPCO vom 17. April 2011 ist ein Fluten des Containments bei den Blöcken 1 und 3 der Anlage Fukushima Dai-ichi als "kurzfristige Maßnahme" vorgesehen. Bei Block 2 ist ein Fluten des Containments nach Abschluss der Abdichtungsarbeiten am Sicherheitsbehälter bzw. am Torus vorgesehen. Bisher (November 2011) ist diese Flutung des Containments nicht realisiert worden. Allerdings wird im Rahmen von Lang-fristmaßnahmen zur Bergung des Brennstoffs und zum Rückbau der Anlage eine Flutung des Containments und der Reaktorgrube bis zur Höhe der Reaktorbühne in Betracht gezogen.

5.2 AUSLEGUNG DES KERNKRAFTWERKES FUKUSHIMA DAI-ICHI GEGEN SEEBEBEN

Das Tōhoku Erdbeben vom 11. März 2011 vor der Nordostküste der japanischen Hauptinsel Honshu (siehe <u>Abb. 5.8</u>) war mit der Magnitude 9 die viertstärkste jemals auf der Erde registrierte seismische Erschütterung und um 0,8 Einheiten stärker als alle zuvor in Japan gemessenen. Weniger als eine Stunde später traf ein riesiger Tsunami in sieben Wellen und einer Geschwindigkeit von bis zu 700 km/h die Region. In einigen Buchten staute er sich auf bis zu 23 Meter Höhe auf.

Viele Experten hielten bis vor wenigen Jahren ein Erdbeben dieser Größenordnung in dem betroffenen Gebiet im Vergleich mit anderen potentiellen Entstehungsgebieten des japanischen Archipels für sehr unwahrscheinlich. Dafür sprachen eine systematische seismographische Überwachung seit 1896 und sehr gut dokumentierte mehr als tausendjährige Erdbebengeschichte.

Experten, die vor Errichtung der Kernkraftwerke in Fukushima in den 1960er Jahren konsultiert wurden, hielten ein solches Ereignis für praktisch ausgeschlossen.

Das Ereignis vom 11.03.2011 hat auf tragische Weise gezeigt, das die getroffenen Annahmen nicht zutreffend waren. Darüber wird übereinstimmend in der Literatur berichtet. Dieses Kapitel fasst hierzu die wichtigsten Aspekte zusammen und versucht die Gründe für diese Fehleinschätzung herauszuarbeiten. Dabei wurden neben den offiziellen Berichten der japanischen Regierung (NISA11, NISA11u), des Betreibers TEPCO und der IAEA insbesondere folgende Quellen berücksichtigt: (ENSI11), (EPS11), (HEN11), (INPO), (KAN11), (KUC11), (NOEG11), (OSH11), (ROM11), (TAK10), (TOS06), (TOW11) und (WAL11).



Abbildung 5.8: Epizentrum des Seebebens vom 11. März 2011 und Lage der KKW Fukushima, Tokai und Onagawa (WIK11).

5.2.1 Charakterisierung des Seebebens

Erdbeben

Eine ausführliche seismologische Beschreibung des Seebebens ist in (HEN11) zu finden, welche hier verkürzt wiedergegeben wird.

Der japanische Archipel befindet sich in einer so genannten Subduktionszone, an der mehrere starre Blöcke der Erdkruste aufeinanderstoßen und die Pazifische und die Philippinische Platte unter die Eurasische Platte tauchen. Hierdurch sind über Jahrmillionen tiefe Rinnen östlich der Inselkette entstanden wie z. B. der Japan-Graben. Im Süden erstreckt sich der Nankai-Graben bis in die Gegend von Tokyo. Er ist durch den Sakami-Graben mit dem sog Japanischen Tripelpunkt verbunden, an dem drei Erdplatten zusammentreffen (vgl. <u>Abb. 5.10</u>). Von dort erstreckt sich in Richtung Norden der Japan-Graben. Verwerfungen ziehen sich an all diesen Gräben entlang.

An ihnen bauen sich durch die so genannten Subduktionsbewegungen, d. h. durch das Abtauchen einer Platte unter die andere, Spannungen in der Erdkruste auf, bei deren Entladung der gespeicherten Dehnungsenergie ein Erdbeben entstehen.

Vor dem Erdbeben vom 11. März 2011 blockierte die Pazifische Platte die Eurasische Platte, auf der die japanische Hauptinsel Honshu sitzt.

Die Insel Honshu schrumpfte pro Jahr in ihren Abmessungen um einige Zentimeter, weil sie sich in dem Maß aufwölbte, wie sich Spannungen aufbauten. Der Rand der Eurasischen Platte wurde gestaucht und nach unten gezogen (vgl. <u>Abb. 5.10</u>). Als die Blockade beim Erdbeben aufbrach, ließ die Spannung plötzlich nach, und die verbogene Kruste verformte sich schnell in ihre Ausgangsposition zurück. Dadurch nahm die japanische Hauptinsel Honshu wieder seine ursprüngliche Ausdehnung und Form an. Das abrupte Zurückfedern des niedergedrückten Plattenrands löste den Tsunami aus. Dies konnte durch die Auswertung von Satellitendaten (GPS-Daten) belegt werden. Das Epizentrum befand sich 38.1°N, 142.4°E.

Die bisher vorliegenden Analysen aus verschiedenen Quellen zeigen, dass das Epizentrum des Erdbebens sich in ca. 24 km Tiefe und ca. 90 km vom Kernkraftwerk Onagawa entfernt im Pazifischen Ocean befand. Es erreichte eine Momentenmagnitude Mw von 9,0. Die Quellregion des Erdbebens umfasste ein Gebiet von mehr als 400 km Länge und 200 km Breite sowie mehrere mögliche Entstehungsgebiete für Tsunami. Der Riss im Meeresboden bildete sich vor der Ostküste der Provinz Miyagi breitete sich gleichzeitig konsekutiv in Richtung Norden (Provinz Iwate) sowie in Richtung Süden (Provinz Fukushima) aus (siehe hierzu auch <u>Abb. 5.9</u> und <u>Tab. 5.4</u>) und verband die genannten Entstehungsgebiete. Es konnten Rutschbewegungen von mehr als 20 m Unterschied entlang des Japan-Grabens vor der Küste Sanriku festgestellt werden (siehe <u>Abb. 5.9</u>, <u>Abb. 5.10</u> und <u>Abb. 5.11</u>).

Tabelle 5.4: Zusammenfassung de	r Erdbebenparameter vom 11	1. März 2011 vor der japanischen Ostküste
---------------------------------	----------------------------	---

Datum und Uhrzeit	11. März 2011, 14:46 Uhr (JST, Ortszeit), (05:46 UTC)		
Magnitude	9,0 (größtes jemals in Japan registriertes Ereignis)		
Dauer	ca. 170 Sekunden		
Hypozentrum	N38.1, E142.9 (130 km ESE von Oshika Peninsula), Tiefe 24 km (vorläufige Werte)		
Intensität gemäß JMA- Skala (Intensität gemäß	JMA 7 (Maximalwert) (EMS 11)	Kurihara City (Präfektur Miyagi)	
fene Gebiete	JMA 6+, (EMS 9)	28 Städte und Gemeinden (u. a. Wakuya Town, Tome City, Osaki City, Natori City) in der Präfektur Miyagi, Fukushima, Ibaraki, and Präfektur Tochigi	
	JMA 6- (EMS 8) oder weniger	Beobachtungen in ganz Japan von den Gebieten Hokkaido bis Kyushu	
Quellregion	Zweiteilig, Teil A und B, ca. 400 km lang, 200 km breit, betroffenes Wasservolumen ca. 125 km ³ , maximale Verschiebung der Subduktionszone ca. 25 m, maximale Verschiebung der Oberfläche horizontal ca. 5,3 m, vertikal ca. 1,2 m, maximale Beulung ca. 7 m, Rissgeschwindigkeit ca. 2 km/s		
Nachbeben	Magnitude 7,7 am 11. März 2011 15:15 JST (06:15 UTC)		
	6 Ereignisse mit Magnitude 7 oder größer		
	96 Ereignisse mit Magnitude 6 oder größer 582 Ereignisse mit Magnitude 5 oder größer		

Alle Angaben gemäß Japan Meteorological Agency (JMA) (http://www.jma.go.jp/jma/en/2011_Earthquake.html), Stand Dezember 2011.

Das Erdbeben erreichte eine maximale Intensität (Maß für die Auswirkungen) von 7 gemäß JMA (Maximalwert der Japanischen Intensitätsskala) und eine Wirkungszeit von ca. 170 Sekunden. Die Quellregion bestand aus zwei Hauptteilen. Es wurde ein betroffenes Wasservolumen ca. 125 km³, eine maximale Verschiebung der Subduktionszone von ca. 25 m, eine maximale Verschiebung horizontal der Oberfläche von ca. 5,3 m, sowie vertikal von ca. 1,2 m, und außerdem eine maximale Beulung von ca. 7 m festgestellt. Die Rissgeschwindigkeit der Spalten-öffnung wurde mit ca. 2 km/s geschätzt.



Erläuterung: Die gelben Dreiecke bezeichnen Kraftwerksstandorte. Das rote Rechteck bezeichnet das gesamte seismisch aktive Gebiet des Seebebens. Die Regionen A und B bezeichnen die Hauptentstehungsgebiete des Tsunami.

Abbildung 5.9: Die Quellregion des Tōhoku Seebebens (NISA11).



Abbildung 5.10: Tektonische Gegebenheiten am Japanischen Archipel (HEN11).

Abbildung 5.11: Konturplot der Verschiebung (GFZ11).

Neben dem Hauptbeben waren noch weitere starke Nachbeben zu verzeichnen, darunter 6 Ereignisse mit Magnitude 7 oder größer, 96 Ereignisse mit Magnitude 6 oder größer, und 582 Ereignisse mit Magnitude 5 oder größer (NISA11, JAIFc-e).

Tsunami

Tsunami können bei starken und plötzlichen Bewegungen des Seebodens wie am 11. März 2011oder anderen Erdbewegungen entstehen (HEN11, LAU97). Die Charakteristik der Wellenform des Tsunami hängt dabei von einer Vielzahl von Faktoren ab. Die <u>Abbildung 5.12</u> zeigt die wichtigsten Einflussgrößen gemäß japanischem Regelwerk zur Auslegung baulicher Anlagen gegen Tsunamiwellen (JSCE02). Zu unterscheiden ist hierbei insbesondere der Unterschied zwischen der Höhe der Tsunamiwelle und der Auflaufhöhe des Tsunami an der Küste.



Erläuterung:

onshore topography (Topografie der Küste); near-field seafloor topography (Topografie des küstennahen Seegrundes); far-field seafloor topography (Topografie des küstenfernen Seegrundes); crustal movement ((vertikale) Verschibung des Seegrundes)

Abbildung 5.12: Bestimmung der Tsunami Eigenschaften (NISA11).

Sofort nach Eintreten des Erdbebens wurde an 66 Küstengebieten eine Tsunami Warnung herausgegeben. Die <u>Tabelle 5.6</u> zeigt die Statistik der Ankunftszeiten und die Entwicklung der zu erwartenden Wellenhöhen. Am Standort Fukushima konnten insgesamt 7 Wellen beobachtet werden. Die Ankunft der ersten Welle erfolgte nach ca. 9 Minuten (Niedrigwasser), das Maximum nach ca. 65 Minuten (Hochwasser), wobei der Anstieg in zwei Schritten stattfand: der erste Anstieg erfolgte stetig (2 m in 6 Minuten), der Zweite sehr schnell (weitere 6,7 m in 4 Minuten).

Die <u>Tabelle 5.5</u> zeigt die Entfernung verschiedener Standorte zum Epizentrum des Seebebens sowie die Laufzeit der maximalen Amplitude der Tsunamiwelle. Die sehr große Geschwindigkeit des Tsunami wird in <u>Abbildung 5.13</u> verdeutlicht. In ihr sind die beobachteten (rot) mit den berechneten (blau) Wellenformen, gemessen an der Tidenüberwachung der Seewasserpumpe (Einlaufbauwerk) für die Standorte Onagawa, Fukushima und Tokai Dai-ni verglichen. Die Berechungen wurden mit der in <u>Abbildung 5.15</u> skizzierten Methode durchgeführt. Am Standort Fukushima konnte die gesamte Wellenbewegung des Tsunami nicht aufgezeichnet werden, da die Tideüberwachung am Einlaufbauwerk mit der ersten Tsunamiwelle zerstört wurde. Für den Standort Onagawa wurde eine maximale Wellenhöhe von 13,8 m, für Fukushima Dai-ni 10 m und für Tokai Dai-ni 5,3 m festgestellt. Für Fukushima Dai-ichi wurden zunächst 9 m ermittelt. Dieser Wert wurde dann später aufgrund von Überflutungsanalysen für das Anlagengelände auf ca. 13 m korrigiert. Die <u>Abbildung 5.14</u> zeigt die ermittelten Überflutungsbereiche und -höhen für Fukushima Dai-ichi.

Tsunami War- nungen und Hin-	Datum und Uhrzeit Meldung		Anzahl der Gebiete mit Tsunami- Warnungen (insgesamt 66)		
weise		3 m oder höher	bis zu 2 m	ungefähr 0,5 m	
	11. März 2011, 14:49 JST Ankündigung		3	5	15
	11. März 2011, 15:14 JST	steigend	6	7	23
	11. März 2011, 15:33 JST	steigend	10	24	11
	11. März 2011, 16:08 JST	steigend	17	19	17
	11. März 2011, 18:47 JST	steigend	17	19	18
	11. März 2011, 21:35 JST	steigend	17	22	19
	11. März 2011, 22:53 JST	steigend	18	21	19
	12. März 2011, 03:20 JST	steigend	18	21	27
	12. März 2011, 13:50 JST	fallend	4	11	26
	12. März 2011, 20:20 JST	fallend	0	4	21
	13. März 2011, 07:30 JST	fallend	0	0	15
	13. März 2011, 17:58 JST	angehoben	0	0	0
Beobachtungen (Beispiele)	Wellenhöhe 9,3 m oder höher in Soma (Präfektur Fukushima), 8,5 m oder höher in Miyako (Präfektur Iwate)				
Standort Fukus-	Anzahl der Wellen: 7				
nina	Wellencharakteristik der ersten Welle: Ankunft der Welle nach ca. 9 Minuten, Maximum nach ca 65 Minuten, Anstieg in zwei Schritten: der erste stetig (2 m in 6 Minuten), der zweite sehr schnell (weitere 6,7 m in 4 Minuten)				
	Überflutetes Gebiet in der Präfektur Fukushima 112 km ² (561 km ² in ganz Japan)			nz Japan)	

Tabelle 5.5: Zusammenfassung der Tsunamiparameter vom 11. März 2011 vor der japanischen Ostküste.



Abbildung 5.13: Vergleich der berechneten (blau) und beobachteten (rot) Tsunami-Wellenformen für die Standorte Fukushima Dai-ichi, Onagawa und Tokai Dai-ni (NISA11u).

Tabelle 5.6: Entfernung vom Epizentrum des Seebebens vom 11. März 2011 zu verschiedenen Orten/Standorter
und ergänzende Auslegungsdaten (NISA11).

Ort	Entfernung in km	Laufzeit der Welle in Min. (Maximum)	max. Wellen- höhe in m	Höhe der Kai- mauer in m	Höhenquote des Re- aktorgebäudes in m
Onagawa	90	40	13,8	-	14
Fukushima Dai-ichi	160	55	(9) 13 - 14	5,7	10
Fukushima Dai-ni	170		10	5,2	7
Tokai-Dai-ni	260	50	5,3	-	8



Abbildung 5.14: Simulierte Überflutungsbereiche und -tiefen für Fukushima Dai-ichi (NISA11u).

5.2.2 Bauliche Auslegung der Anlage Fukushima

Tsunami/Überflutung

Der Bau der sechs Reaktoren der Anlage Fukushima Dai-ichi begann 1967. Die dazugehörigen Planungen datieren entsprechend zurück. Zu diesem Zeitpunkt war noch wenig über die Entstehung und Gefährdung von Tsunami am Standort Fukushima bekannt und es lagen nur wenige belastbare Daten zu Überflutungsereignissen in der Umgebung von anderen Kraftwerksstandorten vor. Die <u>Tabelle 5.7</u> zeigt eine beispielhafte Auswertung historischer Tsunami Daten für die Tōhoku Region (NOEG11). Diese Daten lagen in ähnlicher Weise schon zum Zeitpunkt der Auslegungsplanung der Anlagen Mitte der 1960er vor und wurden gemäß japanischem Regelwerk in der Auslegung berücksichtigt.

Die maximale Überflutungshöhe nach einem Tsunami wurde zu dieser Zeit auf 3,1 m festgelegt. Dieser Auslegung wurde zur Bestimmung der Maximalamplitude des Tsunami eine Quellregion vor der Küste Fukushima mit einer sehr geringen mittleren Eintretenswahrscheinlichkeit für Erdbeben sowie das Chile-Erdbeben von 1960 als Einwirkung zugrunde gelegt. Die <u>Abbildung 5.15</u> verdeutlicht das allgemeine Vorgehen gemäß japanischem Regelwerk (JSCE02).

Gemäß der Betriebsgenehmigung war Fukushima Dai-ichi für eine Tsunami-Welle von 3,1 m über Meeresspiegel ausgelegt. Das Einlaufbauwerk wurde mit einer Kaimauer der Höhe von 5,7 m geplant und ausgeführt.

Nach dem Sumatra Erdbeben 2004 mit der Magnitude 9,3 und einem anschließenden verheerenden Tsunami im Indischen Ocean, fand 2006 eine Neubewertung und Überarbeitung des Regelwerks bzgl. der Seebebengefährdung japanischer Kernkraftwerke durch die Nuclear Safety Commission (NSC) statt. Diese Neubewertung ergab, dass eine Tsunamiwellenhöhe von 5,7 m zugrunde gelegt werden sollte, und damit die Auslegung von 1960 bestätigt wurde. Ein weiteres Ergebnis war, dass der Betreiber die Einrichtungen des Einlassbauwerks mit seinen Seewasserpumpen in Block 6 höher gesetzt hat. Die <u>Abb. 5.16</u> verdeutlicht die Auslegung der Anlage Fukushima Dai-ichi Block 1 bis 4 gegenüber Tsunamieinwirkungen. Die tatsächliche Tsunamiwellenhöhe am 11. März 2011 betrug zwischen 13 m und 14 m und führte zum Ausfall vieler sicherheitstechnischer Systeme und Einrichtungen (siehe dazu <u>Kapitel 3</u>). Die Untersuchungen der NISA zu Überflutungshöhen und möglichen Eindringpfaden des Wassers sind in <u>Abbildung 5.14</u> und <u>Abbildung 5.17</u> dargestellt.

Datum	Region	Magnitude	Maximale Amplitude der Tsunami-Welle
11.03.2011	Tōhoku	M = 9,0	23 m
04.10.1994	Kuril Inseln	M = 8,3	11 m
12.07.1993	Japanische See	M = 7,7	31,7 m
26.05.1983	Noshiro	M = 7,7	14,5 m
07.12.1944	Kii Peninsula	M = 8,1	10 m
02.03.1933	Sanriku	M = 8,4	30 m
01.09.1923	Tokaido	M = 7,9	12 m
07.09.1918	Kuril Inseln	M = 8,2	12 m
15.06.1896	Sanriku	M = 7,6	38 m
24.12.1854	Nankaido	M = 8,4	28 m
29.06.1780	Kuril Inseln	M = 7,5	12 m
24.04.1771	Ryukyu Inseln	M = 7,4	85 m
28.10.1707	Japan	M = 8,4	11 m
31.12.1703	Tokaido-Kashima	M = 8,2	10,5 m
02.12.1611	Sanriku	M = 8,0	25 m
20.09.1498	Nankaido	M = 8,6	17 m

Tabelle 5.7: Beispiele historischer Tsunami-Daten (NOEG11).

Dr. Johannis Nöggerath, Swiss Nuclear Society, March 28, 2011, www.tsunami-alarm-system.com



Abbildung 5.15: Auslegungshöhe des maximal zu erwartenden Wasserstandes bei der Einwirkung des Tsunami am Standort Fukushima Dai-ich TEPCO (NISA11).



Abbildung 5.16: Verdeutlichung der Auslegung des Kernkraftwerks Fukushima Dai-ichi 1 bis 4 gegen Tsunami (MOH11).



Abbildung 5.17: Mögliche Eindringorte und Öffnungen für das Wasser in die Hauptgebäude für Fukushima Dai-ichi (NISA11).

Erdbebenbeschleunigung

Die Auswertung der Beschleunigungsantwortspektren des Erdbebens vom 11. März 2011zeigen, dass die Auslegungswerte der Anlage Fukushima Dai-ichi zum Teil in einigen Richtungen deutlich überschritten worden sind, für die Anlage Fukushima Dai-ni dagegen nicht. Der Grenzwert für die automatische Reaktorschnellabschaltung (RESA) bei Erdbeben für die Anlagen Fukushima liegt für horizontale Beschleunigungen bei 135 bis 150 cm²/s und vertikal bei 100 cm²/s. Diese Grenzwerte wurden an allen Messpunkten sehr deutlich überschritten. Die zugehörige RESA erfolgte in allen Anlagen automatisch (vgl. <u>Kap. 3</u>). Die <u>Tabelle 5.8</u> zeigt die gemessenen maximalen Beschleunigungswerte in horizontaler und vertikaler Richtung am Standort Fukushima Dai-ichi (NISA11) für die relevanten seismischen Wächter im Überblick. Die japanische Regierung präsentiert in ihrem Bericht ausführliche Untersuchungen zu den Auswirkungen der Grenzwertüberschreitung der Beschleunigungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, insbesondere Rohrleitungen, Kondensationskammer und Reaktordruckbehälter. Zugrunde gelegt wurden dabei die gemessenen Beschleunigungs-Zeitverläufe des Erdbebens vom 11. März 2011 Festgestellt wurde, dass die Auslegungsspektren nur in wenigen Frequenzbereichen sowie Orten überschritten worden sind. Rechnerisch ergaben sich keine Hinweise, dass mit einem Versagen der untersuchten Einrichtungen aufgrund der Erschütterungen ausgegangen werden musste. Dennoch können genauere Überprüfungen dieser Ergebnisse aufgrund der immer noch schwierigen radiologischen Situation auf der Anlage nicht getroffen werden und bleiben zukünftigen Untersuchungen überlassen (NISA11).

Weiterhin gibt es Hinweise und Augenzeugenberichte (EPS11), dass auch Sicherheitssysteme und sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen bereits durch das Erdbeben vor Eintreffen der ersten Tsunamiwelle beschädigt worden sein könnten und nicht in vollem Umfang zur Verfügung gestanden haben (OSH11).

Fukushima Dai-ichi	maximale Beschleunigungsantwort in cm/s ²			
	Horizontal		Vertikal	
	Nord-Süd-Richtung	Ost-West-Richtung		
Block 1	460	447	258	
Block 2	348	550	302	
Block 3	322	507	231	
Block 4	281	319	200	
Block 5	311	548	256	
Block 6	298	444	244	
Auslegung	441	438	412	
Grenzwert für automatische Reaktorschnellabschaltung (RESA)	135 bis 150		100	

Tabelle 5.8: Gemessene Beschleunigungswerte am Standort Fukushima Dai-ichi (NISA11).

Farbig unterlegte Werte zeigen Überschreitungen der Auslegung an

5.2.3 Ein scheinbar sicherer Standort Fukushima

Nach (HEN11) wurden alle weltweit registrierten Erdstöße von einer Stärke wie beim Tōhoku Ereignis ebenfalls durch eine ruckartige Verschiebung entlang von Verwerfungen in Subduktionszonen verursacht. Deshalb wird in der Literatur die Frage diskutiert, wie die Seismologen zu der Einschätzung gelangten, vor der japanischen Nordostküste könne es nicht zu einem derart gewaltigen Erdbeben kommen (EPS11, HEN11, KUC11, KAN11, NOEG11, ROM11, TOW11, WAL11). Eine Zusammenfassung dazu ist wiederum in (HEN11) zu finden, die hier zusammen mit anderen genannten Quellen verkürzt wiedergegeben wird.

Hauptthese aus seismologischer Sicht (HEN11) hierzu ist, dass die scheinbar regelmäßige seismische Aktivität an dieser Subduktionszone eine relative Sicherheit vortäuschte. Weltweit sind viele Verwerfungen oder Verwerfungssegmente bekannt, an denen nur schwache Erdbeben auftreten. Die beiden Kontaktflächen gleiten dort zwar auch nicht völlig ungestört und glatt aneinander vorbei, aber doch ohne größere spontane Energiefreisetzung.

Nach (HEN11) kommt es üblicherweise an solchen Plattenrändern jedoch zu starken Erdstößen. In den Zeiten dazwischen beschränkt sich die Aktivität auf schwache, kleinräumige Schwarmbeben. Gemäß (HEN11) und anderen Quellen vollzieht sich die Verschiebung infolge der Subduktion bei den seltenen Megabeben also im Wesentlichen ruckartig, gefolgt von zahlreichen Nachbeben. Wenn solche heftigen Erschütterungen mit einer gewissen Regelmäßigkeit auftreten, werden sie als charakteristische Beben bezeichnet.

Die Literatur berichtet jedoch, dass der Japangraben als Verwerfung ein wesentlich komplexeres Verhalten zeigt. Dies hat die Risikoabschätzung in der Vergangenheit erheblich erschwert. Nach (HEN11) wurde Ende der 1960er Jahre die Subduktion der Pazifischen Platte mit plattentektonischen Modellen untersucht und versucht, die sogenannte seismische Kopplung abzuschätzen. Diese Kopplung gibt an, welcher Prozentsatz der plattentektonischen Bewegung durch abrupten Versatz der Krustenblöcke bei großen Erdbeben erfolgt.

Mehrere unabhängige Untersuchungen weltweit Ende der 1970er schätzten den Wert der seismischen Kopplung auf etwa 25 %. Dies bedeutet, dass obwohl sich bis zu diesem Zeitpunkt längs des Japangrabens starke Erdbeben bis zur Magnitude 8,2 ereignet hatten, der Versatz jedoch durch die seismische Aktivität nur ein Viertel des Betrags, der auf Grund der Bewegung der Pazifischen Platte zu erwarten war, erreichte.

Zum Tripelpunkt der tektonischen Platten im Süden hin wurde angenommen, dass die Kopplungsstärke sogar noch weiter abnimmt. Es wurde also festgestellt, dass in der Subduktionszone des Japangrabens nicht genügend Erdbeben stattfanden, um die gemessenen Fortbewegung der Platte vollständig zu erklären.

Da die Geschichte der seismischen Aktivität in Japan zu den am besten dokumentierten weltweit gehört, wurde angenommen, dass ein Großteil der tektonischen Plattenbewegung in der Vergangenheit in Form eines Gleitens stattfand, ohne dass es zu Erdbeben kam. Nach (HEN11) wird die Verschiebung beim Beben vom 11. März zum Beispiel entlang der Verwerfungsfläche auf der Höhe von Sendai auf mehr als 20 Meter geschätzt (HEN11).

Vier größere Erdbeben sind für den Nordteil der Tōhoku Region bekannt. Sie fanden 869, 1611, 1677 und 1896 statt. Im Südteil hingegen zeigten die historischen Aufzeichnungen, dass sich seit mindestens 800 Jahren kein stärkerer Erdstoß mehr ereignet hat. Das spricht zumindest teilweise für die Annahme des Gleitens. Deshalb galten die Standorte zur Errichtung von sechs Kernreaktoren in Fukushima Dai-ichi in den 1960er Jahren und von vier weiteren in Fukushima Dai-ni zu Beginn der 1970er Jahre als sicherer als viele andere auf dem japanischen Archipel. Auch weitergehende Untersuchungen in den 1990er Jahren legten die Annahme einer erschütterungsfreien Gleitbewegung entlang der Japangraben-Störung nahe. Dies spiegelt sich auch in <u>Tab. 5.9</u> wider. Die Tabelle zeigt den Mittelwert der Eintretenswahrscheinlichkeit eines Referenzerdbebens gemäß japanischem Regelwerk nach der Japan Meteorological Agency (JMA) (bezeichnet als Shindo 6, Mindestwert der Erdbebenintensität) für verschiedene japanische Standorte von Kernkraftwerken und einer Wiederholperiode von 30 Jahren, Stand Januar 2011. Diese Tabelle wurde von (EPS11) aus dem japanischen Original übersetzt und zur Verfügung gestellt.

Tabelle 5.9: Eintretenswahrscheinlichkeit eines Erdbebens größer als Shindo 6 (Referenzerdbeben gemäß japanischem Regelwerk) für die zeitliche Periode der nächsten 30 Jahre, Stand JMA, Januar 2011 (EPS11).

KKW Standort	Präfektur	Eintretenswahrscheinlichkeit in % (Mittelwert)
Tomari	Hokkaido	0,4
Higashi-Dori	Aomori	2,2
Onagawa	Miyagi	8,3
Kashiwazaki	Niigata	2,3
Fukushima Dai-ichi	Fukushima	0,0
Fukushima Dai-ni	Fukushima	0,6
Tokai Dai-ni	Ibaraki	2,4
Hamaoka	Shizuoka	84,0
Shika	Ishikawa	0,0
Tsuruga	Fukui	1,0
Mihama	Fukui	0,6
Ooi	Fukui	0,0
Takahama	Fukui	0,4
Shimane	Shimane	0,0
lkata	Ehime	0,0
Genkai	Saga	0,0
Sendai	Kagoshima	2,3
Monju	Fukui	0,5

Alle Angaben gemäß JMA und JSCE übersetzt aus dem Japanischem von EPS11.

Die Tsunami Ursachen- und Risikoforschung hat seit den 1960er große Fortschritte gemacht. Es standen bis Ende 1990 eine Vielzahl von Methoden zur Messung, Berechnung und Vorhersage von Seebeben zur Verfügung. Besondere Fortschritte wurden durch die Paleo-Tsunami-Forschung erzielt (HEN11). Wichtige Hinweise wurden dabei von historischen Überschwemmungsmarken, wie sie in <u>Abbildung 5.18</u> zu sehen sind, erhalten. Untersuchungen von Geologen an sedimentierten Gesteinsformationen in Tsunami-Überschwemmungsgebieten ergaben schon bald Hinweise darauf, dass die seismologische Annahme eines Kriechens und Gleitens für die tektonische Bewegung des japanischen Archipels nicht zutreffend war. Mit der Einführung einer Satellitenüberwachung der Erdkrustenbewegungen konnte dieser Einwand weiter belegt werden. Um diesen Widersprüchen gerecht zu werden, hat die japanische Aufsicht eine Reihe von öffentlichen und nicht öffentlichen Anhörungen und Konferenzen zu der Frage der Erdbeben- und Tsunamisicherheit durchgeführt (TAK10, EPS11, NOEG11). Auf diesen Veranstaltungen (die letzten 2009 und 2010) wurden die genannten Erkenntnisse angesprochen sowie mit Betreibern und Aufsicht diskutiert. TEPCO (EPS11, WAL11, OSH11) selbst kam in eigenen Untersuchungen zu dem Schluss, dass mit deutlich höheren Tsunamiwellen zu rechnen sei, wenn die neuen Erkenntnisse zur Seebebenentstehung vor der Küste Fukushimas berücksichtigt würden. Dennoch behielten die in Tabelle 5.9 genannten Werte ihre Gültigkeit, mit dem Hinweis, dass das JSCE ihre Empfehlung zur Tsunamiauslegung (JSCE02) überarbeitet.

Neueste Untersuchungen belegen nun, dass von einer seismischen Kopplung der Platten von nahezu 100 % auszugehen ist. Dies bedeutet, dass solche 1000-jährigen Megabeben wie 2011 auch in der Zukunft zu erwarten sind (HEN11).



Abbildung 5.18: Historische Überflutungsmarken und Tsunami Warnungen in der Region Töhoku (EPS11, MOH11).

5.2.4 Ein unvorhersehbares Ereignis?

Ein weiterer zentraler Aspekt, der in der Literatur diskutiert wird, ist die Frage, ob das Ereignis vom 11. März 2011 tatsächlich unvorhersehbar war oder nicht.

Bezogen auf die bauliche Auslegung und die zugehörige Gefährdungsanalyse am Standort Fukushima hielten tatsächlich viele Vertreter von Betreibern, Gutachtern und Experten sowie Behörden ein Ereignis der Art vom 11. März 2011 für unvorhersehbar. Daher vertrauten sie über einen sehr langen Zeitraum der gewachsenen Einschätzung zur Entstehung solcher Erdbeben.

Dies spiegelt sich in der gesamten Auslegung der Anlage wider, insbesondere auch bei der räumlichen Anordnung und Trennung von Gebäuden und Systemen.

Erst der wissenschaftliche Fortschritt mit Hilfe satellitengestützter Messmethoden und historischer Tsunamiforschung über einen Zeitraum von mehr als zwei Jahrzehnten brachte einen Wandel. Langsam begann eine Überarbeitung des sehr umfangreichen japanischen Regelwerks zu Erdbeben- und Tsunamieinwirkungen, wobei erst mit dem Aspekt Erdbeben begonnen wurde.

Einige Beiträge, wie z. B. (EPS11, HEN11, KAN11) kommen unter diesen Voraussetzungen zu dem Schluss, dass ein Seebeben der Stärke 9 vor der japanischen Ostküste im Japangraben aus japanischer Sicht als nicht vorhersagbar anzusehen gewesen ist.

6 ASPEKTE DER SICHERHEITSKULTUR, STAATLICHE AUFSICHT UND KRISENMANAGEMENT

Nachdem in den vorangegangenen Kapiteln vor allem die technische Seite der Katastrophe von Fukushima behandelt worden ist, wird im Kapitel 6 auf verschiedene Aspekte der Sicherheitskultur, der staatlichen Aufsicht und des Krisenmanagements in Japan eingegangen. Im <u>Abschnitt 6.1</u> wird das regulatorische System in Japan vor der Katastrophe in seiner Struktur dargelegt, und es wird versucht, eine Bewertung der Wirksamkeit dieser Struktur vorzunehmen. Die Organisation des Krisenmanagements wird in <u>6.2</u> untersucht. Dabei wird auf die Einrichtung und Zusammenarbeit der Krisenstäbe eingegangen, die Informationspolitik analysiert und der Einsatz der vorhandenen Personalkapazitäten der Katastrophenschutzkräfte dargestellt und bewertet. Im letzten <u>Abschnitt 6.3</u> wird das japanische Verständnis von Sicherheitskultur dargelegt.

6.1 DAS REGULATORISCHE SYSTEM IN JAPAN

6.1.1 Die aktuelle Struktur der Aufsicht

Der Aufbau der Aufsicht in Japan ist schematisch in <u>Abbildung 6.1</u> dargestellt. Die staatliche Aufsicht über die nuklearen Einrichtungen des Landes wird vom Minister des japanischen Ministeriums für Wirtschaft, Handel und Industrie (Ministry of Economy, Trade and Industry - METI) ausgeübt (CNS10). Der Minister erteilt Genehmigungen für den Betrieb von kerntechnischen Anlagen, welche er vor Erteilung mit der Atomic Energy Commission (AEC) und der Nuclear Safety Commission (NSC) berät. Zudem gibt der Minister Erlasse heraus, die für die Genehmigungsinhaber bindend sind. Das übergeordnete Ziel dabei ist die Gewährleistung der Sicherheit der zivilen Nutzung der Kernenergie. Eine weitere Aufgabe des METI ist die Förderung der zivilen Nutzung der Kernenergie. Diese Aufgabe wird innerhalb des METI von der Agency for Natural Resources and Energy (ANRE) übernommen. Die ANRE war bis 2001 auch mit der Aufsicht über die kerntechnischen Anlagen beauftragt.



Aufsicht in Japan

Abbildung 6.1: Aufsichtsstruktur in Japan.

Seit 2001 ist die Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) für die gesamte Aufsicht der kerntechnischen Sicherheit im Auftrag des Ministers zuständig. Die NISA verfügt über 370 Mitarbeiter, darunter 110 kerntechnische Inspektoren und Spezialisten für kerntechnische Katastrophenschutzmaßnahmen, die an den kerntechnischen Anlagen stationiert sind. Die NISA ist in Abteilungen organisiert, die alle wichtigen Bereiche, unter anderem Nuclear Fuel Cycle, Nuclear Power, Nuclear Safety, Industrial Safety und Safety Examination beinhalten. Die NISA ist über den kerntechnischen Bereich hinaus auch für die Sicherheit in anderen Industriezweigen zuständig. Sie ist der ANRE im METI als spezielle Organisation angegliedert. Die NISA ist aber direkt dem Minister berichtspflichtig und weisungsgebunden.

Die ANRE verfügt über ein Beratungskomitee, dem Advisory Committee for Natural Resources and Energy (ACN-RE). Innerhalb des ACNRE gibt es verschiedene Arbeitsgruppen, die sich aus unabhängigen Experten verschiedener Fachrichtungen zusammensetzen. Ein Unterkomitee des ACNRE ist das Nuclear and Industrial Safety Subcommittee (NISS), welches die NISA berät. Die Ernennung der Mitglieder des NISS erfolgt durch den Minister des METI.

Der NISA ist die Japan Nuclear Energy Safety Organisation (JNES) unterstellt. Sie ist von der NISA als technische Hilfsorganisation im Oktober 2003 gegründet worden und hat 400 Mitarbeiter. Die JNES unterstützt die NISA bei der Umsetzung ihrer aufsichtlichen Aufgaben im Bereich kerntechnische Sicherheit, vor allem in den Bereichen Inspektionen, Sicherheitsanalysen, Notfallschutz und Notfallschutzmaßnahmen, Untersuchungen, Forschung und Ausbildung.

Dem Cabinet Office des Premierministers ist die AEC angegliedert, die im Januar 1956 gegründet wurde. Die Aufgabe der AEC ist die Beratung des Premierministers und des Minister des METI im Bereich der Kernenergie in den Aufgabenfeldern Förderung, Entwicklung und Forschung. Die Mitglieder werden vom Premierminister ernannt. Bis 1978 hatte die AEC auch die Aufgabe, die regulatorischen Aktivitäten und Maßnahmen der zuständigen Behörden zu beurteilen und zu überwachen und gegebenenfalls Empfehlungen an den Premierminister und den Minister des METI zu geben.

Diese Aufgabe ist im Oktober 1978 an die NSC übertragen worden, die als regulatorisches Äquivalent zur AEC gegründet wurde. Die NSC übt die Aufsicht über die regulatorische Arbeit der zuständigen Behörden aus und gibt Empfehlungen an den Premierminister und den Minister des METI. Die NSC gibt Richtlinien heraus, die von der NISA bei der Durchführung ihrer aufsichtlichen Tätigkeiten, z. B. Inspektionen und Sicherheitsanalysen, verwendet werden. Die NSC ist ebenfalls dem Cabinet Office angegliedert und dem Premierminister unterstellt (CNS04). Die Mitglieder werden vom Premierminister ernannt.

Der Minister des MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology) übt die staatliche Aufsicht über die nuklearen Forschungseinrichtungen des Landes aus.

6.1.2 Bewertung der japanischen Aufsicht

Die Analyse der Organisationsstruktur der Aufsicht in Japan zeigt Optimierungsmöglichkeiten.

Vor allem die sich widersprechenden Aufgaben der unterschiedlichen Institutionen ANRE und NISA innerhalb des METI sind signifikant. Eine der Hauptaufgaben der ANRE ist die Förderung der zivilen Nutzung der Kernenergie. Die der ANRE organisatorisch angegliederte NISA ist mit der Aufsicht der kerntechnischen Anlagen beauftragt. Diese beiden zum Teil gegenläufigen Aufgabenfelder innerhalb der Organisationsstruktur des METI können zu einer nicht optimalen Erfüllung der jeweiligen Aufgaben führen. Darüber hinaus sind innerhalb der regulatorischen Aufsicht die Verantwortung und die Zuständigkeit für die Aufgaben der Ausführung, Beratung und Kontrolle auf viele verschiedene Stellen verteilt. Dadurch besteht das Risiko des Verlustes der Effektivität in der Koordinierung und Ausführung dieser Tätigkeiten.

Zu ähnlichen Ergebnissen kommt die IAEA im Bericht der Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission für Japan im Jahr 2007 (IRR07) bezüglich der japanischen Aufsichtsstruktur. Der Bericht mahnt die Klarstellung der Rollen der NISA und der NSC und darüber hinaus die Verdeutlichung der Unabhängigkeit der NISA von der ANRE an.

Auch die japanische Regierung trifft vergleichbare Feststellungen in ihrem Bericht an die IAEA zu Fukushima (NI-SA11) und führt eine unklare Verteilung von Verantwortungen und Zuständigkeiten für Krisenfälle an. Zudem sieht sie die Ursache für die Schwierigkeiten, zügig auf die Katastrophe zu reagieren in den bestehenden Strukturen. Die japanische Regierung kündigt an, dass die japanische Regierung die NISA aus dem METI herauslösen und die Struktur der regulatorischen Aufsicht überdenken wird.

6.2 ORGANISATION DES KRISENMANAGEMENTS

6.2.1 Erklärung des Notstandes und Einrichtung der Krisenstäbe

In Übereinstimmung mit dem Artikel 10, Paragraph 1 des Gesetzes über besondere Maßnahmen zur Notfallbereitschaft bei nuklearen Katastrophen (Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Prepardness) hat der Betreiber des Kernkraftwerkes Fukushima Dai-ichi, TEPCO, das METI am 11. März 2011 um 15:42 Uhr über den Ausfall der Wechselstromversorgung in den Blöcken 1 - 5 in Kenntnis gesetzt. Daraufhin wurden die nuklearen Krisenstäbe und die Notfallzentrale im Kraftwerk eingerichtet.

Um 16:00 Uhr am selben Tag fand ein Krisentreffen der NSC statt, wobei beschlossen wurde, eine technische Notfallberatungsgruppe einzurichten.

Um 16:36 Uhr am selben Tag wurde vom Deputy Chief Cabinet Secretary for Crisis Management das Katastrophenschutzbüro für nukleare Unfälle im Büro des Premierministers eingerichtet.

Nachdem TEPCO festgestellt hatte, dass die Einspeisung von Wasser über das Notfallkühlsystem für Block 1 und 2 nicht möglich war, wurde ein nuklearer Notfall in Übereinstimmung mit dem Artikel 15 des Gesetzes über besondere Maßnahmen zur Notfallbereitschaft bei nuklearen Katastrophen festgestellt und am selben Tag um 16:45 Uhr die Regierung darüber in Kenntnis gesetzt.

Der Premierminister hat darauf am selben Tag um 19:03 Uhr den nuklearen Notstand ausgerufen und sowohl den nationalen wie auch den lokalen Krisenstab für nukleare Notfälle (Nuclear Emergency Response Headquarters) eingerichtet.

Diese Schritte erfolgten, wie vorgesehen, entsprechend dem Gesetz über besondere Maßnahmen zur Notfallbereitschaft bei nuklearen Katastrophen (NISA11).

In Anbetracht der aktuellen Zustände der kerntechnischen Anlagen wurde vier Tage später am 15. März 2011 ein gemeinsamer Krisenstab der Regierung und von TEPCO eingerichtet. Diese Maßnahme diente zur Verbesserung der Koordinierung und Abstimmung von Entscheidungen über notwendige Maßnahmen und zum Austausch von Informationen.

6.2.2 Bewertung des Krisenmanagements

Die japanische Regierung beurteilt ihre eigene Organisation bezüglich der Fähigkeit, auf einen solchen nuklearen Notfall angemessen zu reagieren, als unzureichend (NISA11). Die Organisationsstruktur der bei einem nuklearen Notfall beteiligten Behörden, zu nennen sind hier die NISA als erste regulatorische Institution, die NSC mit der Funktion der externen Beratung, die regionale Regierung und die zugehörigen Büros und Ministerien für die Umweltmessungen, zeigt eine unklare Verteilung der Aufgaben und Verantwortungen. Somit ist nach Bewertung der japanischen Regierung eine adäquate Reaktion auf eine derartige nukleare Katastrophe nicht möglich gewesen. Zum gleichen Ergebnis kommt die IAEA. Diese bewertet zwar die Organisation des Notfallschutzes und der Notfallmaßnahmen in Japan im Hinblick auf die nukleare Katastrophe als gut (IAE11), bemängelt aber die komplizierte Struktur, die zu Zeitverlusten in dringlichen Entscheidungsprozessen führen kann.

Auch die Zusammenarbeit zwischen den staatlichen Behörden auf der einen Seite und dem Betreiber TEPCO auf der anderen Seite beurteilt die japanische Regierung als ungenügend. Die Verteilung der Zuständigkeiten und die Kommunikation zwischen den Beteiligten waren nicht ausreichend. Vor allem zwischen dem nationalen und dem lokalen Krisenstab, zwischen der Regierung und TEPCO, zwischen der Zentrale von TEPCO und der Anlage als auch zwischen den relevanten Organisationseinheiten innerhalb der Regierung waren die Aufgaben-, Kompetenzund Verantwortungsverteilung nicht klar definiert. Besonders die Kommunikation zwischen der Regierung und der Zentrale von TEPCO in den entscheidenden Momenten der Katastrophe wird als nicht ausreichend eingestuft. Erst vier Tage nach Beginn der Katastrophe wurde ein gemeinsamer Krisenstab der Regierung und von TEPCO eingerichtet. Einige der genannten Schwierigkeiten hätten durch eine frühzeitigere Einrichtung dieses Krisenstabes wahrscheinlich vermieden werden können.

6.2.3 Information der Öffentlichkeit und der internationalen Gemeinschaft

Nach dem Eintreffen des Tsunami sind sowohl von Seiten der Regierung als auch von TEPCO separate Pressekonferenzen zu unterschiedlichen Zeiten abgehalten worden (NISA11). Ab dem 25. April sind gemeinsame Pressekonferenzen unter Beteiligung aller relevanten Organisationen, unter anderem des persönlichen Referenten des Premierministers, der NISA, des MEXT, der NSC und TEPCO durchgeführt worden, um auf der Grundlage einer gemeinsamen Informationsbasis die Öffentlichkeit zu informieren und die Konsistenz und Transparenz der Informationen zu verbessern.

Die internationale Gemeinschaft, z. B. die IAEA und die benachbarten Länder, wurde unter anderem durch zahlreiche Berichte, Antworten auf Anfragen und über diplomatische Kanäle informiert.

6.2.4 Bewertung der Informationspolitik

Aus Sicht der japanischen Regierung sind im Zeitraum direkt nach dem Eintreten des nuklearen Notfalls nicht ausreichend präzise und zeitnahe Informationen mitgeteilt worden. Auch international ist dies kontrovers diskutiert worden. Die von TEPCO bzw. von der NISA zu unterschiedlichen Zeiten abgehaltenen Pressekonferenzen haben bei der Presse und in der Öffentlichkeit zum Eindruck der Widersprüchlichkeit von Informationen geführt (NISA11). Auch bei Anfragen über Beratungsdienste war der Eindruck entstanden, dass nicht nur neue Informationen zu unterschiedlichen Zeiten kommuniziert wurden, sondern dass auch unterschiedliche Einschätzungen der Lage mitgeteilt wurden.

Experten sehen das Hauptproblem in der Nicht-Anwendung des "Eine Stimme"-Prinzips zur Information der Öffentlichkeit in Katastrophenfällen, welches erst am 25. April 2011 durch eine gemeinsame Pressekonferenz umgesetzt wurde.

Auch beurteilt die japanische Regierung die Benachrichtigung der Nachbarländer und der betreffenden internationalen Institutionen über Notfallmaßnahmen, z. B. über die Einleitung von schwach radioaktivem Wasser in den Ozean, als zu spät (NISA11) und nicht ausreichend, da es innerhalb der Informationskette der relevanten Regierungsorganisationen zu Verzögerungen kam.

6.2.5 Katastrophenschutzeinsatzkräfte

Die Einrichtung der geplanten Krisenstäbe und des vorgesehenen Personals verlief nach dem Plan für nukleare Notfälle (NISA11). Allerdings kam es zu Verzögerungen beim Aufbau des lokalen Krisenstabes mit den planmäßig vorgesehenen Experten und Mitarbeitern. Zudem versagte zusätzlich zum Stromausfall, der durch das Erdbeben ausgelöst wurde, die Notstromversorgung des lokalen Krisenzentrums, so dass die Kommunikationsgeräte nicht funktionsfähig waren. Daher musste der lokale Krisenstab kurzfristig bis zur Wiederherstellung der Notstromversorgung in das benachbarte Zentrum für die radiologische Umweltüberwachung in Fukushima umziehen, um dort das Satellitentelefon benutzen zu können. Zudem wurde Zeit benötigt, um eine Kommunikation zwischen dem Krisenstab im Kernkraftwerk, dem nationalen und dem lokalen nuklearen Krisenstab der Regierung herzustellen und eine Arbeitsstruktur mit den Einsatzkräften, der Polizei, der Feuerwehr und anderen Organisationen aufzubauen.

6.2.6 Bewertung der Organisation der Katastrophenschutzeinsatzkräfte

Die japanische Regierung beurteilt die Verfügbarkeit der vorgesehenen Mitarbeiter und Experten für den lokalen Krisenstab als ungenügend. Die betroffenen Personen waren zum Zeitpunkt der Katastrophe zu weit entfernt. Auch das gleichzeitige Auftreten einer weiteren Katastrophe, z. B. eines Erdbebens, das zu Verzögerungen im Transport geführt hat, muss in Zukunft berücksichtigt werden. Weiterhin beurteilt die japanische Regierung die Kompetenz und das Training des Notfallpersonals als unzureichend. Auch die Reaktion auf internationale Hilfsangebote wird aufgrund der speziellen Struktur der japanischen Regierung als ungenügend betrachtet.

Die IAEA bemängelt, dass bei einem Ereignis, das sich gleichzeitig auf mehrere Blöcke auswirkt, eine entsprechend angemessene große Anzahl an Experten, Ausrüstung und Unterstützung vorhanden sein muss, um in so einem Fall handlungsfähig zu sein. Dies war bei Fukushima Dai-ichi nicht der Fall (IAE11).

6.3 SICHERHEITSKULTUR IN JAPAN

6.3.1 Verständnis von Sicherheitskultur

Die japanische Regierung definiert den Begriff Sicherheitskultur wie folgt: "A safety culture that governs the attitudes and behaviour in relation to safety of all organizations and individuals concerned must be integrated in the management system" (IAEA, Fundamental Safety Principles, SF-1, 3.13). "Eine Sicherheitskultur, die die Einstellungen und Verhaltensweisen in Bezug auf Sicherheit aller beteiligten Organisationen und Individuen lenkt, muss in das Management System integriert sein." Die japanische Regierung sieht das Verinnerlichen und das Umsetzen dieser Aussage als Grundlage, Pflicht und Verantwortung aller, die im Bereich nuklearer Sicherheit arbeiten (NI-SA11). Das Vorhandensein einer Sicherheitskultur ist nach Auffassung der japanischen Regierung eine Voraussetzung, ohne die es keine kontinuierliche Verbesserung der nuklearen Sicherheit geben kann.

6.3.2 Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitskultur

Die japanische Regierung fordert in Anbetracht der aktuellen Katastrophe die Betreiber, die die direkte Verantwortung für die nukleare Sicherheit haben, auf, alle Punkte im Hinblick auf die Sicherheit der Anlagen zu überprüfen. Weiterhin sollen die Betreiber von kerntechnischen Einrichtungen reflektieren, ob sie angemessene Maßnahmen getroffen haben, um die Sicherheit zu verbessern (NISA11). Eine ähnliche Forderung stellt die japanische Regierung an alle Mitarbeiter in der nationalen regulatorischen Aufsicht. Diese werden aufgefordert, ebenfalls zu reflektieren, ob sie vor allem neue Entwicklungen und Anregungen zeitnah aufgenommen und immer sicherheitsorientiert gearbeitet haben.

Im Bezug auf die Beurteilung der nuklearen Katastrophe will die japanische Regierung den Aufbau einer Sicherheitskultur anstreben, die dem gestaffelten Sicherheitskonzept (defence-in-depth) die gebührende Bedeutung zumisst. Gleichzeitig muss eine Kultur aufrecht erhalten werden, die entdeckte Schwachstellen meldet und Raum für Verbesserung im Hinblick auf Sicherheit sucht.

6.4 MAßNAHMEN, AUSBLICKE

International wird seit Anfang 2011 (schon vor der Katastrophe in Fukushima) eine Intensivierung der Sicherheitskultur bei Betreibern und Behörden weltweit diskutiert. Um den Einfluss der Aufsicht auf die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen zu verbessern, sind eine Trennung der Aufgabe der regulatorischen Aufsicht von der Aufgabe der Förderung der zivilen Nutzung der Kernenergie und eine klare Regelung der entsprechenden Zuständigkeiten notwendig. Daher sind die Ausgliederung der NISA aus dem METI und die Umgestaltung der mit der Aufsicht beauftragten Institutionen erforderlich. Dies ist auch das Ziel der japanischen Regierung (NISA11). Die japanische Regierung hat im Kabinettstreffen vom 15. August 2011 das "Basic Concept of Structural Reform of Nuclear Safety Regulations" und damit den Start einer neuen regulatorischen Aufsicht für die nukleare Sicherheit beschlossen, um damit den Stand der internationalen Diskussion und das Prinzip der Trennung von Aufsicht und Förderung zu berücksichtigen. Dabei werden die Abteilungen der NISA, die zuständig für die nukleare Aufsicht sind, aus dem METI herausgelöst und sollen zusammen mit der NSC als neue Behörde "Nuclear Safety and Security Agency" (vorläufiger Name) dem japanischen Umweltministerium (Ministry of Environment) angegliedert werden. Zudem sollen nuklear-aufsichtliche Tätigkeiten zentralisiert werden und Anstrengungen unternommen werden, um die neue Behörde mit hochqualifiziertem Personal aus Wirtschaft und öffentlichem Dienst auszustatten (NISA11u). Ebenso sollen Maßnahmen ergriffen werden, um die Weitergualifizierung von Personal im Bereich der nuklearen Sicherheit, des Notfallschutzes, des Sicherheitsmanagements und des Strahlenschutzes zu fördern. Um diese Reform in einen Gesetzentwurf umzusetzen, wurde eine "Task Force for the Reform of Nuclear Safety Regulations and Organizations" am 26. August 2011 eingerichtet.

Im April 2011 hat die NISA die Betreiber angewiesen, Schulungen des Personals für Notfallmaßnahmen durchzuführen. Diese erstreckten sich z. B. auf die Fälle des Verlustes der Stromversorgung, des Verlustes von Meerwasserkühlungsfunktionen, des Eintreffens eines Tsunami und ähnliche Notfallsituationen. Ebenso sollen für Notfälle, die zusammen mit anderen weitreichenden Katastrophen auftreten können, Übungen durchgeführt werden (NI-SA11u). Darüber hinaus ist die Ausstattung der lokalen Zentren für den Krisenstab, z. B. mit Satellitentelefonen und Notstromgeneratoren, erweitert worden. Ebenso ist geplant, Kapazitäten für den kurzfristigen Transport von Ausrüstungsmaterialien und Versorgungsgütern zu schaffen. Diese sollen separat vorgehalten werden, um im Notfall den lokalen Krisenstab an einen anderen Ort verlegen zu können. Auch soll die Notfallbereitschaft und -befehlsstruktur über alle Ministerien und Agenturen hinweg überprüft werden.

Zur Verbesserung des Krisenmanagements ist geplant, alle relevanten behördlichen Stellen, alle stromerzeugenden Unternehmen und Kernkraftwerke über Direktleitungen für Videokonferenzen für Notfälle zu verbinden (NI-SA11u). Darüber hinaus stellt die japanische Regierung fest, dass eine Überprüfung der gesamten Organisationsstruktur des Krisenmanagements notwendig ist (NISA11). Um die Benachrichtigung der Nachbarländer im Krisenfall zu verbessern, sind für jedes Land Ansprechstellen eingerichtet worden, die immer aktuell in einer Liste erfasst werden sollen (NISA11u).

Die meisten der hier genannten Maßnahmen betreffen organisatorische und administrative Aspekte. Die internationale Fachwelt wird sicherlich in den nächsten Jahren die beabsichtigten Umstrukturierungen im japanischen Aufsichtssektor, die Änderungen im Krisenmanagement, aber auch die Maßnahmen zur Entwicklung und Verbesserung der Sicherheitskultur und des Sicherheitsmanagements bei den Betreibern der japanischen Kernkraftwerke und den Behörden weiter verfolgen und deren Umsetzung in verschiedenen Fachtagungen und Untersuchungen reflektieren.

7 MASSNAHMEN ZUR LANGFRISTIGEN EINGRENZUNG DER UNFALLFOLGEN

Im <u>Kapitel 5</u> werden die Beiträge der Anlagenauslegung und im <u>Abschnitt 6.2</u> die Organisation des Krisenmanagements und der Sicherheitskultur als mögliche Beiträge zu den Unfallursachen analysiert und eingeschätzt. Darüber hinaus zeigen der Unfallablauf und das Schadensausmaß eine unzureichende Auslegung der Anlage gegen die aufgetretenen naturbedingten Einwirkungen und dass die in der Anlage für derartige Ereignisse vorgehaltenen anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Unfallprävention und -mitigation nicht im erforderlichen Maße wirksam waren.

In diesem Kapitel gehen wir der Frage nach, wie

- ohne die auslegungsgemäß vorgesehenen Anlageneinrichtungen sowie
- mit einem situationsbedingt neu zu entwickelnden Maßnahmenpaket

die Unfallfolgen langfristig eingegrenzt werden können. Das Kapitel soll die Komplexität der Aufgabenstellung verdeutlichen, die entsteht, wenn nach einem Unfall unter hohem Zeitdruck und schwierigen Randbedingungen (Trümmer, Kontamination, Strahlungsintensität) neue Maßnahmen entwickelt, erprobt und angewendet werden müssen. Hierzu ist es erforderlich, auch die Voraussetzungen und die Gegebenheiten nach dem Unfall für ausgewählte Maßnahmen im Einzelnen aufzuzeigen, denn nur so wird deutlich, dass das Gesamtkonzept bereits einmal im Juli 2011 und auch noch später nach und nach den jeweils aktuellen Erfordernissen angepasst werden musste. Das Kapitel mag daher auch dazu anregen, die vorliegenden Maßnahmenkataloge und Notfallschutzkonzepte neu zu bewerten und gegebenenfalls zu ergänzen.

7.1 SCHUTZZIELE

Am 17. April 2011, ca. 5 Wochen nach Unfalleintritt, veröffentlichte die Betreiber-Firma TEPCO einen Plan, die sogenannte Roadmap (NISA11u), zur Vorbereitung, technisch-organisatorischen Ausstattung und Durchführung eines Maßnahmenpakets zur Minderung akuter Unfallfolgen und Vermeidung einer weiteren Eskalation der Unfallsituation in der Anlage Fukushima Dai-ichi mit den Blöcken 1 bis 4.

Als übergeordnete Schutzziele werden darin

- die langfristige Sicherstellung einer zuverlässigen, stabilen Kühlung der Reaktorkerne und Brennelementlagerbecken,
- die Begrenzung der Strahlenexposition und Verringerung der Kontaminationsquellen auf der Anlage sowie,
- die Überwachung des Anlagenzustands (sicherheitstechnisch und radiologisch) festgelegt.

In der Roadmap wird ein Stufenplan für unverzügliche, mittel- und langfristige Maßnahmen zur Einhaltung dieser Schutzziele vorgegeben.

Die erfolgreiche Umsetzung der Roadmap war und ist mit Risiken behaftet. TEPCO benennt hierzu:

- 1. Wasserstoffexplosionen,
- 2. lange Reparaturzeiten,
- 3. teilweiser Verlust der Not-Stromversorgung,
- 4. der anfangs noch unkontrollierter Wassereintrag, insbesondere bei Flutung des Reaktordruckbehälters (RDB) und damit Ansammlung großer Mengen kontaminierten Wassers in den Gebäudesümpfen,
- 5. fortgesetzte Arbeiten bei hoher Dosisleistung,
- 6. starke Beschädigungen bestehender Kühlleitungen,
- 7. Schwierigkeiten beim Aufbau einer Dekontaminierungsanlage für das belastete Kühlwasser,
- 8. Aufwendungen zur Reduktion der Dosisleistungen,
- 9. Beginn der Taifun-Saison.

Auf Voraussetzungen und Risiken für ausgewählte – aus unserer Sicht besonders relevante – Einzelmaßnahmen der Roadmap wird in den Folgeabschnitten näher eingegangen.

Zum Schutzziel zur langfristigen Gewährleistung der Unterkritikalität in den Reaktorkernen und in den Brennelementbecken enthält die Roadmap, wie sie in (TEP11d, TEP11g) dargestellt ist, keine Aussagen. Offensichtlich wird davon ausgegangen, dass die Integrität der den Brennstoff bzw. die (erstarrte) Brennstoffschmelze umschließenden Einrichtungen (Reaktordruckbehälter bzw. Brennelementlagerbecken) sichergestellt ist bzw. im Fall des Reaktors von Block 2 durch Reparaturmaßnahmen wieder hergestellt werden kann und dass im Zuge der Herstellung geschlossener Kühlkreisläufe die Borierung des Kühlwasser langfristig und ausreichend sichergestellt ist. Ob diese Annahme auch bei Unterstellung weiterer naturbedingter Einwirkungen (erneute Erdbeben mit Tsunami) zutrifft, wird in der oben genannten Literatur nicht thematisiert. Für eine Langzeitbetrachtung erscheint es aber erforderlich, auch dieses Szenarium zu berücksichtigen.

7.2 ANLAGENSTATUS IM JULI 2011

Am 19. Juli 2011 wurde der erreichte Status zur Realisierung der einzelnen Maßnahmen der Roadmap veröffentlicht (NISA11u, TEP11g), der Grundlage für die Ausführungen in dem vorliegenden Bericht ist. Die nachfolgenden Ausführungen beschränken sich auf Primärmaßnahmen zur Einhaltung der oben genannten Schutzziele. Flankierende Maßnahmen werden jedoch stichpunktartig berücksichtigt, um die hohe Komplexität des in der Anlage ablaufenden Programms zu verdeutlichen.

Nach (TEP11g) kann jetzt von einem Anlagenzustand ausgegangen werden, der sich grob und ohne blockspezifische Details wie folgt charakterisieren lässt:

- Zumindest teilweise geschmolzene Kerne, wobei Teile der Kernschmelze in der Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters vermutet werden (Blöcke 1 – 3).
- In den Brennelementnasslagerbecken sind geschädigte Brennelemente gelagert.
- Integritätsverlust der Sicherheitsbehälter.
- Provisorische Anbindung an das externe Energieversorgungsnetz.
- Provisorische Ausstattung der anlageninternen Energieversorgung (Dieselgeneratoren, Energieverteilungen, Batterieanlagen, Leistungsschalter, Transformatoren etc.); viele der auslegungsgemäß installierten Einrichtungen zur elektrischen Energieversorgung sind nach dem Tsunami langfristig nicht betriebsbereit oder gar zerstört.
- Unzureichende Instrumentierung, um den Zustand der Reaktorkerne, Füllstände in den Reaktorhilfsanlagen sowie die radiologische Situation im Detail überwachen zu können.
- Weiträumige Kontamination der Anlage, teilweise durchsetzt mit Orten, die Dosisleistungen von bis zu 10 Sv/h aufweisen.
- Ansammlung großer Mengen stark radioaktiven Reaktorkühlwassers, u. a. infolge der undosierten Notkühlung nach dem Ausfall der Energieversorgung.
- Stationär installierte Einrichtungen zur Reinigung, Dekontamination des sich in den Gebäudesümpfen ansammelnden Reaktorkühlwassers sowie zu dessen Rückspeisung für die Reaktornotkühlung; derzeit ist der unterbrechungsfreie Dauerbetrieb dieser Einrichtungen noch nicht zuverlässig gewährleistet.
- Stark beschädigte Anlagengebäude (Reaktorgebäude und Maschinenhaus) infolge von Explosionen. Es wird von Wasserstoff-Explosionen als Ursache ausgegangen. Der Wasserstoff ist vermutlich entweder durch Leckagen des Sicherheitsbehälters oder durch die Druckentlastung (Venting) in die Gebäude eingetragen worden. Für Details hierzu siehe <u>Abschnitt 5.1.5</u>.
- Infolge von Erdbeben und Tsunami zerstörte Infrastruktur außerhalb und innerhalb der Anlage und dadurch z. B. auch erschwerte Erreichbarkeit von Anlagenteilen, die für die Durchführung von Einzelmaßnahmen erforderlich sind.
- Detektierte aber ggf. auch noch nicht erkannte Schwachstellen in den Gebäudestrukturen sowie in den tragenden Komponenten innerhalb der Gebäude, die z. B. bei Nachbeben als Schwachpunkte die noch laufenden Maßnahmen beeinträchtigen können.

 Im Verhältnis zur Meeresoberfläche tiefliegende Gebäudegründung (auch die Einrichtungen für die mittelund langfristig erforderlichen Maßnahmen sind in der Regel nicht gegen Tsunami geschützt) und damit Gefährdung der laufenden Maßnahmen bei ggf. weiteren Tsunami-Ereignissen.



Übergreifende Maßnahmen: Strahlenschutz zur Begleitung der im Rahmen der Roadmap; auszuführenden Mess-, Aufräumungs-, Installations- und Reparaturmaßnahmen (7.3.7); Erweiterung und Verbesserung des Anlagenüberwachungssystems (7.3.8)

Abbildung 7.1: Schematische Darstellung der wesentlichen Zusammenhänge zwischen den Maßnahmeblöcken der Roadmap nach (TEP11d, NISA11u).

7.3 STATUS ZUR REALISIERUNG AUSGEWÄHLTER MAßNAHMEN DER ROADMAP

Ziel des Kapitels ist es, unter Berücksichtigung der Komplexität der Roadmap (TEP11d) mit Verknüpfung von ca. 80 unterschiedlichen Einzelmaßnahmen, der vorliegenden Angaben zum erreichten Status (TEP11g) und der bisher bei der Durchführung der Maßnahmen aufgetretenen Probleme (TEP11g) einen Ausblick auf den langfristigen Erfolg der Roadmap zur Gewährleistung der Schutzziele zu geben. Es wird nur eine Auswahl von Maßnahmen betrachtet, wobei die Verknüpfung zu z. B. vorbereitenden Maßnahmen berücksichtigt ist (NISA11u).

Die Einzelprobleme zur Realisierung der in der Roadmap festgelegten Maßnahmen werden nachfolgend generisch beschrieben, da die meisten dieser Probleme für mehrere Blöcke zutreffen. Auf blockspezifische Details wird nur in Einzelfällen eingegangen.

Eine Übersicht der Maßnahmen bietet die Abbildung 7.1.

Zur anlagentechnischen Umsetzung einiger Maßnahmen wurde für die Reaktorblöcke 1 bis 4 auf dem Anlagengelände außerhalb der Reaktorgebäude ein Kreislaufsystem geschaffen, bei dem das in den Anlagenräumen befindliche hochradioaktive Wasser abgepumpt, zwischengelagert und nach einem mehrstufigen Reinigungsprozess (mechanische Reinigung, Dekontamination und Entsalzung) den jeweiligen Reaktordruckbehältern zur Kühlung wieder zugeführt wird. Die Bestandteile dieses Kreislaufsystems sind schematisch in <u>Abbildung 7.2</u> dargestellt.



Abbildung 7.2: Darstellung der externen Wasseraufbereitungsanlage für Fukushima Dai-ichi Block 1 bis 4 mit gemessenen Wasser-Volumina vom 19.07.11 (TEP110).

7.3.1 Langfristige Kühlung des Kernbrennstoffs in den Reaktoren

Folgende Schäden und Gefahrenquellen sind zu berücksichtigen, zu denen im Rahmen der Roadmap die dargestellten Gegenmaßnahmen und Einrichtungen vorgesehen sind:

- a) Weitgehende Zerstörung der Kerngeometrie und vermutete Ablagerung großer Mengen geschmolzenen Brennstoffs am Boden des Reaktordruckbehälters (RDB; Blöcke 1 bis 3). Gegenmaßnahme: Diese Schäden sind irreversibel; Maßnahmen sind nicht vorgesehen.
- b) Lecks im Reaktordruckbehälter der Blöcke 1 bis 3. Die Kernschmelze hat vermutlich einen Teil der Durchführungen der Steuer- und Abschaltstäbe am Boden des Reaktordruckbehälters beschädigt. Weitere

Schädigungsmechanismen wie Sprödbrüche sind denkbar, jedoch nicht bestätigt. Gegenmaßnahme: Diese Schäden sind irreversibel; Maßnahmen sind nicht vorgesehen.

- c) Lecks im Bereich des Sicherheitsbehälters (SHB), speziell in der mit ihm verbundenen Kondensationskammer. Die Ursachen für die Lecks sowie deren Lage und Größe sind derzeit nicht ausreichend bekannt. Als Ursache kommen insbesondere die Explosionen und die Überschreitung des Auslegungsdrucks in Frage, eventuell auch Erdbebenauswirkungen. Gegenmaßnahme: Die Lecks des Containments sollen durch Einspritzen einer Mörtelmischung in die die Kondensationskammer umgebenden Räume abgedichtet werden (Maßnahme zur mittel- bis langfristigen Anwendung, derzeit in Untersuchung).
- Der Reaktorkern kann derzeit nicht über die auslegungsgemäß vorgesehenen Einrichtungen gekühlt werd) den. Gegenmaßnahme: Wegen starker Beschädigung von Anlagenteilen kann der Reaktorkern nicht über Wärmeaustauscher innerhalb des Reaktorgebäudes mittels Frischwassers aus dem Meer gekühlt werden. Die Reparaturarbeiten einschließlich der Installation von Wärmeaustauschern und eines mobilen Zellenkühlers außerhalb des Reaktorgebäudes sind wegen hoher Strahlenexposition zunächst zurückgestellt, mittlerweile aber realisiert worden. Um die weitere Ansammlung von Sumpfwässern zu minimieren, erfolgt die Kühlmitteleinspeisung mit der minimal zur Kühlung und Lecküberspeisung erforderlichen Rate (z. B. bei Block 1 seit dem 22. Juni mit ca. 3,5 m³/h). Außerdem wurden die Füllstandsmessgeräte, soweit diese noch betriebsbereit waren, überprüft. Für einen späteren Zeitpunkt - insbesondere nach erfolgreicher Abdichtung der Leckagen im SHB einschließlich der Kondensationskammer – ist die Flutung des SHB bis zur Oberkante des Reaktorkerns geplant. Seit dem 27. Juni ist ein geschlossener Kühlkreislauf provisorisch realisiert. Neu errichtete oder instandgesetzte Komponenten dieses Kreislaufes sind eine Sumpfpumpe, eine Einrichtung zur Dekontamination und Entsalzung des Sumpfwassers, ein Sammeltank sowie die Anschlussleitungen zur Speisewasserleitung. Als Zufluss werden die Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter ausgenutzt, die sich nach wie vor in den Gebäudesümpfen ansammeln. Die Kühlwasserreinigungs- und Dekontaminationsanlage wurde installiert und getestet. Der Dauerbetrieb wurde eingeleitet. Anzumerken ist auch, dass gemäß (TEP11g) diese Zusatzanlagen außerhalb von Reaktorgebäude und Maschinengebäude installiert sind. Inwieweit diese Anlagen mit hohem radioaktivem Inventar am Aufstellungsort für einen mehrjährigen Dauerbetrieb – insbesondere gegen äußere Einwirkungen – ausgelegt sind, ist nicht bekannt.
- e) Durch die Überspeisung der Lecks und dem Fehlen eines geschlossenen Kühlkreislaufes haben sich große Mengen hochradioaktiven und stark verunreinigten Kühlwassers in den Gebäudesümpfen angesammelt. Bis heute werden immer wieder größere Mengen hochaktiver Wässer in Kabeltunneln, Schächten, etc., gefunden. Die Arbeiten zur Herstellung eines geschlossenen Kühlkreislaufes für den Reaktorkern wurden durch hochradioaktive Leckagen stark behindert, die sich auch in Anlagenbereichen angesammelt haben, in denen sich Einrichtungen (insbesondere Rohrleitungen und Absperrarmaturen) befinden, die für die Herstellung eines geschlossenen Kühlkreislaufs benötigt werden. Gegenmaßnahme: Wie in <u>Abschnitt 7.3.4</u> näher beschrieben, wurden Tankkapazitäten zur Lagerung radioaktiver Wässer, eine Wasseraufbereitungsanlage und eine Anlage zur Lagerung der anfallenden Filterschlämme eingerichtet.
- f) Durch fortwährende Wasserstoffentwicklung besteht nach wie vor Explosionsgefahr. Gegenmaßnahme: Auch wenn durch die Reaktorschnellabschaltung nach dem Erdbeben die Kettenreaktion unterbrochen wurde, entsteht durch Radiolyse des Kühlwassers weiterhin Wasserstoff, allerdings in wesentlich geringerem Maße. Zur Verhinderung weiterer Explosionen wird deshalb seit April Stickstoff in den Sicherheitsbehälter eingespeist, und in den Blöcken 1 bis 3 seit dem 6. April, 28. Juni beziehungsweise 14. Juli. Dazu wurde eine für industrielle Anwendung serienmäßig entwickelte Stickstoffgewinnungsanlage im Außenbereich des Reaktorgebäudes installiert und über eine Inertgasleitung an den Sicherheitsbehälter angeschlossen, wobei eine bestehende Durchführung in mittlerer Höhe des Sicherheitsbehälters benutzt wird. Das Inertisierungssystem für die unterhalb des Sicherheitsbehälters liegende Kondensationskammer wurde freigeschaltet. Über mögliche Vorschädigungen der Einrichtungen zur Inertisierung infolge des Unfalls liegen uns keine Informationen vor. Für einen zuverlässigen Langzeitbetrieb der Inertisierung über bestehende Anschlussleitungen könnte Voraussetzung sein, dass weitere Druck- und Temperaturtransienten im Sicherheitsbehälter sowie weitere Erdbeben ausbleiben.
- g) Starke Schädigungen der Gebäudestrukturen, der Netzanschlüsse und durch Trümmer versperrte Zuwegungen auf der Anlage sowie außerhalb. Gegenmaßnahme: Bisher wurden große Mengen von Trümmern auf dem Anlagengelände entfernt, entsprechende Arbeiten dauern bis heute an; die Netzanbindung des Standortes konnte wiederhergestellt werden.

h) Weitere EVA-Ereignisse (Erdbeben, Tsunami) können nicht ausgeschlossen werden. Gegenmaßnahme: Eine Einschätzung hierzu wird im Kapitel 5.2 gegeben. Grundsätzlich muss davon ausgegangen werden, dass die tragenden Komponenten durch das Erdbeben und die Explosion vorgeschädigt sind und dadurch einem Wiederholungsbeben mit nur geringer Robustheit widerstehen können. Dies trifft auch auf Flutbarrieren gegen Hochwasser (Tsunami) zu, wobei einige der im Rahmen von Notfallmaßnahmen verwendeten Einrichtungen auf erhöhtem Anlagengelände installiert sind, siehe <u>Abschnitt 5.1.3</u>.

7.3.2 Langfristige Kühlung des Kernbrennstoffs in den Brennelementlagerbecken

Folgende Schäden und Gefahrenquellen sind zu berücksichtigen, zu denen im Rahmen der Roadmap die dargestellten Gegenmaßnahmen und Einrichtungen vorgesehen sind:

- a) Die im Brennelementlagerbecken (BE-Becken) gelagerten Brennelemente (BE) sind teilweise durch herabstürzende Trümmer mechanisch beschädigt. Gegenmaßnahme: Diese Schäden sind irreversibel, Gegenmaßnahmen sind nicht vorgesehen. Pläne zur späteren Bergung der BE werden in <u>Abschnitt 7.6</u> beschrieben.
- b) Es ist davon auszugehen, dass die Lagergestelle f
 ür die BE besch
 ädigt sind.
 Über Leckagen aus BE-Becken wurde nicht berichtet. Gegenma
 ßnahme: Diese Sch
 äden sind irreversibel, Gegenma
 ßnahmen sind nicht vorgesehen. Es ist davon auszugehen, dass k
 ünftig Leckagen aus BE-Becken detektiert werden k
 önnen.
- Die auslegungsgemäß für die Nachkühlung der ausgelagerten BE vorgesehene Nachkühlkette ist teilwei-C) se zerstört und nicht funktionstüchtig. Gegenmaßnahme: Nach dem Ausfall der Wärmesenke für die BE-Becken wurde provisorisch eine Betonpumpe ("Giraffe" genannt) zur Kühlung von außerhalb des Reaktorgebäudes eingesetzt, wobei Kühlwasser von oben über das nach der Explosion offene Dach eingespritzt wurde. Die Treffsicherheit wird durch Fernbeobachtung über mehrere Kameras (7 Kameras direkt über der Einspritzstelle und 3 zur Überwachung der näheren Umgebung) erhöht. Die Fernbeobachtung erfolgt stationär aus einem erdbebengesicherten Gebäude oder mobil aus einem Spezialfahrzeug. Das System dient derzeit als Backup-System zum inzwischen instand gesetzten geschlossenen Kühlkreislauf. Die Zuverlässigkeit des Systems mit der Betonpumpe wurde erhöht, unter anderem durch die Auswahl geeigneter Schläuche, wobei Einsatzbedingungen wie Temperatur, Eigendruck, Druckstöße und Strahlung berücksichtigt wurden. Inzwischen wurde der ursprünglich installierte primäre Kühlkreislauf für die BE-Beckenkühlung instand und wieder in Betrieb gesetzt, allerdings ist dessen Kühlwirkung ohne eine weitere Kühlkette begrenzt. Deshalb wurde inzwischen eine außerhalb des Reaktorgebäudes installierte Sekundärkühlschleife in Betrieb gesetzt. Hierzu gehören – außerhalb des Reaktorgebäudes installiert – Pumpe und Speisebehälter für das Sekundärkühlwasser, ein Zellenkühler (Luftkühlung) sowie im Reaktorgebäude ein Wärmetauscher (bei Block 1 der ursprünglich im Reaktorgebäude installierte Wärmetauscher, bei den Blöcken 2 und 3 mobile Wärmetauscher). Mit diesem zweistufigen Kühlsystem kann die BE-Beckenkühlung kontinuierlich über einen geschlossenen Primärkreis erfolgen. Anders als bei der derzeit praktizierten Lösung zur Kühlung des Reaktorkerns zirkuliert das kontaminierte Primärkühlwasser ausschließlich innerhalb des Reaktorgebäudes, wodurch die Strahlenbelastung außerhalb des Gebäudes nicht weiter erhöht wird. Das Reaktorgebäude kann dabei bis zu einem gewissen Grad als Barriere gegen Austritt kontaminierten Primärkühlwassers wirken.
- d) Der Nahbereich um das BE-Becken herum ist infolge der Reaktionen bei Überhitzung und möglicherweise der Schmelze der BE sowie der Explosionen hochgradig kontaminiert. Gegenmaßnahme: Die Einrichtungen zur Überwachung der Funktion der Betonpumpe sowie der Situation um das BE-Becken sind gegen Strahlung abgeschirmt. Die Maßnahmen des betrieblichen Strahlenschutzes sind in <u>Abschnitt 7.3.6</u> beschrieben.
- e) Die Zugänglichkeit der BE-Becken ist durch Gebäudetrümmer beeinträchtigt. Trümmerteile sind in das BE-Becken gestürzt. Gegenmaßnahme: Bilder mit einer Draufsicht auf das BE-Becken belegen, dass große Trümmerteile (vermutlich aus der Dachkonstruktion) in das BE-Becken abgestürzt sind. Eine spätere Bergung der BE ist dadurch erheblich erschwert; eine ausreichende Kühlung ist allerdings zumindest derzeit gewährleistet. Vor der Installation von Wärmetauschern im Reaktorgebäude waren Trümmerteile zu beseitigen.

Vermeidung/Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung infolge von Kühlmittelleckagen

Wie bereits erwähnt ist die Abdichtung von Leckagen am Containment weiterhin Gegenstand von Untersuchungen. Eine erfolgreiche Umsetzung der Abdichtmaßnahmen wird als langfristiges Ziel definiert. Zu Abdichtmaßnahmen an Block 2 sind Laborversuche in Vorbereitung.

Zur Stabilisierung der durch das Erdbeben geschwächten Gebäudestrukturen unterhalb der BE-Becken hat der Betreiber Stabilisierungsmaßnahmen eingeleitet, um damit einen Kühlmittelverlust im BE-Becken zu verhindern. Die bisher erfolgten Arbeiten in Block 4 umfassen die Analyse der Gebäudestruktur, die Entfernung von Trümmerteilen und die Anbringung von Stahlstützen. Darüber hinaus hat der Betreiber Beton in den Bereich unterhalb des BE-Beckens als Stabilisierungsmaßnahme eingebracht.

7.3.3 Vermeidung/Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre

Zur Verringerung luftgetragener Aktivität im Reaktorgebäude von Block 1 ist seit dem 05.05.2011 eine mobile Luftfilteranlage in Betrieb.

Durch die Explosionen in den Blöcken 1, 3 und 4 des KKW Fukushima Dai-ichi sind die Reaktorgebäude in ihrem oberen Bereich zerstört worden. Die Reaktorbühne und die BE-Becken liegen frei. Durch Leckagen des Containments, Dampfentwicklung und durch kontaminierte Wässer im Gebäude kommt es zu Freisetzungen von Aktivität in die Atmosphäre. Darüber hinaus wird Regenwasser durch das offene Dach in die Gebäude eingetragen. Der Betreiber verfolgt daher den Plan, die Reaktorgebäude mithilfe einer wasser- und gasdichten Membran einzuhausen, die von einer Stahlkonstruktion getragen wird.

Mit den Arbeiten vor Ort für die Einhausung des Blocks 1 wurde am 28. Juni begonnen. Die Einhausung nimmt eine Grundfläche 47 m mal 42 m ein und hat eine Höhe von 54 m. Sie ist für Schneelasten bis 30 cm und Windgeschwindigkeiten bis 25 m/s = 90 km/h ausgelegt (TEP11a). Eine diversitäre Wassereinspeisemöglichkeit in die Brennelementbecken durch eine unter dem Dach der Einhausung angebrachte Düse ersetzt die gegenwärtig als diversitäre Einspeisemöglichkeit vorgehaltenen Betonpumpen. Eine dreifach redundant ausgelegte Belüftungsanlage inklusive Filterung mit einer Kapazität von 10000 m³/h ist vorgesehen. Der Schutz der Einhausung gegen die Einwirkung eines Tsunami erfolgt durch den im Bau befindlichen Schutzdamm. Abhängig von den Wetterbedingungen und der radiologischen Situation ist eine Fertigstellung frühestens bis Ende September 2011 vorgesehen. Mittlerweile (November 2011) ist die Errichtung der Einhausung für Block 1 abgeschlossen.

7.3.4 Verhinderung/Begrenzung von Aktivitätsfreisetzung in das Grundwasser und in das Meer

Zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung aus den Gebäudesümpfen in das Meer wurden die Einlaufbauwerke der Blöcke 1 bis 4 mit Betonwänden verschlossen, ferner wurde eine Schlammbarriere errichtet, um die Aktivitätsabgabe an das Grundwasser und das Meer zu verringern. Innerhalb des Wellenbrecherdamms sind schwimmende Barrieren zur Rückhaltung von Schwebestoffen eingerichtet worden. Vor den Einlaufbauwerken wird seit dem 13. Juni 2011 das Meerwasser mithilfe von Zeolith in einem geschlossenen Kreislauf dekontaminiert.

Zusätzlich zum Verschluss der Einlaufbauwerke sind die vom Turbinenhaus zum Einlaufbauwerk führenden unterirdischen Seewasserleitungen durch vorhandene Kontroll- und Versorgungsschächte mit Beton verfüllt worden.

Zur Dekontamination des in den Gebäudesümpfen der Blöcke 1 bis 4 vorhandenen stark kontaminierten Wassers ist seit dem 17. Juni 2011 eine Wasseraufbereitungsanlage in Betrieb. Sie umfasst mehrere Filterstufen (Ölabscheider, Dekontaminierung durch Adsorption und Ausfällung, Entsalzung durch umgekehrte Osmose, Entsalzung mit nachgeschalteter Destillation wird seit dem 19. Juli vorbereitet). Kontaminierter Schlamm aus der Wasseraufbereitung wird in einem Palettenlager untergebracht. Zur Lagerung schwach aktiven Wassers werden die Tankkapazitäten kontinuierlich erhöht.

Zur Herabsetzung der Grundwasserkontamination plant TEPCO eine Grundwasserdrainage zu installieren. Laut (TEP11g) haben die Arbeiten hierzu begonnen. Für das geförderte Wasser soll die Tankkapazität ausgebaut werden. Der Betreiber sieht vor, die Wege des Sickerwassers durch Probebohrungen genauer zu analysieren und auf Grundlage der Analyseergebnisse weitere Maßnahmen zu planen.

Um Freisetzungen in das Grundwasser wirksam begrenzen zu können, ist die Bereitstellung ausreichender Lagerkapazitäten für kontaminierte Wässer von großer Wichtigkeit. Diese Lager müssen gegen Leckagen gesichert sein und über ausreichende Abschirmung verfügen, um die Ortsdosisleistung in ihrer Umgebung wirksam zu begrenzen. Deswegen plant der Betreiber ein unterirdisches Tanklager in der Nähe der zentralen Abfallbehandlung am Standort Dai-ichi, in dem hochaktive Wässer aus den Gebäudesümpfen aus den Turbinengebäuden von Block 2 und 3 gelagert werden sollen. Ob das geplante Tanklager eine ausreichende Kapazität aufweist und hinreichend gegen Leckagen gesichert ist, kann zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht beurteilt werden.

7.3.5 Verhinderung/Begrenzung der weiteren Ausbreitung von abgelagerten radioaktiven Stoffe

Folgende Schäden und Gefahrenquellen sind zu berücksichtigen:

Die Außenanlage des KKW Fukushima ist infolge des Unfalls durch Ablagerung von radioaktiven Substanzen aus den Reaktorkernen und den Brennelementlagerbecken stark kontaminiert. Die Ergebnisse entsprechender Aktivitätsmessungen sind auszugsweise in <u>Abschnitt 4.2.1</u> aufgeführt.

- a) Der Hauptpfad für die Ablagerung von Radioaktivität in den Außenanlagen kann wie folgt beschrieben werden:
 - Überhitzung des Reaktorkerns bis zur Kernschmelze.
 - Ausdampfen des Kerns, wobei mit dem Dampf radioaktive Substanzen über Leckagen der druckführenden Umschließung aus dem teilzerstörten Kern in den SHB ausgetragen wurden.
 - Durch die ungefilterte Druckentlastung der SHB-Atmosphäre (Venting) wurden radioaktive Substanzen emittiert.
 - Durch die Explosion wurde das Reaktorgebäude zerstört. Die aus der Reaktoranlage ausgetragenen Substanzen wurden zu erheblichen Teilen ungehindert in die äußere Atmosphäre ausgetragen und unterstützt durch die Explosionsenergie großflächig auf dem Anlagengelände abgelagert.
- b) Ein weiterer Kontaminationspfad entstand durch Austreten von K
 ühlwasser. Das K
 ühlwasser wurde insbesondere in der Anfangsphase der K
 ühlung der zerst
 örten Reaktoren und gesch
 ädigten Brennelementlagerbecken unkontrolliert eingespeist und diente damit auch der
 Überspeisung von Leckagen im RDB.

Im Rahmen der Roadmap sind folgende Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen:

 a) und b): Zur Verhinderung der weiteren Ausbreitung der auf dem Anlagengelände frei abgelagerten radioaktiven Substanzen wurde großflächig eine Kunststoffdispersion auf das Anlagengelände (ca. 400.000 m²) und die Anlagengebäude (ca. 160.000 m²) versprüht. Dazu werden unterschiedliche Fahrzeuge (u. a. Raupenschlepper und LKW mit Betonpumpe) eingesetzt, die mit hoch ausfahrbarem Schlauchgestänge ausgestattet sind.

Vor der großflächigen Versprühung der Kunststoffdispersion wurde diese Maßnahme auf einer Fläche von ca. 30.000 m² getestet. Der Erfolg dieser Maßnahme wird jetzt durch Aktivitätsmessungen überwacht.

7.3.6 Strahlenschutz zur Begleitung der im Rahmen der Roadmap auszuführenden Mess-, Aufräumungs-, Installations- und Reparaturarbeiten

Auch mehrere Monate nach dem Unfallbeginn werden bei Arbeiten zur Beseitigung von Unfalltrümmern oder bei Reparatur- und Montagearbeiten zur Wiederherstellung von Notfalleinrichtungen weitere stark kontaminierte Flächen entdeckt. Im Detail muss deshalb die radiologische Situation auf dem Anlagengelände derzeit noch als unübersichtlich eingeschätzt werden. Abschätzungen zum Quellterm sind in <u>Abschnitt 4.1</u> gegeben.

Unter Berücksichtigung des abgeschätzten Quellterms und der starken Kontamination des sich in den Anlagensümpfen angesammelten Kühlwassers sowie der radiologischen Hot-Spots wurden u. a. folgende Strahlenschutzmaßnahmen zum Schutz des Anlagenpersonals und des zu Reparatur- und Aufräumarbeiten hinzugezogenen Personals vorgesehen:

- Strahlenschutzspezialausrüstung (z. T. Ganzkörperanzüge mit Sauerstoffversorgung und Kühlpad-Einlagen).
- Taschendosimeter, deren Dosiswerte personenbezogen zunächst manuell, später dann über Barcodes oder Zutrittssensoren in eine Datenbank übertragen werden.
- Ganzkörperzähler.

- Dekontaminationsanlagen einschließlich von Strahlenschutzschleusen für das Personal.
- Aufenthalts- und Ruheräume für das Personal, z. T. gegen Erdbeben geschützt.
- Medizinische Behandlungsräume.

7.3.7 Erweiterung und Verbesserung des Anlagenüberwachungssystems

Außerhalb der Anlage wird das Netz zur radiologischen Überwachung ausgebaut. Derzeit bedient der Anlagenbetreiber im Umkreis von 20 km um die Anlage herum 50 landgestützte Messstellen. Außerdem werden meerseitig regelmäßig an ca. 25-30 Messpunkten Wasser- und Grundproben entnommen und insbesondere hinsichtlich der spezifischen Strahlungsaktivität (Bq/I) von I-131, Cs-134 und Cs-137 ausgewertet.

Auf dem Anlagengelände wird schwerpunktmäßig die Dosisleistung am Westtor und am oberen Bereich der Reaktorgebäude gemessen. Für die Messungen am Reaktorgebäude werden Messeinrichtungen am Hubarm einer Betonpumpe installiert.

7.4 ZUSAMMENFASSENDE EINSCHÄTZUNG

Die Unfallanalyse von TEPCO und von verschiedenen Institutionen und Behörden (NISA) und der daraus entwickelte Maßnahmenkatalog berücksichtigt Aspekte, die bereits in der Vergangenheit ausführlich diskutiert worden sind (siehe einschlägige Bulletins der IAEA und NISA). Der gewählte Ansatz zur Begrenzung der Störfallfolgen und künftigen Einhaltung der Schutzziele ist im Grundsatz nachvollziehbar, die Voraussetzungen und Risiken für eine erfolgreiche Umsetzung sind auf Basis der uns verfügbaren Literatur nicht hinreichend ableitbar.

Nach unserer Einschätzung verfolgt TEPCO mit der Roadmap situationsbedingt einen generischen Lösungsansatz ohne umfassende Kenntnis des Schadensausmaßes. Die Angaben von TEPCO zum zeitlichen Ablauf der Maßnahmen sind unscharf. Eine ausführliche Beschreibung des Schadensausmaßes fehlt (Inspektionsplan) und es sind Unsicherheiten bezogen auf den derzeitigen Zustand der Anlage zu erkennen. So konnten z. B. Herkunft und Mengen von Leckagen aus dem Reaktor, dem Sicherheitsbehälter und Kühlmittelleitungen bisher nicht umfassend ermittelt werden. Für die geplanten Maßnahmen der Roadmap werden keine Fallunterscheidungen getroffen.

Nach den uns vorliegenden Berichten des Betreibers und der Behörde sind die Voraussetzungen für die erfolgreiche Umsetzung der Roadmap noch nicht umfassend identifiziert bzw. nicht vollständig gegeben und die Erfolgsaussichten nicht eingeschätzt. Die Roadmap hat infolge der verschiedenartigen Anlagenschäden eine sehr komplexe Struktur. So bedingen sich viele der ca. 80 Einzelmaßnahmen gegenseitig, wobei eine vorgegebene zeitliche Abfolge einzuhalten ist. Die im Bericht zur Roadmap von TEPCO benannten Risiken erscheinen zwar plausibel, deren Vollständigkeit kann aber bezweifelt werden, u. a. im Hinblick auf wiederholte Einwirkungen von außen wie insbesondere Erdbeben und Tsunami.

Es ist deshalb zu erwarten, dass die Roadmap bei fortschreitender Realisierung und nach Einsatz weiterer Einrichtungen zur Diagnose des Schadensausmaßes noch angepasst wird.

Diese Annahme wird durch den Zwischenbericht von TEPCO (TEP11g) zum Status der Realisierung der Roadmap bestätigt, in dem einige der ursprünglich geplanten Maßnahmen bereits geändert oder zeitlich verschoben wurden.

Der in der Roadmap angegebene Zeitrahmen muss angesichts der genannten Unsicherheiten als optimistisch eingeschätzt werden.

7.5 EINSCHÄTZUNG DES STANDES DER ROADMAP IM SEPTEMBER 2011

In Kapitel III aus (NISA11u) fasst die japanische Behörde die mit den Maßnahmen der Roadmap (TEP11d) bis September 2011 erzielten Ergebnisse zusammen.

Nach (NISA11u) sind dies:

• Nachweis für stetig sinkende Strahlendosis an den festgelegten Messstellen.

- Stabilisierung der Druckgefäßbodentemperatur der Reaktoren ohne Vergrößerung des Kühlmitteldurchsatzes; Beseitigung des Risikos einer weiteren Wasserstoffexplosion mittels Stickstoff-Inertisierung.
- Stabilisierte Kühlung der Brennelementlagerbecken, wobei (wie ursprünglich erst für Schritt 2 geplant) in den Blöcken 2 und 3 bereits ein Kühlkreislauf installiert wurde.
- Realisierung von Maßnahmen gegen die Kontamination des Grundwassers.
- Realisierung von Maßnahmen gegen die Freisetzung von Radioaktivität in die Atmosphäre.
- Messung der Strahlendosis innerhalb und außerhalb der Anlage.
- Verbesserung der Arbeitsbedingungen und der Gesundheitsvorsorge für das für die Maßnahmen eingesetzte Anlagenpersonal.

In (NISA11u) bestätigt die Behörde, dass das Hauptziel des ersten Roadmap-Schrittes, die stetige Senkung der Strahlendosis, erreicht ist. Die Behörde gibt ferner einen Ausblick auf die ab Oktober 2011 im zweiten Schritt der Roadmap umzusetzenden Maßnahmen.

So hat das für die Koordinierung der Unfall-Maßnahmen eingerichtete Government TEPCO Response Office eine revidierte Roadmap zur Verfolgung der Zielstellung des zweiten Roadmap-Schrittes herausgegeben. Mit diesem Schritt soll der vom Betreiber sogenannte "kalte abgeschaltete Zustand"("cold shutdown") erreicht werden. Dieser Zustand wird charakterisiert durch eine Temperatur am Reaktor-Druckgefäßboden von generell < 100°C, kontrollierte Aktivitätsabgabe aus dem Sicherheitsbehälter und die wesentliche Reduzierung der durch zusätzliche Expositionspfade entstehenden Strahlenbelastung der Bevölkerung. Behörde und Betreiber sind der gemeinsamen Auffassung, dass der Zeitplan der Roadmap dazu nicht verändert werden muss.

Die wesentlichen Aufgaben und Problemstellungen des zweiten Roadmap-Schrittes werden in (NISA11u) wie folgt zusammengefasst:

- Kühlung des Reaktorkerns: Der Zustand "kalt abgeschaltet" soll erreicht und dauerhaft gewährleistet werden. Dazu soll je Reaktor ein zuverlässiger Kühlkreislauf installiert und dessen Kühlmitteldurchflussrate im Hinblick auf den tatsächlich festgestellten Kühlmittelbedarf bei minimaler Lecküberspeisung optimiert werden.
- Kühlung der Brennelementlagerbecken: Durch Installation von Kühlkreisläufen soll eine kontinuierliche Kühlung erreicht und dauerhaft gewährleistet werden. Zur Prävention gegen Korrosion der Brennelementhüllrohre soll als Kühlmittel Deionat mit Hydrazin-Beigabe eingesetzt werden.
- Aufbereitung kontaminierter Wässer: Mittels einer Wasseraufbereitungsanlage sollen die kontaminierten Leckagemengen, die sich in den Gebäudesümpfen und anderen Anlagenteilen angesammelt haben, abgeführt und für die Wiederverwendung zur Reaktorkühlung konditioniert werden. Für die dabei anfallenden hoch kontaminierten Schlämme und Leckagemengen sollen Einrichtungen für Einschluss und Lagerung errichtet werden.
- Schutz von Grundwasser und Meer vor weiterer Kontamination: Meerseitig, in Front der Blöcke 1 bis 4 soll ein neuer, ca. 800 m langer Schutzwall errichtet werden, der mit einer Gesamthöhe von ca. 22-23 m zu ca. 2/3 seine Höhe tief im Erdreich eingebettet ist. Zwischen altem und neuem Wall ist eine Drainage vorgesehen, um kontaminierte Wässer abzusaugen, bevor sie in das Grundwasser oder Meer gelangen können.
- Schutz der Atmosphäre vor Freisetzung von Radioaktivität: Das Versprühen von Haftmitteln zur Bindung von Staubpartikeln sowie die Arbeiten zur Schuttbeseitigung werden fortgesetzt. Die Reaktorgebäude sollen durch Spezialkonstruktionen (Container) dauerhaft abgedeckt werden.
- Die weiteren Aktivitäten (s. Aufzählung zum Schritt 1 der Roadmap) sollen dauerhaft fortgesetzt und falls erforderlich intensiviert werden.

7.6 LANGFRISTIGE PLÄNE FÜR DEN RÜCKBAU UND DIE ENTSORGUNG DER ANLAGE

Der Bericht der japanischen Regierung vom September 2011 (NISA11u) enthält eine Darstellung erster Konzepte zur langfristigen Stabilisierung der Anlage Fukushima Dai-ichi und zur Bergung des Brennstoffs aus den Reaktordruckbehältern, den BE-Becken sowie seiner Entsorgung und zum Rückbau der Anlage und der Entsorgung dabei anfallender radioaktiver Abfälle. Diese Arbeiten sind am Anschluss an die in der Roadmap geplanten und teilweise bereits umgesetzten Stabilisierungsmaßnahmen vorgesehen. Die Langfristplanungen werden gemeinsam vom Betreiber TEPCO und der japanischen Regierung durchgeführt und befinden sich gegenwärtig in einem frühen Stadium. Hierzu wurde das "Advisory Committee on Mid- and Long Term Measures at the Fukuhima Dai-ichi Nuclear Power Station" gegründet. Seine konstituierende Sitzung fand am 3. August und seine zweite Sitzung am 31. August 2011 statt. Ziel ist es, mithilfe von Experten Konzepte zum Rückbau der Anlage zu erarbeiten. Hierzu sollen auch Erkenntnisse aus dem Rückbau der Anlage Three Mile Island Block 2 einfließen.

Da allerdings zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch erhebliche Unsicherheiten im Hinblick auf die Integrität der RDBs, der Sicherheitsbehälter, der radiologischen Situation in den Räumen des Reaktorgebäudes sowie der Lage der erstarrten Kernschmelze bestehen, ist eine Detailplanung geeigneter Maßnahmen noch nicht abschließend möglich. Insbesondere ist die für die einzelnen Schritte erforderliche Zeit erheblich durch diese Faktoren beein-flusst und im Moment nur grob abschätzbar.

Im Folgenden werden die geplanten Langfristmaßnamen kurz dargestellt und es werden die wesentlichen Probleme und Unsicherheiten erläutert und bewertet.

- Dekontaminierung der Räume des Reaktorgebäudes mithilfe von Lösungsmitteln, durch Oberflächenabtragung und Oberflächenversiegelung, sowie Entfernung von Trümmern. Diese Arbeiten sind Voraussetzung, um die Zugänglichkeit des Reaktorgebäudes zu gewährleisten. In Bereichen besonders hoher Dosisleistung (Größenordnungen von einigen hundert bis 1000 mSv/h) muss die Dekontaminierung fernhantiert erfolgen.
- 2. Die Manipulation und Bergung des Brennstoffs im Containment und soll aus radiologischen Gründen unter Wasser geschehen. Daher plant der Betreiber, das Containment in zwei Schritten zu fluten. Zuvor sind Leckagen des Containments und des Reaktorgebäudes (insbesondere des Torus-Raums) zu bewerten und Maßnahmen zur Abdichtung zu entwickeln. Hierbei sollen ferngesteuerte Untersuchungsgeräte (Kameras, Strahlungsdetektoren) zur Anwendung kommen. Anschließend sollen Containment und Reaktorgebäude im unteren Bereich abgedichtet werden. Besondere Herausforderung hierbei ist die Entwicklung geeigneter Abdichtverfahren und deren Anwendung unter hohen Dosisleistungen und beengten räumlichen Verhältnissen.
- 3. Nach Abschluss der Abdichtungsmaßnahmen im unteren Bereich des Sicherheitsbehälters soll das Containment im ersten Schritt bis ungefähr zur Höhe der Unterkante des Reaktorkerns geflutet werden, um die Dosisleistung in den sich auf dieser Höhe befindlichen Gebäudeteilen zu reduzieren. Darauffolgend soll durch einen horizontalen Zugang der RDB-Boden und das Innere des Sicherheitsbehälters auf der Höhe des Steuerstabantriebsraums untersucht und somit die Lage der erstarrten Kernschmelze bestimmt werden.
- 4. Im Anschluss an diese Untersuchungsmaßnahmen ist eine Abdichtung des Sicherheitsbehälters im oberen Bereich vorgesehen mit dem Ziel, im zweiten Schritt den Sicherheitsbehälter und die Reaktorgrube bis zur Höhe der Reaktorbühne zu fluten.
- 5. Anschließend oder parallel zu den bisher genannten Maßnahmen soll das Reaktorgebäude mit einer festen Struktur überbaut werden, die auf dem bestehenden Gebäudefundament aufsetzt. Innerhalb dieses Containers soll ein Portalkran zur Bergung der Brennelemente in den BE-Becken und zur Manipulation von Lasten (RDB-Deckel, SHB-Deckel, Betonriegel, etc.) eingebaut werden.
- 6. Nach Flutung des Sicherheitsbehälters und der Reaktorgrube soll der RDB-Deckel geöffnet und das Innere des RDB von einer anzubringenden Arbeitsplattform untersucht werden.
- 7. Nachdem die Lage des Brennstoffs im RDB untersucht ist, soll mit der Bergung des Brennstoffs begonnen werden. Hierbei sollen die Erfahrungen aus dem Three Mile Island-Rückbau verwendet und gegebenenfalls erweitert werden.
- 8. Um den Brennstoff zu bergen, der den RDB-Boden durchschmolzen hat, soll der RDB-Boden herausgetrennt und der Brennstoff von oben aus dem gefluteten Sicherheitsbehälter entfernt werden.

8 ZUSAMMENFASSUNG UND SCHLUSSFOLGERUNGEN

- 1. Die Abläufe im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi, die schließlich zu den Kernzerstörungen in und zu den Freisetzungen aus den Reaktoren der Blöcke 1 - 4 geführt haben, sind im Grundsatz nachvollziehbar: Aufgrund des Erdbebens und des nachfolgenden Tsunami wurden die Notstromversorgungen und die Einrichtungen zur Abfuhr der Nachwärme so stark beschädigt, dass sie ihre sicherheitstechnisch notwendige Funktion nicht mehr erfüllen konnten. Da Notfallmaßnahmen nicht oder nicht rechtzeitig durchgeführt wurden bzw. werden konnten, kam es in den Blöcken 1 - 3 zu einer Freilegung der Reaktorkerne und in der Folge zu Kernschmelzen. Dabei wurde Wasserstoff freigesetzt, der - wahrscheinlich durch die Druckentlastungen aus dem Sicherheitsbehälter oder durch Leckagen des Sicherheitsbehälters – teilweise in die Reaktorgebäude gelangte. Die Gebäude der Blöcke 1, 3 und 4 wurden durch Wasserstoff-Explosionen am 12.03.2011, 14.03.2011 und 15.03.2011schwer beschädigt. Im Block 2 wurden am 15.03. zeitnah zur Explosion des Reaktorgebäudes des Blocks 4 im Bereich der Kondensationskammer (des Torus) ein Knall und eine Erschütterung registriert, deren Ursache nicht geklärt ist. Neben einer Explosion im Block 2 werden auch direkte Auswirkungen der Explosion des Blocks 4 in Betracht gezogen. Die Blöcke 5 und 6 konnten durch einen funktionsfähig gebliebenen Notstromdiesel mit Strom versorgt und durch Notfallmaßnahmen soweit gekühlt werden, dass massive Schäden an den Reaktorkernen und erhöhte Emissionen radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhindert werden konnten.
- 2. Bisher nicht im Detail bekannt sind die Abläufe, die sich im Einzelnen in den Reaktoren zugetragen haben. Dies liegt auch daran, dass mit dem Versagen der Notstromversorgungen auch die Instrumentierung der Reaktoren zum größten Teil ausgefallen ist; andere Messeinrichtungen (z. B. des Wasserstandes in den Reaktordruckbehältern) sind durch die Belastungen infolge des Unfallablaufs funktionsunfähig geworden. Daher gibt es für wichtige Phasen des Ablaufs gar keine oder nur wenige Daten mit begrenzter Zuverlässigkeit. Hier ist man auf Modellrechnungen angewiesen, die mit Unsicherheiten hinsichtlich der Genauigkeit, mit der die Realität wiedergegeben wird, behaftet sind. Da das Innere der Reaktorgebäude und insbesondere der Bereich des Sicherheitsbehälters aufgrund der Strahlung immer noch nicht zugänglich ist, gibt es bis auf die mit Robotern durchgeführten Messungen der Ortdosisleistung in den für Roboter zugänglichen Bereichen keine Informationen zum Verbleib der geschmolzenen Reaktorkerne sowie zum Zustand der Reaktordruckbehälter, der Sicherheitsbehälter und ihrer direkten Umgebung.
- Ebenfalls nicht im Detail bekannt ist der Zustand der Brennelemente, die sich in den Lagerbecken der Blöcke 1 - 4 befunden haben. Aus Messungen der Konzentration von radioaktiven Stoffen in Wasserproben und einzelnen Fotos wird bisher geschlossen, dass keine massiven Schäden oder Zerstörungen an diesen Brennelementen aufgetreten sind.
- 4. Es wurden über mehrere Tage starke Spitzen der Strahlenbelastung auf dem Anlagengelände beobachtet und daraus auf entsprechend starke Emissionen radioaktiver Stoffe in die Umgebung geschlossen. Insgesamt wird geschätzt, dass praktisch das gesamte Inventar an radioaktiven Edelgasen und einige Prozent an flüchtigen Radionukliden (Cäsium, Jod, Tellur) freigesetzt worden sind. Diese Schätzungen beruhen entweder auf Rückrechnungen der in der Umgebung der Anlage gemessenen Deposition radioaktiver Stoffe (durch inverse atmosphärische Ausbreitungsberechnungen) und der gemessenen Strahlenbelastungen (Dosisleistungen) oder auf (mehr oder weniger groben) durch den Betreiber TEPCO und die japanische Behörde NISA vorgenommenen Modellierungen der Vorgänge in der Anlage und der daraus abgeschätzten Freisetzungen. Die bisher veröffentlichten Ergebnisse stimmen für Edelgase, Cäsium und Jod im Bereich einer Größenordnung überein. Die Ungenauigkeiten, die mit den Rückrechnungen der atmosphärischen Ausbreitung und/oder der Modellierung des Anlagenverhaltens verbunden sind, lassen zum heutigen Zeitpunkt keine größere Genauigkeit zu. Das BfS ist aufgrund eigener Überlegungen auf der Basis von Untersuchungen der GRS zu postulierten Unfallabläufen bei deutschen SWR der Baulinie 69 für den Block 1 der Anlage zu vergleichbaren Werten gekommen wie die NISA. Es muss daher davon ausgegangen werden, dass insgesamt einige 10¹⁹ Bg Edelgase, einige 10¹⁷ Bq Jod-131, einige 10¹⁶ Bq Cs-134 und etwa die gleiche Menge Cs-137 in die Atmosphäre freigesetzt wurden.
- 5. Bezüglich der Freisetzungen auf dem Wasserpfad ins Meer lagen zum Redaktionsschluss nur unzureichend Daten vor, die eine realistische Abschätzung der direkten Emissionen ins Meer noch nicht zulassen.

- 6. Zur langfristigen Eingrenzung der Unfallfolgen wurden die zerstörten Reaktoren und teilweise beschädigten Brennelement-Lagerbecken zunächst durch Einspeisung von Meer- und später Frischwasser gekühlt. Mittlerweile werden die Blöcke 1 - 4 einschließlich der Brennelement-Lagerbecken durch provisorische Kühlsysteme gekühlt, die Frischwasser einspeisen und das erwärmte und kontaminierte Kühlwasser durch eine Aufbereitungsanlage reinigen, so dass es über einen geschlossenen Kreislauf wieder zur Einspeisung bereitsteht. Damit konnte zwar eine Abkühlung auf unter 100 Grad C erzielt werden, jedoch können die Anlagen nicht als in einem wirklich sicherheitstechnisch kontrollierten Zustand befindlich betrachtet werden. Es liegen nämlich keine verlässlichen Informationen zum Zustand der geschmolzenen Kerne sowie der Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter vor und die ursprünglich vorhandenen Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe sind im Wesentlichen zerstört und konnten nicht wieder hergestellt werden.
- 7. Mit dem Bau der Blöcke 1 4 des Kernkraftwerks Fukushima Dai-ichi wurde zwischen 1967 und 1973 begonnen; sie wurden 1970 bis 1973 und 1978 (Block 4) in Betrieb genommen. Sie gehören also zu den ältesten Kernkraftwerken in Japan. Die Auslegung hatte offenbar Schwächen, die nicht durch Nachrüstungen behoben wurden und die wesentlich zum Ablauf und Ergebnis beigetragen haben.

Als wesentliche Schwächen haben sich herausgestellt:

- der unzureichende Schutz der Blöcke 1 4 gegen Überflutung,
- die Anordnung der ursprünglich installierten Notstromdiesel tiefliegend im Maschinenhaus, so dass sie überflutet wurden und sofort ausfielen,
- die tiefliegende Anordnung der Schaltschränke der Notstromversorgung und eines Teils der Batterien zur Gleichstromversorgung, die ebenfalls überflutet wurden und ausfielen,
- die Nutzung von Meerwasserpumpen als alleiniger "ultimate heat sink" ohne Alternative, so dass beim Ausfall der Meerwasserpumpen die Nachwärmeabfuhr nicht mehr möglich war,
- das Konzept der gegenseitigen Blockstützung musste unter den gegebenen Umständen bei übergreifenden Einwirkungen versagen.

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen für Ereignisse jenseits der Auslegung (z. B. Containment-Venting) waren offenbar nicht ausreichend vorgedacht, erprobt usw., so dass beispielsweise ein Containment-Venting ohne funktionierende Wechselstromversorgung nicht schnell durchgeführt werden konnte. Bauliche und systemtechnische Nachrüstmaßnahmen wurden offenbar nicht konsequent genug durchgeführt. Hierzu hat möglicherweise beigetragen, dass einige Blöcke kurz vor dem Erreichen ihrer Laufzeitgrenze standen.

- 8. Mit einem Erdbeben dieser Größenordnung in dem betroffenen Gebiet hatten Seismologen trotz einer systematischen seismographischen Überwachung seit 1896 und sehr gut dokumentierter, mehr als tausendjähriger Erdbebengeschichte nicht gerechnet. Experten, die vor Errichtung der Kernkraftwerke in Fukushima konsultiert wurden, hielten ein solches Ereignis für praktisch ausgeschlossen. Dabei wurde aufgrund der gemessenen Geschwindigkeit der Fortbewegung der beiden tektonischen Platten im Bereich des Japan Grabens angenommen, dass diese Bewegung überwiegend gleitend stattfinden würde. Deshalb galten die Standorte Fukushima Dai-ichi und Fukushima Dai-ni über Jahre als sicherer, als viele andere auf dem japanischen Archipel. Noch im Januar 2011 wurde von der zuständigen Japan Meteorological Agency die Eintrittswahrscheinlichkeit eines schweren Erdbebens innerhalb der nächsten 30 Jahre für den Standort Fukushima Dai-ichi mit Null angesetzt. Widersprechende Hinweise, insbesondere aus der Paleo-Tsunami-Forschung wurden zwar – zuletzt in 2010 – vom Betreiber und der Aufsichtsbehörde diskutiert, hatten bis 2011 jedoch noch nicht zu Konsequenzen für das Regelwerk geführt.
- Die japanische Regierung hat ihre Schlussfolgerungen aus der Katastrophe in fünf Kategorien mit insgesamt 28 Maßnahmenpaketen zusammengefasst. Diese Maßnahmen sollen zu einer durchgreifenden Erhöhung der nuklearen Sicherheit für die Kernkraftwerke führen, die weiter betrieben werden sollen. Es handelt sich dabei um Maßnahmen zur Verbesserung:
 - der Vorsorge gegen schwere Unfälle durch Ma
 ßnahmen im Bereich der Auslegung und f
 ür auslegungs
 überschreitende Ereignisse,

- der Gegenmaßnahmen, die bei Eintritt eines schweren Unfalls zur Minderung der Folgen getroffen werden können,
- der Maßnahmen im Bereich des Katastrophenschutzes und der Strahlenschutzvorsorge für die Bevölkerung,
- der Sicherheitsinfrastruktur, insbesondere durch eine Stärkung und Neuorganisation der regulatorischen und administrativen Funktionen (Regelsetzung, Genehmigung und Aufsicht) und
- der Sicherheitskultur insgesamt.

Viele dieser Schlussfolgerungen enthalten zwar allgemeine Zielvorstellungen, jedoch noch keine Details darüber, welche konkreten Anforderungen technischer oder organisatorischer Art daraus resultieren sollen und wie sie umgesetzt werden könnten. Darüber hinaus bleibt unklar, inwieweit die in den Schlussfolgerungen genannten Verbesserungen im Bereich der Sicherheits- und Anlagentechnik für bestehende und zukünftige Anlagen gefordert werden sollen. Eine Konkretisierung der Schlussfolgerungen ist daher erforderlich.

LITERATURVERZEICHNIS

- (ANT90) ANTONOPOULOS, P.T (1990): Installing torus venting at the Pilgrim Mark 1 BWR. Nuclear Engineering International, 35:427, 58-60, Progressive House, Kent.
- (BFS11a) BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ (2011): Fragen und Antworten zum Unfall in Fukushima (<u>http://www.bfs.de/de/kerntechnik/unfaelle/fukushima</u>, 02/2012).
- (BFS11b) BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ (2011): Spurenanalyse deutscher Messstellen und weiterer Spurenmessstellen weltweit. Zeitlicher Verlauf der bisher gemessenen Aktivitätskonzentration von Jod-131 in der Luft an neun repräsentativen Radioaktivitätsmessstationen des internationalen Messnetzes zur Überwachung des Kernwaffenteststoppabkommens (mit dem Stand vom 30.05.2011) (http://www.bfs.de/de/ion/imis/spurenmessungen.html, 05/2011).
- (BFS11c) BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ (2011): Informationen zu ionisierender Strahlung, Themengebiet Radon (<u>http://www.bfs.de/de/ion/radon</u>, 12/2011).
- (BMELV11) BUNDESMINISTERIUM FÜR ERNÄHRUNG, LANDWIRTSCHAFT UND VERBRAUCHERSCHUTZ (BMELV) (2011): Pressemitteilung No. 080 vom 08.04.11: Europäische Kommission legt strengere Grenzwerte für Lebensmittel und Futtermittel aus Japan fest (http://www.bmelv.de/SharedDocs/Pressemitteilungen/2011/080-Grenzwerte-Radioaktivitaet-Japan.html, 04/2011).
- (BWROG) BOILING WATER REACTOR OWNERS' GROUP (BWROG) (2001): EPGs/SAGs, Rev. 2. General Electric Co.
- (CHI11) CHINO, M., NAKAYAMA, H., NAGAI, H., TERADA, H. KATATA, G. YAMAZAWA, H. (2011): Preliminary Estimation of Release Amounts of 1311 and 137Cs Accidentally Discharged from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant into the Atmosphere. Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No. 7, p. 1129-1134, Tokyo, Japan.
- (CNR07) COMMITTEE ON NUCLEAR REGULATORY ACTIVITIES (CNRA) (2007): 8th International Nuclear Regulatory Inspection Workshop on how regulatory inspections can promote, or not promote, good safety culture, inspection of interactions between the licensee and its contractors, and future challenges for inspectors, OECD/NEA, March 2007, Paris.
- (CNS01) CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY (CNS) (2001): National Report of Japan for Second Review Meeting, October 2001, IAEA, Vienna.
- (CNS04) CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY (CNS) (2004): National Report of Japan for the Third Review Meeting, August 2004, IAEA, Vienna.
- (CNS07) CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY (CNS) (2007): National Report of Japan for the Fourth Review Meeting, September 2007, IAEA, Vienna.
- (CNS10) CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY (CNS) (2010): National Report of Japan for the Fifth Review Meeting, September 2010, IAEA, Vienna.
- (CNS98) CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY (CNS) (1998): National Report of Japan, September 1998, IAEA, Vienna.
- (CWF08) CHUANG, M.-J., WANG, S.-J., FANN, S.-Y. (2008): Simplification of the Severe Accident Management Guideline for the Containment Flooding in a Mark-III Containment. Nuclear Technology 167, 247-253.
- (DBT11) DEUTSCHE BOTSCHAFT TOKYO (DBT) (2011): Reisehinweise und Kriseninformationen (mit dem Stand vom April 2011) (http://www.tokyo.diplo.de/Vertretung/tokyo/de/002 Krise/1 Kriseninformationen.html,04/2011).
- (DGW90) DALLMANN, R.J., GALYEAN, J., WAGNER, K.C. (1990): Containment Venting as an Accident Management Strategy for BWRs with Mark I Containments. Nuclear Eng. Design 121, 421-429.
- (DYO11) NAKAMURA, T., KOIZUMI, T.(2011): *New radiation limits alarm local entities*. Daily Yomiuri Online, 25.12.2011 (<u>http://www.yomiuri.co.jp/dy/national/T111224002468.htm</u>).
- (ENSI11) EIDGENÖSSISCHES NUKLEARSICHERHEITSINSPEKTORAT (ENSI) (2011): Fukushima. Bericht der ENSI zum Unfallgeschehen vom 11.03.2011 und einer vertieften Analyse. Vier Teile, veröffentlicht zwischen August und Dezember 2011.Teil 1: Chronologie, Teil 2: Mensch und Organisation, Teil 3: Lessons Learned, Teil 4: Radiologische Auswirkungen. (verfügbar unter <u>http://www.ensi.ch/de/dossiers/fukushima-2/</u>, 29.12.2011).
- (EPS11) EPSTEIN, W. (2011): A PRA Practioner looks at the Great East Japan Earthquake and Tsunami, Proceedings of the Nordic PSA Conference – Castle Meeting 2011 / 5-6 September 2011, Sweden. (http://www.npsag.org/publications/, 29.12.2011).
- (FEQ11) MILLS P. (2011): Graphing Earthquake, Radiation and Water Data in Japan: Iodine 131 Levels for Water Purifying Plants: Iodine 131 Fukushima Prefecture Water Purification Plant (<u>http://fleep.com/earthquake/</u>, 19.04.2011).
- (FUK09) FUKUSHI M.: About Natural Radiation Exposures; Particurarly Focusing on Ogasawara Islands (Chichi-jima / Haha-Jima), Japan Industries Association of Radiological Systems, No. 60 (2009) (http://www.jira-net.or.jp/radiology_japan/rj_060/02.html, 02/2012).
- (GRS11) GESELLSCHAFT FÜR ANLAGEN- U. REAKTORSICHERHEIT (2011): Der Unfall in Fukushima Zwischenbericht zu den Abläufen in den Kernkraftwerken nach dem Erdbeben vom 11. März 2011. (http://www.grs.de/content/grs-293-unfall-fukushima-zwischenbericht, 12/2011).
- (GRS11a) GESELLSCHAFT FÜR ANLAGEN- U. REAKTORSICHERHEIT (2011): Informationsportal Fukushima. Prinzipskizze General Electric Mark I boiling water reactor (Reaktortyp wie am Standort Fukushima). (http://fukushima.grs.de/content/prinzipskizze-general-electric-mark-i-boiling-water-reactorreaktortyp-wie-am-standort-fukus, 06/2011).
- (HAR88) HARRINGTON, R.M. (1988): Containment Venting as a Mitigation Technique for BWR Mark I Plant ATWS. Nuclear Eng. Design 108, 55-69.
- (HEN11) HENRY, P. (2011): Das Megabeben in Japan, Spektrum der Wissenschaft August 2011, S. 68ff. ISSN 0170-2971.
- (IAE11) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-ichi NPP Accident following the Great East Japan Earthquake and Tsunami, IAEA; June 2011.
- (IAEA06) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2006): Manual for first responders to a radiological emergency, IAEA-EPR-FIRST RESPONDERS, Vienna, 2006.
- (IAEA09) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2009): Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Guide NS-G-2.15. Vienna: International Atomic Energy Agency (2009).
- (IAEA11) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Fukushima Nuclear Accident Update Log, 15. March 2011. (<u>http://www.iaea.org/newscenter/news/2011/fukushima150311.html</u>, 02/2012), Vienna, 2011.

of the Fukushima Daiichi nuclear power plant, Vienna, 2011. (IAEA11b) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Report 03.08.2011: Status of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and related environmental conditions, Vienna, 2011. (IAEA11d) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Report 13.04.2011: Status of the Fukushima Daiichi nuclear power plant and the related environmental conditions, Vienna, 2011. (IAEA11e) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Report 13.03.2011: Correction to compilation of IAEA press release, Vienna, 2011. (IAEA11f) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): Report 07.06.2011: Status of the Fukushima Daiichi nuclear power plant and the related environmental conditions, Vienna, 2011. (IAEA11g) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): Fukushima 26.04.2011: Nuclear Accident Update Log (http://www.iaea.org/newscenter/news/2011/fukushimafull.html, 04/2011), Vienna, 2011. (IAEA11h) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Incident and Emergency Centre: Status of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and related environmental conditions 12th April 2011, 01:00UTC, Vienna, 2011. (IAEA11i) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): IAEA Safety Standards for protecting people and the enviroment No. GSG-2: Criteria for use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, Vienna, 2011. (IAEA11j) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Final Report of the International Mission on Remediation of Large Contaiminated Areas Off-Site the Fukushima Dai-ichi NPP, 7-15 October 2011, Tokyo, Japan. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (1999): Basic Safety Principles for Nuclear Power (IAEA99) Plants 75-INSAG-3 Rev. 1. INSAG-12, Vienna, 1999. (ICRP07) INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP): Annals of the ICRP: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 103, 2007(http://www.icrp.org/). (INES11) THE INFORMATION CHANNEL ON NUCLEAR AND RADIOLOGICAL EVENTS (2011): Rating of Events in NPP Fukushima, Japan (http://www-news.iaea.org/EventList.aspx), Vienna, 2011. INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATIONS (INPO) (2011): Special Report on the Nuclear Accident (INPO11) at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Revision 0, INPO 11-005, November 2011. (INVCOM INVESTIGATION COMMITTEE ON THE ACCIDENT AT THE FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATIONS (2011): Executive Summary Report (http://icanps.go.jp/eng/interim-report.html, 12/2011). (IRR07) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2007): Integrated Regulatory Review Service (IRRS) to Japan, Report of the IAEA, December 2007, Vienna, 2007. (JAIF11a) JAPAN ATOMIC INDUSTRIAL FORUM (JAIF): News 11.07.2011: Environmental effect caused by the nuclear power accident at Fukushima Daiichi as of July 7 (http://www.jaif.or.jp/english/). (JAIF11c) JAPAN ATOMIC INDUSTRIAL FORUM INC. (JAIF): Information on the Fukushima Nuclear Accident: Earthquake Report Earthquake Report 211 (http://www.jaif.or.jp/english/). (JAIF11d) JAPAN ATOMIC INDUSTRIAL FORUM INC.(JAIF): Information on the Fukushima Nuclear Accident: Earthquake Report 101 (http://www.jaif.or.jp/english/).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) (2011): Report 17.03.2011: CORRECTION - Status

(IAEA11a)

(JAIF11e)	JAPAN ATOMIC INDUSTRIAL FORUM INC. (JAIF), Information on the Fukushima Nuclear Accident: Earthquake Report 220 (<u>http://www.jaif.or.jp/english/</u>).
(JAIF11f)	JAPAN ATOMIC INDUSTRIAL FORUM (JAIF) (2011): Status of Nuclear Power Units at and after the Earthquake. (<u>http://www.jaif.or.jp/english/news_images/pdf/ENGNEWS02_1310369321P.pdf</u> , 25.07.2011).
(JSCE02)	JAPAN SOCIETY OF CIVIL ENGINEERS (JSCE) (2002): Tsunami Assessment Method for Nuclear Power Plants in Japan, February 2002, revised May 2006. (<u>http://www.jsce.or.jp/committee/</u> , 06/2011).
(KAN11)	KANDA, J: Beyond the expected limit of experts – East Japan Earthquake Disaster. Faber, Köhler & Nishijama (Eds.): Application of Statistics and Probability in Civil Engineering, Taylor and Francis Group, London, 2011.
(KAN11a)	KANDA, J, ELMS, D. G.: Ethical consideration for appropriate structural safety. Faber, Köhler & Ni- shijama (Eds.): Application of Statistics and Probability in Civil Engineering, Taylor and Francis Group, London, 2011.
(KRA11)	KRAUB, M. & BERG, HP. : New Evaluation of External Hazards in the Light of the Fukushima Acci- dent. Erschienen in: Budelmann, Holst, Proske: Proceedings of the 9 th International Probabilistic Workshop, Braunschweig 2011.
(KKP1)	ENBW KRAFTWERKE AG KERNKRAFTWERK PHILLIPSBURG (2006): Notfallhandbuch des Kernkraft- werks KKP-1.
(KUC11)	KUCZERA, B. (2011): The severe Tohoku Seaquake in Japan and its impact on the Fukushima Daiichi nuclear power plant, atw 56. Jg. (2011) Heft 4/5, S. 234ff.
(LAU97)	Lausch, E. (1997): Tsunami – Wenn das Meer aus heiterem Himmel tobt, GEO, Heft 4 (1997), S 73ff.
(MEXT11a)	MINISTRY OF EDUCATION, CULTURE, SPORTS, SCIENCE & TECHNOLOGY (MEXT) (2011): Reports 24.03 08.05.11: Readings of Sea Area Monitoring at Post Out of Fukushima Dai-ichi NPP (<u>http://www.mext.go.jp/english/incident/1304192.htm</u> , 06/2011).
(MHLW11a)	MINISTRY OF HEALTH, LABOUR AND WELFARE (MHLW) (2011): Press Release 17.03.2011: Handing of food contaminated by radioactivity (Relating to the accident at the Fukushima Nuclear Power Plant) (<u>http://www.mhlw.go.jp/english/topics/2011eq/press_archives.html</u>).
(MHLW11b)	MINISTRY OF HEALTH, LABOUR AND WELFARE (MHLW) (2011): Press Release 23.03.2011: Restriction of distribution and/or consumption of food concerned in Fukushima and Ibaraki Prefectures (in relation to the accident at Fukushima Nuclear Power Plant (<u>http://www.mhlw.go.jp/english/topics/2011eq/press_archives.html</u>).
(MHLW11d)	MINISTRY OF HEALTH, LABOUR AND WELFARE (MHLW) (2011): Press Release 21.03.2011: Informa- tion on radioactive materials detected in tap water in Fukushima prefecture (including Itate-mura (village)) (2nd announcement) (<u>http://www.mhlw.go.jp/english/topics/2011eq/watersupply.html</u>).
(MHLW11e)	MINISTRY OF HEALTH, LABOUR AND WELFARE (MHLW) (2011): Press Release 10.05.2011: Detection of radioactive materials in tap water (61th announcement) (<u>http://www.mhlw.go.jp/english/topics/2011eq/watersupply.html</u>).
(MHLW11f)	MINISTRY OF HEALTH, LABOUR AND WELFARE (MHLW) (2011): Press Release 17.08.2011: Levels of radioactive contaminants in food tested in respective prefectures: Sum up of radionuclide test results carried out since 19 March 2011.

(MOH11)	MOHRBACH, L. (2011): Unterschiede im gestaffelten Sicherheitskonzept: Vergleich Fukushima Daiichi mit deutschen Anlagen, atw 56. Jg. (2011) Heft 4/5, S. 242ff.
(MOR11)	MORINO, Y., T. OHARA, & M. NISHIZAWA (2011): Atmospheric behaviour, deposition, and budget of radioactive materials from the Fukushima Daiichi nuclear power plant in March 2011, Geophys. Res. Lett., 38, L00G11, doi:10.1029/2011GL048689.
(NEI11)	NUCLEAR ENERGY INSTITUTE (NEI) (2011): Mark I Containment Report, 19.03.2011, Washington DC, USA.
(NISA11)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): Nuclear Emergency Response Headquar- ters, Government of Japan: Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Confer- ence on Nuclear Safety. The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, June 2011.
(NISA11a)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release 01.06.2011: Seismic Dam- age Information (the 156th Release) (<u>http://www.nisa.meti.go.jp/english/press/</u>).
(NISA11b)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release: Regarding Response to the Specific Spots Estimated to Exceed an Integral Dose of 20mSv Over a One Year Period After the Occurrence of the Accident "Specific Spots Recommended for Evacuation", 16.06.2011.
(NISA11c)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release 12.04.2011: INES (the In- ternational Nuclear and Radiological Event Scale) Rating on the Events in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant by the Tohoku District – off the Pacific Ocean Earthquake, NISA/METI (<u>http://www.nisa.meti.go.jp/english/press/</u>).
(NISA11d)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release: Seismic Damage Informa- tion the 233 rd release, 18.08.11.
(NISA11e)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release 19.03.2011: INES Ratings on the Events in Fukushima Daiichi NPS and Fukushima Daini NPS by Tōhoku Regional Pacific Ocean Offshore Earthquake, NISA/METI (<u>http://www.nisa.meti.go.jp/english/press/</u>).
(NISA11f)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release 10.06.2011, Seismic Damage Information (the 165 th Release) (<u>http://www.nisa.meti.go.jp/english/press/</u>).
(NISA11g)	NUCLEAR AND INDUSTRIAL SAFETY AGENCY (NISA) (2011): Evaluation on the report submitted by Tokyo Electric Power Co. Inc. (TEPCO) on April 21st: Regarding the contaminated water including radioactive materials with highconcentration that flowed out from Unit 2 of Fukushima Dai-ichi NuclearPower Station, 25.04.2011.
(NISA11h)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA): News Release 12.03.2011: Seismic Damage In- formation (the 12 th Release) (<u>http://www.nisa.meti.go.jp/english/press/</u>).
(NISA11i)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): News Release 16.09.11: Seismic Damage Information the 258 rd Release.
(NISA11j)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA): News Release 13.03.2011: Seismic Damage In- formation (the 21 th Release) (<u>http://www.nisa.meti.go.jp/english/press/</u>).
(NISA11u)	NUCLEAR AND INDUSTRY SAFETY AGENCY (NISA) (2011): Nuclear Emergency Response Headquar- ters, Government of Japan, Additional Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety, The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations (Second Report), September 2011.

(NOEG11)	NÖGGERATH, J., GELLER, R. J. & GUSIAKOV V. K. (2011): Fukushima: The myth of safety, the reality of geoscience Bulletin of the Atomic Scientists, 2011 67: 37,DOI: 10.1177/0096340211421607.
(NRC77)	US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1977): Mark I Containment Short-Term Program Safety Evaluation Report. NUREG-0408.
(NRC80)	US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1980): Safety Evaluation Report. Mark I Containment Long Term Program. Resolution of Technical Activity A-7. NUREG-0661.
(NRC86)	US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1986): Containment Venting Analysis for the Peach Bot- tom Atomic Power Station. NUREG/CR-4696.
(NRC89)	US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1989): NRC Generic Letter 89-16: Installation of a Hard- ened Wetwell Vent. Letter to all holders of operating licenses for nuclear power reactors with Mark I containments.
(NRC89a)	US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1989): MARK I Containment Performance Program Plan. US Nuclear Regulatory Commission Document SECY89-017.
(NRC90)	US NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (1990): Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants. NUREG-1150.
(OECD82)	ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT (OECD) (1982): Quicklook Reports Fukushima Daiichi I-VI, Stand1982.
(OSH11)	OSHIMA, T. (2011): The Great Estern Japan Earthquake: What we can learn from the perspective of Risk Management, SRA Risk Newsletter, Society for Risk Analysis, Volume 31, Number 4 (2011), S. 4ff.
(PBH92)	PAYNE, A.C., BREEDING, R.J., HELTON, J.C., SMITH, L.N., JOHNSON, J.D., JOW, HN., SHIVERA, A.W. (1992): The NUREG-1150 probabilistic risk assessment for the Peach Bottom Atomic Power Station. Nucl. Eng. Design 135, 61-94.
(RIN11)	RINDO, H. (2011): Overview of Accident of Fujushima Dai-Ichi NPPs and future Planning toward Dismanteling and Decomissoning, OECD/NEA 12 th WPDD Meeting, 15-17 November, 2011, Paris, France.
(ROM11)	ROMANELLI, F. (2011): Scenari di pericolosità da tsunami: dalle coste del Giappone a quelle ital- iane Dipartimento di Geoscienze, Università di Trieste, LEZIONI DAL TERREMOTO DI TŌ- HOKU. Roma, 1 luglio 2011. (<u>http://www.enea.it/it/enea_informa/events/tohoku-</u> <u>1lug11/20110701ENEARomanelli1.pdf</u> , 12/2011).
(SCH11)	SCHEUERMANN, W.; PIATER, A.; KRASS, C.; LURK, A.; WILBOIS, T.& REN, Y. (2011): Modelling Consequences of the Accident of Fukushima, atw 56. Jg. (2011) Heft 6, S. 325ff.
(SSK04)	STRAHLENSCHUTZKOMMISSION DES BUNDESMINISTERIUMS FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTOR- SICHERHEIT (SSK) (2004): Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutz- leitung bei Kerntechnischen Notfällen, Berichte der SSK, Heft 37, 2004.
(STO11)	STOHL, A.; SEIBERT, P.; WOTAWA, G; ARNOLD, D.; BURKHART, J. F.; ECKHARDT, S.; TAPIA, C.; VARGAS A., &. YASUNARI, T. J (2011): Xenon-133 and caesium-137 releases into the atmosphere from the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant: determination of the source term, atmospheric dispersion, and deposition, Atmos. Chem. Phys. Discuss., 11, 28319–28394, 2011, (http://www.atmos-chem-phys-discuss.net/11/28319/2011/.doi:10.5194/acpd-11-28319-2011).

- (TAK10) TAKAO, M. (2010): Tsunami assessment for nuclear power plants in Japan. 1st Kashiwazaki International Symposium on Seismic Safety of Nuclear Installations. 24-26 November 2010, Niigata, Japan. (<u>http://www.jnes.go.jp/seismic-symposium10/presentationdata/3_sessionB.html</u>).
- (TEP11a) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 10.08.2011: Evaluation Status of internal exposure "over 20 mSv and less or equal to 50 mSv" in March and April (http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index1108-e.html).
- (TEP11b)
 TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Releases 22.03. 15.05.2011:

 Detection of radioactive materials from the seawater around the discharge canal of Fukushima

 Daiichi Nuclear Power Station (from 1st to 53rd release) (<u>http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index1103-e.html</u>).
- (TEP11c)
 TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Releases 14.03. 15.05.11: Radiation dose measured in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (<u>http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/indexold-e.html</u>).
- (TEP11d) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 12.03.2011: Impact to TEPCO's Facilities due to Miyagiken-Oki Earthquake (as of 6:00 AM) (<u>http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index1103-e.html</u>).
- (TEP11e) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Releases 22.03.-24.03.201: The results of nuclide analyses of radioactive materials in the air at the site of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (from 1st to 3rd release) (<u>http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/index2-e.html</u>).
- (TEP11f) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 28.03.2011: Detection of radioactive materials in the soil in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (<u>http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index1103-e.html</u>).
- (TEP11g) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 26.05.2011: Start of Spray of Dust Inhibitor to the Radioactive Materials around Turbine Buildings and Reactor Buildings of Unit 1-4 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (<u>http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-</u> com/release/index1105-e.html).
- (TEP11h) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 17.04.2011: Roadmap towards Restriction from the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index1104-e.html).
- (TEP11i) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 02.08.2011: Plant Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (as of 10:00 AM) (<u>http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-</u> <u>com/release/index1108-e.html</u>).
- (TEP11j) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 02.04.2011: Status of TEPCO's Facilities and its services after the Tohoku-Taiheiy ou-Oki Earthquake (as of 10:00 PM) (http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index1104-e.html).
- (TEP11k) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Status of Measuring Instruments of Reactor Pressure Vessels and Primary Containment Vessels, September 17, 2011.
- (TEP11I) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Annual Report 2011. The Tokyo Electric Power Company.
- (TEP11m) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2010): TEPCO Illustrated 2010. The Tokyo Electric Power Company.

- (TEP11n) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 18.06.2011: First Response at Tohoku Chihou Taiheiyou Oki Earthquake in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11061805-e.html).
- (TEP110) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Press Release 19.07.2011: Situation of storing and treatment of accumulated water including highly concentrated radioactive materials at F-Daiichi NPP (4th release).
- (TEP11p) TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY (TEPCO) (2011): Fukushima Nuclear Accident Analysis (Interim Report), December 02, 2011.
- (TOS06) SAKAI, T.; TAKEDA, T; SORAOKA, H.; YANAGISAWA, K.; TADASHI ANNAKA, T. (2006): Development of a Probabilistic Tsunami Hazard Analysis in Japan, 14. international conference on nuclear engineering (ICONE 14), Miami, FL (United States), 17-20 Jul 2006, 7 pages.
- (TOW11) TOWHATA,I.; GOTO, H.; KAZAMA, M.; KIYOTA, T.; NAKAMURA, S.; WAKAMATSU, K.; WAKAI, A.; YASUDA, S.; YOSHIDA, N. (2011): On Gigantic Tōhoku Pacific Earthquake in Japan. ISSMGE Bulletin: Volume 5, Issue 2, pp.46-66.
- (WAL11) WALCHUK, M. A. (2011): The 2011 Japan Earthquake and Tsunami, SRA Risk Newsletter, Society for Risk Analysis, Volume 31, Number 3 (2011), S. 1ff.
- (WIK11) WIKIPEDIA (2011): Tohoku-Erdbeben 2011 (http://de.wikipedia.org/wiki/Tohoku-Erdbeben_2011, 02/2012).
- (WNN11a) WORLD NUCLEAR NEWS (2011): New analysis of Fukushima core status, WNN online, 30. November 2011.
- (ZDF11) ZWEITES DEUTSCHES FERNSEHEN (2011): ZDFinfokanal Reportage, 27.08.2011 07:00 Uhr: Verstrahlt und Vergessen, Die Menschen von Fukushima (<u>http://www.zdf.de/ZDFmediathek/beitrag/video/1420886/Verstrahlt-und-</u> vergessen#/beitrag/video/1420886/Verstrahlt-und-vergessen).

Bisher erschienene BfS-SK-Berichte (vorher BfS-KT-Berichte)

BfS-KT-1/92

Gersinska, R.; Hennig, R.; Kociok, B. (Hrsg.) Zweites Expertengespräch zum BMU/BfS-Konzept Mensch-Maschine-Wechselwirkung in Kernkraftwerken am 5. und 6. März 1992 beim Bundesamt für Strahlenschutz in Salzgitter Salzgitter, April 1992

BfS-KT-2/92

Berg, H.P.; Schott, H. Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Quantifizierung der menschlichen Zuverlässigkeit - Dezember 1991 -Salzgitter, Februar 1992

BfS-KT-3/92

Berg, H.P.; Schott, H. Probabilistische Sicherheitsanalysen Aktueller Status, Weiterentwicklung von Methoden und Modellen, Anwendungen Salzgitter, Dezember 1992

BfS-KT-3/92-REV-1

Berg, H.P.; Schott, H. Probabilistische Sicherheitsanalysen Aktueller Status, Weiterentwicklung von Methoden und Modellen, Anwendungen Salzgitter, April 1993

BfS-KT-4/93

Ziegenhagen, J.

Zusammenstellung der Genehmigungswerte für Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser aus den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland – Dezember 1992 Salzgitter, April 1993

BfS-KT-5/93

Philippczyk, F.; Ziegenhagen, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland Stand: Mai 1993. Salzgitter, Mai 1993

BfS-5/93-REV-1

Philippczyk, F.; Ziegenhagen, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland Stand: Mai 1993. Salzgitter, Juli 1993

BfS-5/93-REV-2

Philippczyk, F.; Ziegenhagen, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland. Stand: Mai 1993. Salzgitter, Oktober 1993

BfS-5/93-REV-3

Philippczyk, F.; Ziegenhagen, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland Stand: Mai 1993. Salzgitter, Mai 1994

BfS-KT-6/93

KT/KTA-Winterseminar 1993 – 28. und 29. Januar 1993 in Salzgitter Kerntechnik in der Bundesrepublik Deutschland im Jahre 1993. Aufgaben, Probleme, Perspektiven aus der Sicht der Beteiligten Salzgitter, Juli 1993

BfS-KT-7/94

Gersinska, R.; Hennig, R.; Kociok, B. Drittes Expertengespräch zum BMU/BfS-Konzept "Mensch-Maschine-Wechselwirkung in Kernkraftwerken" am 28. und 29. April 1994 beim Bundesamt für Strahlenschutz in Salzgitter Salzgitter, April 1994

BfS-KT-8/94

2. KT/KTA-Winterseminar 20. und 21. Januar 1994 in Salzgitter Erhaltung und Verbesserung der Reaktorsicherheit Salzgitter, Juli 1994

BfS-KT-9/95

Meldepflichtige Ereignisse in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe im Zeitraum 1. Januar bis 31. Dezember 1993 Salzgitter, März 1995

BfS-KT-10/95

Philippczyk, F.; Hutter, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung 1994 in der Bundesrepublik Deutschland Salzgitter, Mai 1995

BfS-KT-11/95

3. KT/KTA-Winterseminar. 19. und 20. Januar 1995 in Salzgitter EDV in der Kerntechnik Salzgitter, Juli 1995

BfS-KT-12/96

Krüger, F. W. Quality assurance of a regulatory body Salzgitter, April 1996

BfS-KT-13/96

4. KT/KTA-Winterseminar. 25. und 26. Januar 1996 in Salzgitter Alterungsmanagement in Kernkraftwerken Salzgitter, Mai 1996

BfS-KT-14/96

Philippczyk, F, Hutter, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung 1995 in der Bundesrepublik Deutschland Salzgitter, Juni 1996

BfS-KT-15/96

Berg, H.P., Görtz, R., Schaefer, T., Schott, H. Quantitative probabilistische Sicherheitskriterien für Genehmigung und Betrieb kerntechnischer Anlagen: Status und Entwicklung im internationalen Vergleich Salzgitter, September 1996

BfS-KT-16/97

Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse. Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke – Dezember 1996 Salzgitter, Juni 1997

BfS-KT-17/97

Arbeitsgruppe Schutzzielkonzept. Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks Übersicht über die übergeordneten Anforderungen, Dezember 1996 Salzgitter, Juni 1997

BfS-KT-18/97

Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse. Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen – März 1997 Salzgitter, Juni 1997

BfS-KT-19/97

Gelfort, E.; Krüger, F.W. Wiederaufarbeitungsanlagen für Kernbrennstoff in der Russischen Föderation Salzgitter, Juni 1997

BfS-KT-19/97-REV-1

Gelfort, E.; Krüger, F.W. Wiederaufarbeitungsanlagen für Kernbrennstoff in der Russischen Föderation - Statusbericht 1999 -Salzgitter, November 1999

BfS-KT-20/97

Philippczyk, F.; Hutter, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung 1996 in der Bundesrepublik Deutschland Salzgitter, Juni 1997 (*nicht im Internet*)

BfS-KT-21/98

Philippczyk, F.; Hutter, J. Stand und Entwicklung der Kernenergienutzung 1997 in der Bundesrepublik Deutschland Salzgitter, April 1998 (*nicht im Internet*)

BfS-KT-22/99

Engel, K.; Gersinska, R.; Kociok, B. Viertes Expertengespräch zum BMU/BfS-Konzept "Mensch-Maschine-Wechselwirkung in Kernkraftwerken" am 14. und 15. April 1999 beim Bundesamt für Strahlenschutz in Salzgitter Salzgitter, April 1999

BfS-KT-23/99

Berg, H.P.; Schaefer, Th. Current Level 1 PSA Practices in Germany Salzgitter, Oktober 1999

BfS-KT-24/00

Krüger, F.-W.; Spoden, E. Untersuchungen über den Luftmassentransport von Standorten Kerntechnischer Anlagen Ost nach Deutschland Salzgitter, Mai 2000

BfS-KT-25/00

Klonk, H.; Hutter, J.; Philippczyk, F.; Wittwer, C. Zusammenstellung der Genehmigungswerte für Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser aus kerntechnischen Anlagen der Bundesrepublik Deutschland (Stand Juli 2000) Salzgitter, Oktober 2000

BfS-KT-26/01

Philippczyk, F.; Hutter, J.; Schmidt, I. Statusbericht zur Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland 2000 Salzgitter, Mai 2001

BfS-KT-27/02

Philippczyk, F.; Hutter, J.; Schneider,M. Statusbericht zur Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland 2001 Salzgitter, Oktober 2002

Ab 1. Februar 2003 SK

BfS-SK-01/03

Berg, H.-P.; Fröhmel, T.; Görtz, R.; Schimetschka, E.; Schott, H. Quantitative probabilistische Sicherheitskriterien für Genehmigung und Betrieb kerntechnischer Anlagen: Status und Entwicklung im internationalen Vergleich Salzgitter, Juni 2003

BfS-SK-02/03

Philippczyk, F.; Hutter, J.; Schneider,M. Statusbericht zur Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland 2001 Salzgitter, November 2003

BfS-SK-03/03

Berg, H.-P.; Görtz, R.; Schimetschka, E. Quantitative Probabilistic Safety Criteria for Licensing and Operation of Nuclear Plants Comparison of the International Status and Development Salzgitter, November 2003

BfS-SK-04/04

Philippczyk, F.; Hutter, J.; Rehs, B.; Schneider, M. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2003 Salzgitter, August 2004

BfS-SK-05/05

Philippczyk, F.; Borrmann, F.; Hutter, J.; Schneider, M. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2004 Salzgitter, Juli 2005

BfS-SK-06/06

Bredberg, I.; Borrmann, F.; Hutter, J.; Schell, H.; Schneider, M.; Wähning, R.; Hund, W. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2005 Salzgitter, August 2006

BfS-SK-07/07

Bredberg, I.; Hutter, J.; Schell, H.; Schneider, M.; Wähning, R. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2006 Salzgitter, Juli 2007

BfS-SK-08/08

Görtz, R. An Identity on Alternating Sums of Squares of Binomial Coefficients Salzgitter, Februar 2008

BfS-SK-09/08

Bredberg, I.; Hutter, J.; Schell, H.; Schneider, M.; Wähning, R. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2007 Salzgitter, August 2008

BfS-SK-10/08

Berg, H.P.: Görtz, R.; Mahlke, J.; Reckers, J.; Scheib, P.; Weil, L. The POS Model for Common Cause Failure Quantification Draft Aug-21-2008 Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik Salzgitter, November 2008

BfS-SK-11/08

Hutter, J.; Koch, W.; Rehs, B.; Schell, H.; Schneider, M.; Schulz, R. State and Development of Nuclear Energy Utilization in the Federal Republic of Germany 2007 Department of Nuclear Safety Salzgitter, November 2008

BfS-SK-12/09

urn:nbn:de:0221-2009082104 Bredberg, I.; Hutter, J.; Koch, W.; Rehs, B; Schneider, M.; Schulz, R. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2008 Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik Salzgitter, September 2009

BfS-SK-13/10

urn:nbn:de:0221-2010011203 Bredberg, I.; Hutter, J.; Koch, W.; Rehs, B.; Schneider, M.; Schulz, R. State and Development of Nuclear Energy Utilization in the Federal Republic of Germany 2008 Department of Nuclear Safety Salzgitter, Januar 2010

BfS-SK-14/10

urn:nbn:de:0221-201007052619 Bredberg, I.; Hutter, J.; Koch, W.; Kühn, K.; Philippczyk, F.; Schulz, R. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2009 Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik Salzgitter, Juli 2010

BfS-SK-15/10

urn:nbn:de:0221-201009073052 Bredberg, I.; Hutter, J.; Koch, W.; Kühn, K.; Philippczyk, F.; Schulz, R. State and Development of Nuclear Energy Utilization in the Federal Republic of Germany 2009 Salzgitter, September 2010

BfS-SK-16/11

urn:nbn:de:0221-201105105856 Bredberg, I.; Hutter, J.; Kühn, K.; Philippczyk, F.; Schulz, R. Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2010 Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik Salzgitter, Mai 2011

BfS-SK-17/11

urn:nbn:de:0221-201108016010 Bredberg, I.; Hutter, J.; Kühn, K.; Philippczyk, F.; Schulz, R. State and Development of Nuclear Energy Utilization in the Federal Republic of Germany 2010 Salzgitter, August 2011

BfS-SK-18/12

urn:nbn:de:0221-201203027611 Bejdakic, E.; Fischer, B.; Hellmich, M.; Hutter, J.; Kopisch, Ch.; Krauß,M.; Link, L.; Mahlke, J.; Meiß, S.; Niedzwiedz, K.; Philipps, K.; Reiner, M.; Sachse, A.; Schaper, A.; Scheib, P.; Schneider, M.; Seidel, F. Die Katastrophe im Kernkraftwerk Fukushima nach dem Seebeben vom 11. März 2011 Beschreibung und Bewertung von Ablauf und Ursachen Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik Salzgitter, März 2012

| Verantwortung für Mensch und Umwelt |

Kontakt: Bundesamt für Strahlenschutz Postfach 10 01 49 38201 Salzgitter Telefon: + 49 3018 333-0 Telefax: + 49 3018 333-1885 Internet: www.bfs.de E-Mail: ePost@bfs.de Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.

