

Fukushima Daiichi 11. März 2011

Unfallablauf | Radiologische Folgen



Inhalt

1	Einführung	3
----------	-------------------	----------

2	Standort Fukushima Daiichi	4
----------	-----------------------------------	----------

3	Unfallablauf	6
3.1	Erdbeben und Tsunami	6
3.2	Auslegung und Unfallablauf Block 1	8
3.2.1	Auslegung des Blocks 1	8
3.2.2	Chronologie des Unfallablaufs in Block 1	11
3.3	Auslegung und Unfallabläufe Blöcke 2 und 3	14
3.3.1	Auslegung der Blöcke 2 und 3	14
3.3.2	Chronologie des Unfallablaufs in Block 2	16
3.3.3	Chronologie des Unfallablaufs in Block 3	20
3.4	Chronologie des Unfallablaufs in Block 4	23
3.5	Chronologie des Unfallablaufs in den Blöcken 5 und 6	25

4	Kenntnisstand zu den Kernschäden in den Blöcken 1 bis 3	26
----------	--	-----------

5	Radiologische Folgen des Unfalls	29
5.1	Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe	29
5.2	Radiologische Situation auf dem Anlagengelände	31
5.3	Kontamination in der weiteren Umgebung	34
5.4	Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung	36

6	Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen am Standort	44
6.1	Bisherige Maßnahmen und Status quo	44
6.2	Geplante Maßnahmen bis zum Rückbau	48

7	INES-Einstufung des Unfalls	52
----------	------------------------------------	-----------

8	Quellen	54
----------	----------------	-----------

Impressum

Herausgeberin

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Autoren: Uwe Büttner, Sven Dokter, Verena Güllmann, Jörg Kaulard, Yvonne Kilian-Hülsmeier, Horst May, Oliver Mildenberger, Thorsten Stahl, Norbert Wetzel

Fachliche Leitung: Gunter Pretzsch, Reinhard Stück

Redaktion: Sven Dokter, Horst May, Sabine Roggenkämper

Grafische Konzeption: Lengowski und Partner (Köln), Vivian Scheithe

Grafiken: Dieter Komp

Umschlaggestaltung: Regina Knoll, Vivian Scheithe

Satz/ Layout: Media Cologne Kommunikationsmedien GmbH

März 2012

1 Einführung

Am 11. März 2011 ereignete sich vor der Ostküste der japanischen Hauptinsel Honshu das schwerste Erdbeben seit Beginn entsprechender Aufzeichnungen in Japan. Das Beben und vor allem der dadurch verursachte Tsunami verwüsteten weite Gebiete im Osten Japans und führten zu einer enormen Zahl an Opfern: Bis Januar 2012 verzeichnete die offizielle Statistik 15.844 Tote und 5.891 Verletzte, weit über 3.000 Menschen gelten nach wie vor als vermisst. Schätzungen zufolge wurden rund eine Million Gebäude zerstört oder beschädigt.

Am Kernkraftwerksstandort Fukushima Daiichi verursachte der Tsunami den fast vollständigen Ausfall der Stromversorgung von vier der insgesamt sechs Reaktorblöcke. In der Folge kam es zu dem nach Tschernobyl schwersten Reaktorunfall. Vor allem in den ersten Tagen des Unfalls gelangten dabei erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre. Diese massiven Freisetzungen führten zu großflächigen Kontaminationen des Umlands. Weit mehr als 100.000 Menschen waren von Evakuierungen oder Empfehlungen zum Verlassen ihres Wohnorts betroffen. Die Höhe der Freisetzungen führte dazu, dass der Unfall auf der höchsten Stufe der *International Nuclear and Radiological Event Scale* (INES 7) eingeordnet wurde.

Der Unfall von Fukushima war und ist Gegenstand verschiedener Aktivitäten und Projekte der GRS. Mit ihrem Notfallzentrum wertete sie vom 11. März bis Anfang Juli 2011 verfügbare Informationen aus und erstellte im Auftrag des Bundesumweltministeriums (BMU) über 200 öffentlich abrufbare Lageberichte. Seit Mitte 2011 analysiert die GRS in zwei vom BMU und Bundeswirtschaftsministerium geförderten Projekten den Unfallhergang und erarbeitet eigene Simulationsrechnungen. Im Rahmen des BMU-Projekts wurde im Herbst 2011 ein erster Zwischenbericht veröffentlicht; ein weiterer folgt nach Abschluss der ersten Projektphase voraussichtlich Mitte 2012. Zusätzlich zu den projektbezogenen Arbeiten wurde eine sogenannte Weiterleitungsnachricht mit Empfehlungen für eine weitere Optimierung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke erarbeitet.

Mit dem vorliegenden Bericht soll der interessierten Öffentlichkeit die Gelegenheit geboten werden, sich einen Überblick über den Kenntnisstand ein Jahr nach dem Unfall zu verschaffen. Entsprechend der inhaltlichen Schwerpunkte der fachlichen Arbeiten der GRS liegt der Fokus dabei auf der Darstellung des Unfallhergangs und der radiologischen Folgen im näheren Umfeld des Standorts. Dazu werden die wesentlichen Maßnahmen erläutert, die bislang am Standort zur Bewältigung der Unfallfolgen ergriffen wurden, und eine Zusammenfassung der weiteren Planungen des Betreibers dargestellt.

2 Standort Fukushima Daiichi

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

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

Das gesamte Anlagengelände hat eine Fläche von ca. 3,5 Quadratkilometern und umfasst neben den sechs Blöcken weitere Einrichtungen und Gebäude. Zu den Blöcken eins bis vier gehören zum Meer hin vorgelagerte Maschinenhäuser, in denen sich die Dampfturbinen, die Stromgeneratoren sowie die Notstromdieselgeneratoren befinden. Jeweils zwei Maschinenhäuser bilden baulich eine Einheit. Die Blöcke eins und zwei sowie drei und vier teilen sich jeweils einen Abluftkamin. Die Blöcke fünf und sechs liegen einige hundert Meter entfernt in nördlicher Richtung. Zu den übrigen Gebäuden gehören u. a. ein Verwaltungsgebäude, Stromverteilungseinrichtungen und ein Abfallbehandlungsgebäude. Seit 1997 befindet sich in unmittelbarer Nachbarschaft der Blöcke 3 und 4 auch ein separat errichtetes Gebäude mit einem großen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. Außerdem ist eine Einrichtung zur Trockenlagerung von Behältern mit abgebrannten Brennelementen vorhanden.

Alle sechs Blöcke des Standorts Daiichi basieren auf den Siedewasserreaktor-Baureihen BWR 3 bis BWR 5 des US-Unternehmens General Electric. Die Blöcke eins bis fünf besitzen einen Sicherheitsbehälter (*Primary Containment Vessel*, nachfolgend: Containment) vom Typ Mark I, der Block sechs wurde mit einem weiterentwickelten Sicherheitsbehälter vom Typ Mark 2 ausgerüstet.

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

Daiichi Block 1 sollte ursprünglich Anfang 2012 stillgelegt werden. Die japanische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde hatte allerdings im Februar 2011 eine Verlängerung der Laufzeit um zehn Jahre genehmigt.

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

Abb. 2.1: Daten zum Standort Fukushima Daiichi.

Abb. 2.2: Der Standort vor dem Erdbeben. Im Vordergrund sind (von links nach rechts) die Blöcke 4 bis 1 zu sehen, weiter hinten befinden sich die Blöcke 5 und 6 (Quelle: TEPCO).



3 Unfallablauf

Die nachfolgenden Abschnitte bieten einen Überblick über den Unfallablauf in seinen wesentlichen Zügen. Diese Chronologie der Ereignisse wird für die einzelnen Blöcke separat dargestellt. Die Darstellung endet jeweils mit dem Zeitpunkt, zu dem für den jeweiligen Block eine Stromversorgung über das Stromnetz und eine stabile Einspeisung von Wasser in den Reaktor und das Brennelementlagerbecken gegeben war. Sowohl für diesen Zeitraum als auch für die nachfolgenden Wochen und Monate bleibt festzustellen, dass mit dem heutigen Kenntnisstand nicht alle Vorgänge hinreichend bekannt oder erklärbar sind.

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

3.1 Erdbeben und Tsunami

Am 11. März 2011 ereignete sich um 14:46 Uhr Ortszeit (6:46 MEZ) vor der Ostküste der japanischen Hauptinsel Honshu das schwerste Erdbeben seit Beginn entsprechender Aufzeichnungen in Japan. Durch dieses Erdbeben wurde ein Tsunami ausgelöst, der neben den unmittelbaren Erdbebeneinwirkungen in den betroffenen Regionen im Osten Honshus erheblich zu der hohen Zahl an Opfern und den enormen Schäden beitrug.

Erdbeben

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

Das durch einen solchen Entlastungsprozess ausgelöste Tohoku-Beben hatte eine Stärke von 9,0 Mw (Momentmagnitudenskala) und dauerte rund 150 Sekunden. Es ereignete sich vor Küste der Präfektur Miyagi. Der Erdbebenherd – das sogenannte Hypozentrum – lag in etwa 30 km Tiefe, rund 130 km östlich der Stadt Sendai. Am Meeresboden traten ein Horizontalversatz von ≤ 15 m und ein Vertikalversatz von ≤ 9 m auf. Diesem Hauptbeben gingen am 9. März 2011 ein starkes Vorbeben mit einer Momentmagnitude von 7,3 sowie mehrere schwächere Vorbeben voraus. Die Nachbebenaktivität war – zum Teil lediglich messtechnisch – noch über Monate hinweg zu verfolgen.

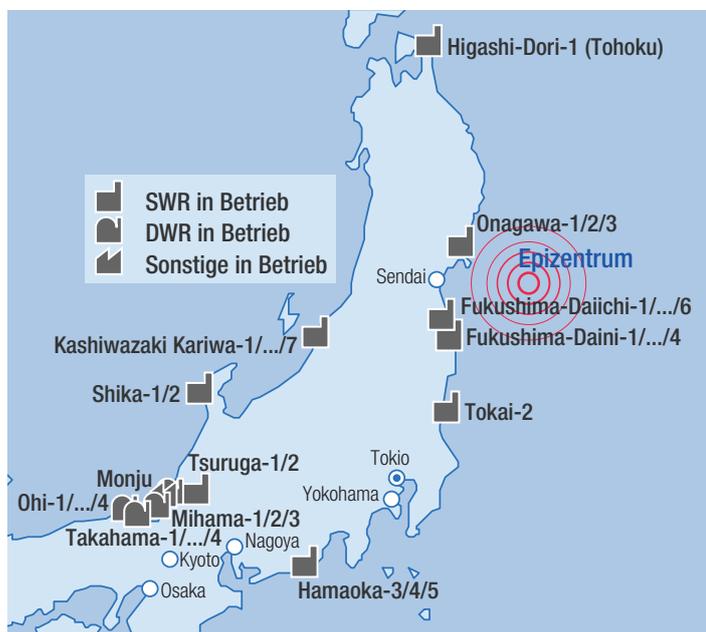


Abb. 3.1: Lage des Epizentrums des Erdbebens vom 11. März 2011.

Tsunami

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

Durch ein Erdbeben wird ein Tsunami typischerweise dann ausgelöst, wenn das Beben drei Kriterien erfüllt: (1) Die Erdbebenstärke beträgt mindestens 6,5 Mw, (2) beim Beben wird eine der beteiligten tektonischen Platten nicht nur horizontal sondern auch deutlich vertikal bewegt und (3) das Hypozentrum liegt verhältnismäßig dicht unter dem Meeresgrund. Diese drei Komponenten waren bei dem Tohoku-Erdbeben gegeben (Erdbebenstärke: Mw = 9,0, Vertikalversatz: ≤ 9 m, Hypozentrum: 30 km Tiefe). Abschätzungen zufolge wurde durch den Vertikalversatz ein Wasservolumen von rund 125 Kubikkilometern (etwa 125 Milliarden Tonnen Wasser) in kürzester Zeit bewegt und so der Tsunami ausgelöst.

Der Tsunami erreichte den dem Hypozentrum nächsten Punkt der japanischen Küste (nahe Sanriku) nach etwa 30 Minuten. In östlicher Richtung erreichten die Wellen Hawaii nach etwa 8 Stunden, die US-amerikanische Pazifikküste nach gut 9 Stunden und Chile nach 22 Stunden [2]. An der Pazifikküste der japanischen Hauptinsel Honshu variierte die maximale Höhe der Tsunamiwellen zwischen etwa 0,6 m und mehr als 10 m. In Tokyo wurden z. B. 1,3 m, in Onahama (Präfektur Fukushima) 3,3 m und



Abb. 3.2: Von einer Überwachungskamera aufgenommenes Bild einer Tsunami-Welle (Bildmitte, rechts neben dem Abgaskamin), die sich beim Auftreffen auf den Standort auftürmt. Zwischen den beiden Abgaskaminen ist der obere Teil des Reaktorgebäudes von Block 4 mit einer Höhe von über 40 Metern erkennbar (Quelle: TEPCO).

in Soma (Präfektur Fukushima) mehr als 9 m ermittelt. Insgesamt wurde eine Fläche von 561 km² durch den Tsunami überflutet [2]. Den Standort des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi erreichten erste größere Wellen um 15:27 Uhr und 15:35 Uhr, die Hauptwelle traf um 15:41 Uhr Ortszeit ein, also 55 Minuten nach dem Erdbeben [4]. Dort wurde eine Wellenhöhe von rund 15 m erreicht [5].

Auslegung gegen Tsunami am Standort Fukushima Daiichi

Die ursprüngliche Tsunami-Auslegung der Anlage Fukushima Daiichi betrug 3,1 – 3,7 m und bezog sich auf die höchsten Wellen, die nach dem Erdbeben in Chile im Jahr 1960 etwa 40 km südlich der Anlage Fukushima Daiichi gemessen worden waren. Im Jahr 2002 ergab eine erneute Tsunami-Bewertung eine Auslegungshöhe von 5,1 – 5,2 m. Die Grundlage dafür bildeten historische Tsunamis, wobei nur wenige verlässliche Aufzeichnungen existieren. Im Jahr 2008 wurde von TEPCO erneut eine Tsunami-Bewertung durchgeführt. Dabei wurden Höhen von etwa 15 m ermittelt. In einem weiteren Modell auf der Grundlage eines Tsunami im Jahr 869 ergaben sich Höhen von etwa 9 m. Diese Tsunamihöhen wurden jedoch als Auslegungsgrundlage wieder verworfen, da sie als nicht belastbar angesehen wurden [4], [6].



Abb. 3.3: Beginn der Überflutung des Anlagengeländes, aufgenommen von einer Überwachungskamera. Aus späteren Luft- und Satellitenaufnahmen wurde ersichtlich, dass einige Tanks von der Art der hier gezeigten durch den Tsunami zerstört bzw. von ihrem ursprünglichen Standort weggerissen und landeinwärts getragen wurden (Quelle: TEPCO).

3.2 Auslegung und Unfallablauf Block 1

3.2.1 Auslegung des Blocks 1

Der Aufbau eines Siedewasserreaktors vom Typ GE Mark I ist in den ► Abb. 3.4 und 3.5 schematisch dargestellt. Das Reaktorgebäude besteht in seinem unteren Teil aus einer massiven Stahlbetonkonstruktion. Während die Inneren baulichen Strukturen wie etwa der sogenannte Biologische Schild vor allem der Strahlungsabschirmung dienen, soll die Außenwand die im Inneren des Gebäudes liegenden Komponenten vor äußeren Einwirkungen schützen. Am oberen Ende dieses Gebäudeteils befindet sich unter anderem das Brennelementlagerbecken (auch als Abklingbecken bezeichnet), in dem die abgebrannten Brennelemente vor ihrem Abtransport aus der Anlage für einen Zeitraum von etwa drei bis fünf Jahren gelagert werden. Über dem nach oben offenen Becken befindet sich eine Halle, der sogenannte Beckenflur. Außenwände und Decke dieser Halle bestehen aus einer Stahlgerüstkonstruktion, auf der Betonplatten befestigt sind.

Reaktordruckbehälter und Containment

Reaktordruckbehälter. Im Zentrum des Reaktorgebäudes befindet sich der Reaktordruckbehälter (RDB). Der RDB enthält den Reaktorkern, der beim Block 1 aus 400 Brennelementen mit insgesamt 68 Tonnen Kernbrennstoff (Urandioxid) besteht. Der Reaktorkern nimmt dabei nur einen verhältnismäßig kleinen Teil des RDB ein: Während der RDB insgesamt eine Höhe von 19,7 m aufweist, beträgt die Höhe des Kerns nur 3,66 m. Die Wand des RDB besteht aus 16 cm dickem Stahl und ist an verschiedenen Stellen mit Öffnungen versehen. Vor allem im unteren Bereich bzw. am Boden des RDB befinden sich zahlreiche Durchführungen, durch die – wie

bei Siedewasserreaktoren üblich – beispielsweise die zum Reaktorkern gehörenden Steuerstäbe eingefahren werden. Die Vielzahl der Öffnungen im Bodenbereich macht den RDB im Vergleich zu dem von Druckwasserreaktoren im Fall des Kernschmelzens anfälliger für den Austritt der Schmelze.

Containment. Das Containment besteht aus der Druckkammer und der Kondensationskammer. Der RDB befindet sich in der Druckkammer. Diese besteht aus einem birnenförmigen Stahlgefäß mit ca. 4 cm Wandstärke. Die Kondensationskammer umgibt als ringförmiger Torus die Druckkammer und ist mit dieser über Rohrleitungen verbunden. Die Kondensationskammer ist teilweise mit Wasser gefüllt und dient dazu, bei bestimmten Störungen und Störfällen den Druck im RDB bzw. der Druckkammer zu senken. Kommt es z. B. zu einem Leckstörfall, gelangt der in die Druckkammer austretende Dampf in die Kondensationskammer. Dort wird der Dampf durch das in der Kondensationskammer befindliche Wasser kondensiert. Dies führt dazu, dass der Druck im Containment sinkt.

Das gesamte Containment ist mit Stickstoff gefüllt (fachsprachlich: *inertisiert*). Grund hierfür ist, dass es bei bestimmten Stör- oder Unfällen im Reaktorkern zur Bildung von Wasserstoff kommen kann. In Verbindung mit

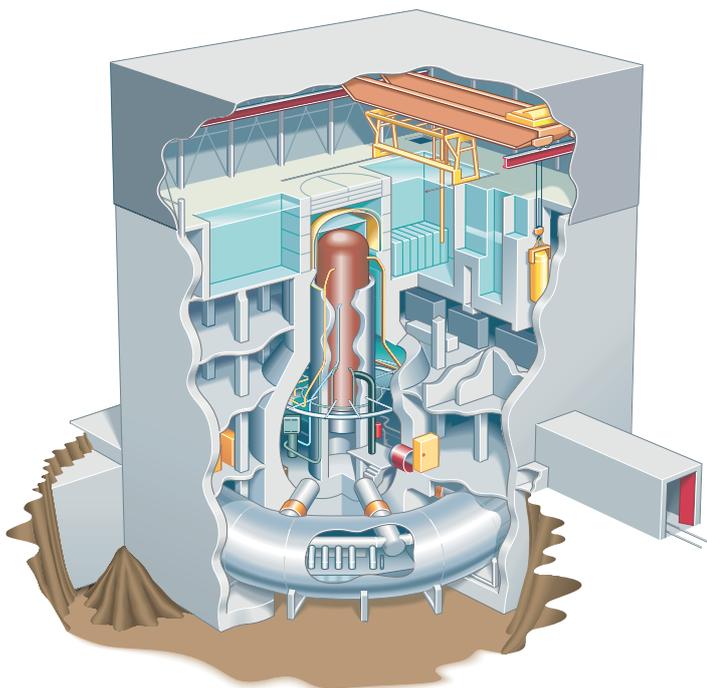


Abb. 3.4: Vereinfachte Darstellung des Reaktorgebäudes mit einem Mark I – Containment (Quelle: NRC, grafisch überarbeitet).

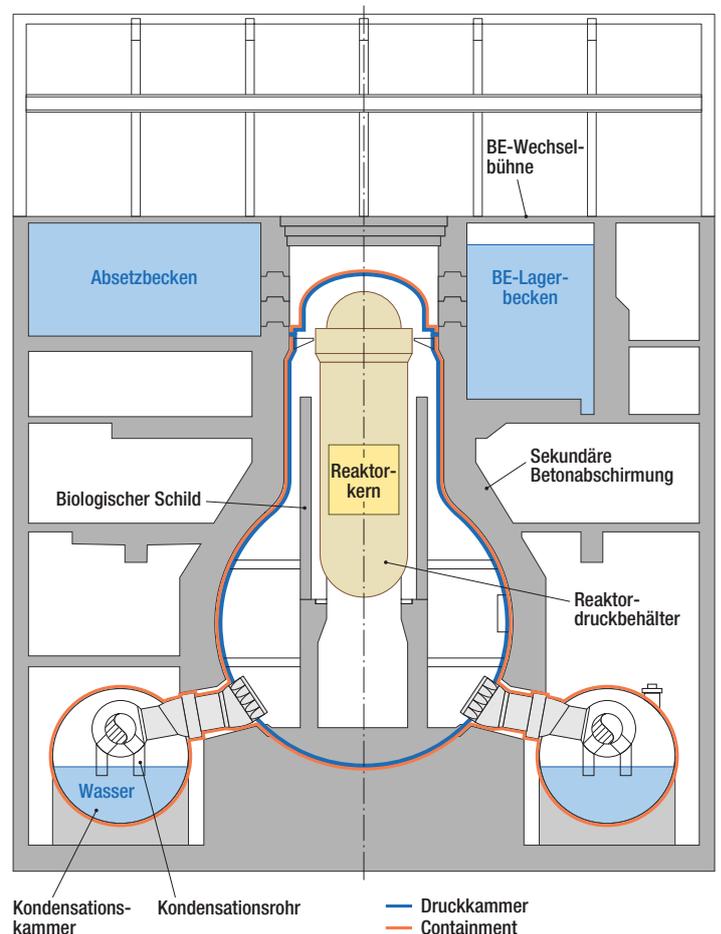


Abb. 3.5: Schematisches Schnittbild des Mark I.

Sauerstoff kann Wasserstoff sogenanntes Knallgas bilden, das zu Explosionen führen kann. Durch die Inertisierung mit Stickstoff soll die Anwesenheit von Sauerstoff in der Raumatmosphäre und damit eine Knallgasbildung verhindert werden.

Stromversorgung

Wie jedes konventionelle Großkraftwerk benötigt auch ein Kernkraftwerk (KKW) elektrischen Strom, um eine Vielzahl von Aggregaten (z. B. Pumpen) zu betreiben. Während des Leistungsbetriebs wird dazu ein Teil des erzeugten Stroms verwendet. Erzeugt ein KKW keinen Strom, so ist es für die Eigenversorgung auf andere Quellen angewiesen. Im Regelfall wird der benötigte Strom dann aus dem Netz entnommen. Block 1 verfügt dazu über drei Netzanschlüsse (Hauptnetz: 2x275 kV, Reservenetz: 1x66 kV).

Ist die Eigenversorgung über das Netz in einem sogenannten Notstromfall nicht möglich, so wird der benötigte Strom durch Notstromdiesel erzeugt. Block 1 verfügt über zwei wassergekühlte Dieseldieselgeneratoren, von denen jeder 100 % der bei Störungen oder Störfällen benötigten Leistung liefern kann. Diese Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Turbinengebäudes (► Abb. 3.6), das sich seeseitig an das Reaktorgebäude anschließt.

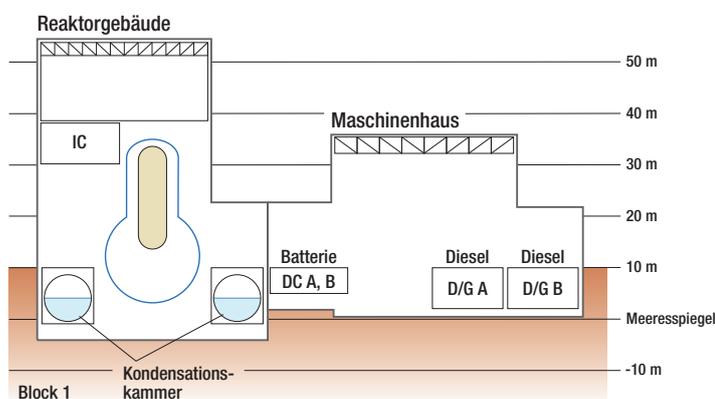


Abb. 3.6: Lage der Notstromdiesel und der Batterie in Block 1.

Eine Situation, in der die Stromversorgung weder über das Netz noch über die Notstromdiesel erfolgen kann, wird als *station blackout*, kurz: SBO, bezeichnet (Anm.: In manchen Ländern wird unter SBO auch schon der Ausfall alleine der Stromversorgung über das Netz verstanden). In einem solchen Fall kann für einen begrenzten Zeitraum noch eine Versorgung ausgewählter Komponenten durch Batterien mit einer Spannung von 125 Volt erfolgen. Die Batteriekapazität in Block 1 ist so bemessen, dass bei der für einen solchen Fall unterstellten Beanspruchung eine Versorgung für etwa 10 Stunden gegeben sein sollte.

Not- und Nachkühlung und Bespeisung

Auch nach der Beendigung der Kettenreaktion wird in einem Reaktorkern noch Wärme durch radioaktiven Zerfall erzeugt. Wenige Sekunden nach einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) beträgt die Nachzerfallsleistung noch rund 6,5 %, nach einer Stunde ca. 1,6 % und nach einem Tag etwa 0,8 % der während des vorherigen Betriebs erzeugten thermischen Leistung. Auch wenn die Nachzerfallsleistung damit relativ gesehen sehr schnell abnimmt, ist die absolute Wärmeleistung wegen der hohen Ausgangsleistung immer noch sehr groß: Block 1 verfügte über eine thermische Leistung von 1.380 Megawatt (MW); eine Stunde nach der RESA am 11. März 2011 herrschte in seinem Kern damit noch eine Wärmeleistung von rund 22 MW oder 22.000 Kilowatt.

Die Nachzerfallswärme muss in jedem KKW aus dem Reaktorkern bzw. dem RDB abgeführt werden. Dies wird als Nachkühlung bezeichnet. Wird über einen längeren Zeitraum keine Wärme abgeführt, so heizt sich der Kern auf. Je nachdem, welche Temperaturen erreicht werden, kann es in der Folge zu Kernschäden (ab ca. 900 °C) bis hin zu einem Schmelzen des Kernbrennstoffs (bei ca. 3.100 °C für Uranoxid) kommen. Ob solche Temperaturen erreicht werden, hängt entscheidend von zwei Faktoren ab: der Höhe der Nachzerfallsleistung und der Länge des Zeitraums, über den keine Nachkühlung erfolgt.

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

Reactor Shutdown Cooling System. Mit dem Reactor Shutdown Cooling System (► Abb. 3.7) wird das Kühlmittel (das bei Siede- und Druckwasserreaktoren im Wesentlichen aus demineralisiertem Wasser besteht) aus dem RDB entnommen und über einen Wärmetauscher geführt. Der Wärmetauscher wird seinerseits mit dem Nebenkühlwasser (aus Meer entnommen) gekühlt. Das abgekühlte Medium wird wieder in den RDB eingespeist.

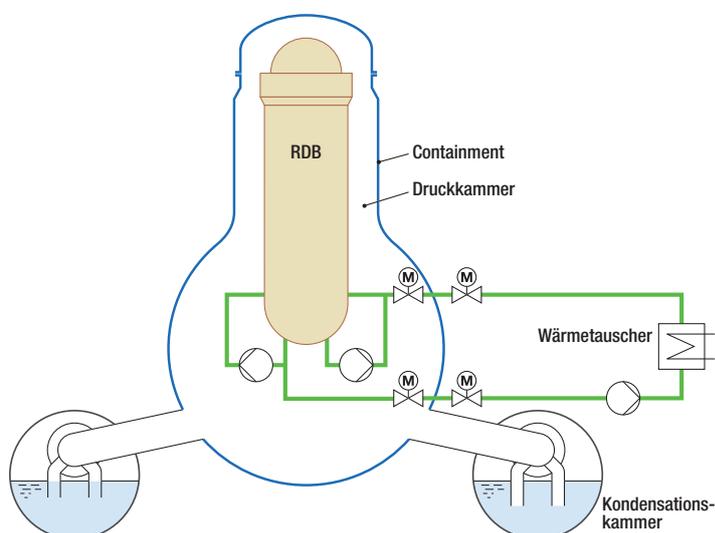


Abb. 3.7: Schematische Darstellung des Reactor Shutdown Cooling System.

Die Entnahme und das Einspeisen des Kühlmittels erfolgt durch elektrisch betriebene Pumpen. Dieses System wird wie auch die weiteren hier beschriebenen im Notstromfall über die Notstromdiesel versorgt.

Notkondensationssystem. Mit dem Notkondensationssystem (*Isolation Condenser, IC*) wird im RDB verdampftes Kühlmittel – der sogenannte Frischdampf – kondensiert. Der IC (► Abb. 3.8) funktioniert nach dem Prinzip eines Wärmetauschers: Der Frischdampf strömt durch Rohrleitungen, die durch zwei mit Wasser gefüllte Behälter führen. Über die Rohrleitungen wird die Wärme an das Wasser abgegeben. Der so in den Behältern entstehende Dampf und damit die Wärme werden aus der Anlage an die Umgebung abgegeben. Dadurch sinkt die Temperatur in den Rohrleitungen soweit ab, dass der Frischdampf kondensiert und das nun flüssige Kühlmittel wieder in den RDB zurückläuft. Der IC ist zweisträngig aufgebaut, d. h. der Betrieb kann entweder nur über einen der beiden Behälter oder über beide zusammen erfolgen.

Der IC funktioniert ohne elektrische Pumpen. Lediglich für das Öffnen und Schließen der Ventile des Systems wird Gleichstrom benötigt, so dass für die Inbetriebnahme des IC eine Stromversorgung aus der Batterie ausreicht. Der IC kann damit auch im Fall eines SBO betrieben werden. Das Wasser in den zwei Behältern des IC reicht aus, um die Nachzerfallswärme rund 8 Stunden lang abzuführen. Wird zusätzlich Wasser in die Behälter eingespeist, kann der Betrieb entsprechend verlängert werden.

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

Das HPCI (► Abb. 3.9) dient dazu, gegen höhere RDB-Drücke Kühlmittel in den RDB zu pumpen (Bespeisung). Die dafür vorgesehene Pumpe wird nicht mit elektrischem Strom, sondern über eine Turbine mit dem Frisch-

dampf aus dem RDB angetrieben. Der Frischdampf wird anschließend in die Kondensationskammer geleitet. Das System kann das Kühlmittel sowohl aus der Kondensationskammer als auch aus dem Kondensatvorratsbehälter ansaugen. Wie der IC benötigt das HPCI lediglich Batteriestrom zur Steuerung und kann damit ebenfalls während eines SBO betrieben werden. Das System ist einsträngig aufgebaut.

Das Kernsprühsystem (*Core Spray System*) dient der Bespeisung des RDB im Niederdruckbereich. Das Wasser wird aus der Kondensationskammer angesaugt und mit elektrisch betriebenen Pumpen in den RDB gespeist. Das System ist zweisträngig aufgebaut.

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

Druckbegrenzung

Der RDB und das Containment sind jeweils für einen bestimmten Maximaldruck ausgelegt (Containment: 5,3 bar). Wird dieser überschritten, besteht die Gefahr, dass die Behälter beschädigt und dadurch undicht werden. Durch entsprechende Systeme muss deshalb eine Begrenzung des Drucks auf die jeweils zulässigen Druckbereiche sichergestellt werden. Vom dem im RDB herrschenden Druck hängt darüber hinaus auch ab, ob und ggf. mit welchen internen Systemen oder externen Mitteln Kühlmittel in den RDB eingespeist werden kann.

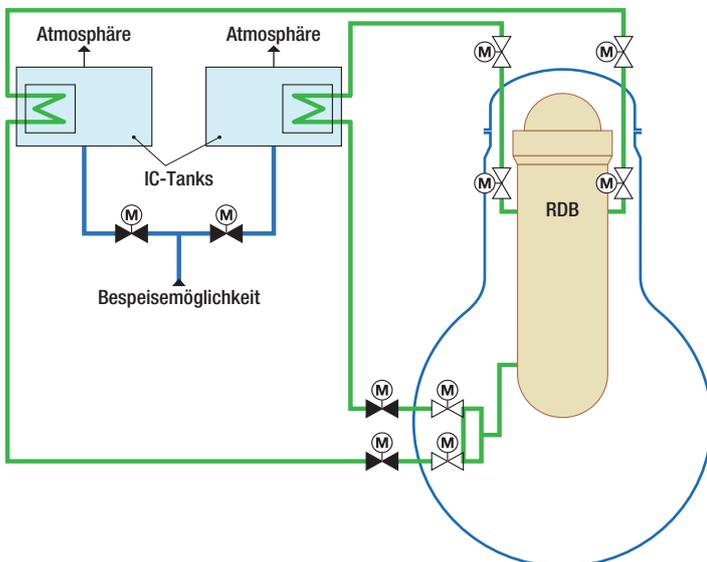


Abb. 3.8: Schematische Darstellung des Notkondensators (*Isolation Condenser, IC*).

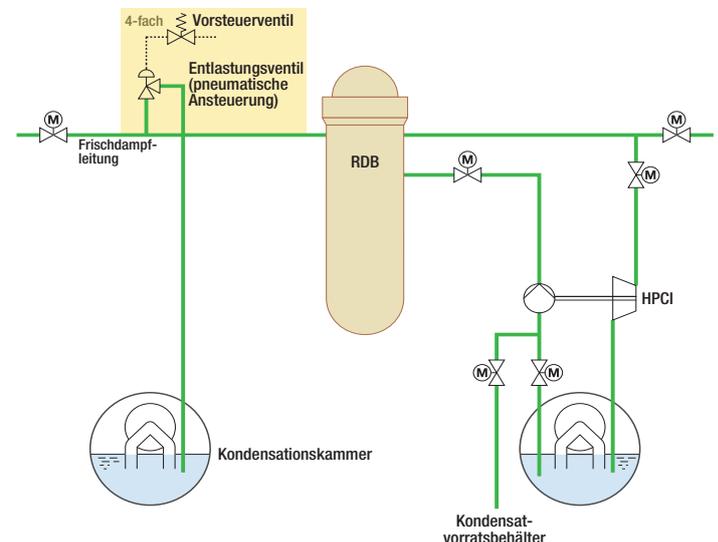


Abb. 3.9: Schematische Darstellung des Hochdruckeinspeisesystems (*High-pressure Coolant Injection System, HPCI*) und der Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile).

Kann die Nachzerfallswärme durch Ausfall der entsprechenden Systeme nicht abgeführt werden, steigt der Druck im RDB. Bei Erreichen eines bestimmten Druckwerts werden pneumatisch gesteuerte Ventile (Sicherheits- und Entlastungsventile, kurz: S/E-Ventile, ► Abb. 3.9) geöffnet und der Frischdampf in die Kondensationskammer abgeblasen. Das Öffnen und Schließen dieser Ventile erfolgt über federbelastete Magnetvorsteuerventile. Zur Druckregelung unterhalb des Maximalwerts ist damit Gleichstrom erforderlich, etwa aus der Batterie. Lediglich bei Erreichen des Maximalwerts öffnen die Vorsteuerventile und über diese die pneumatischen Ventile, ohne dass dazu eine Stromversorgung gegeben sein muss. Das Abblasen des Frischdampfs aus dem RDB führt zu einem Temperatur- und Druckanstieg in der Kondensationskammer, was schließlich zu einem steigenden Druck im gesamten Containment führt. Um den Druck im Containment zu begrenzen, wird ein Druckentlastungssystem (auch als Ventingsystem bezeichnet, ► Abb. 3.10) eingesetzt. Dabei kann eine Druckentlastung sowohl aus der Druckkammer als auch aus der Kondensationskammer erfolgen. Die Ventile werden ebenfalls pneumatisch gesteuert. Zur Betätigung der Ventile werden nicht-federbelastete Magnetvorsteuerventile eingesetzt. Das bedeutet, dass diese, im Unterschied zu den S/E-Ventilen, ausschließlich über eine Gleichstromversorgung geöffnet und geschlossen werden und nicht bei einem Maximaldruck selbsttätig öffnen können. Zusätzlich zu den pneumatisch gesteuerten Ventilen muss für eine Druckentlastung ein weiteres, motorgesteuertes Ventil geöffnet werden, das sich zwischen den o. g. Ventilen und dem Abgaskamin befindet. Bei diesem Vorgang, der auch als *Venting* bezeichnet wird, wird das Gasgemisch (d. h. im wesentlichen Wasserdampf, aber auch Wasserstoff und radioaktive Stoffe) ungefiltert über den Abgaskamin in die Atmosphäre abgegeben. Damit ist im Fall eines Kernschadens zwangsläufig auch eine Freisetzung radioaktiver Stoffe verbunden. Deshalb befindet sich zwischen dem motorgesteuerten Ventil und dem Abgaskamin noch eine Berstscheibe. Diese birst erst bei einem bestimmten Druck und verhindert dadurch, dass es im Fall einer fehlerhaften Öffnung der Ventile unterhalb dieses Drucks zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe kommt. Die Blöcke 1 und 2 sowie die Blöcke 3 und 4 teilen sich jeweils einen Abgaskamin, in welchen das Ventingsystem mündet.

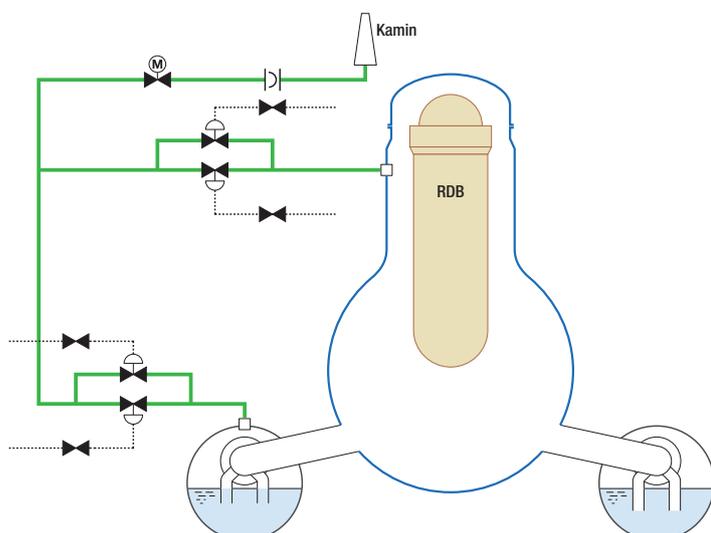


Abb. 3.10: Schematische Darstellung des Ventingsystems.

3.2.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 1

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEO-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [4]. Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben.

Erdbeben

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 1 des Kernkraftwerkes Fukushima Daiichi in Leistungsbetrieb. Der Reaktor wurde aufgrund des Erdbebens automatisch abgeschaltet. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Daraufhin starteten die beiden Notstromdiesel auslegungsgemäß. Durch den kurzzeitigen Spannungsabfall auf sicherheitstechnisch wichtigen Stromschienen kam es auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss im Frischdampfsystem. Dabei wurden mehrere Ventile innerhalb und außerhalb des Containments (die sog. Frischdampfabschlussarmaturen) geschlossen und dadurch verhindert, dass der im RDB entstehende Frischdampf aus dem Containment gelangt. In der Folge kam es zu einem Druckanstieg im RDB über den Normaldruck von rund 70 bar (► Abb. 3.11).

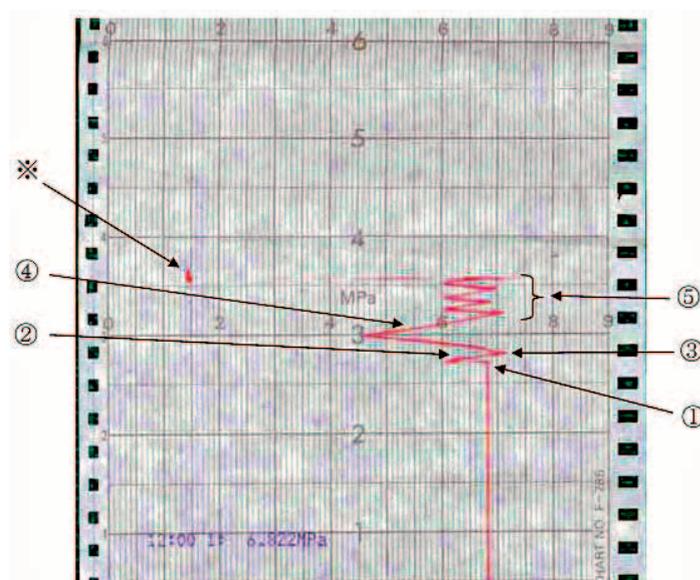


Abb. 3.11: Ausschnitt aus dem Schreiberstreifen, der den Verlauf des Drucks im RDB von Block 1 ab dem Erdbeben wiedergibt. Folgende Ereignisse sind zu erkennen: (1) Unmittelbar nach der durch das Beben ausgelösten Reaktorschnelabschaltung kollabieren die Dampfblasen im RDB, der Druck sinkt ab; (2) die Frischdampf-Isolationsventile schließen (Durchdringungsabschluss), der Druck steigt wieder an; (3) der IC startet automatisch, so dass der Druck nachfolgend solange absinkt, bis (4) der IC stoppt und der Druck wieder steigt. Nachfolgend (5) schwankt der Druck entsprechend der manuellen Betätigung des IC. Mit dem Ausfall der Stromversorgung nach Eintreffen des Tsunami endet die Schreiberaufzeichnung (roter Punkt bzw. Symbol links oben). (Quelle: Bericht der japanischen Regierung, Juni 2011).

Ausgelöst durch den Druckanstieg startete der Notkondensator (IC) um 14:52 Uhr automatisch, was zu einer Abkühlung des Kühlmittels führte. Gegen 15:03 Uhr wurde der Notkondensator manuell abgeschaltet, um die maximale betriebliche Abkühlgeschwindigkeit des Kühlmittels von 55 Kelvin pro Stunde nicht zu überschreiten. Im weiteren Verlauf wurde der Notkondensator bis 15:37 Uhr drei Mal manuell in Betrieb genommen. Nach den vorliegenden Beschreibungen war das Verhalten des Blockes nach dem Erdbeben auslegungsgemäß, was auch vom Betreiber bestätigt wird.

Eintreffen des Tsunami am Kraftwerksstandort

Gegen 15:27 Uhr erreichten die ersten Wellen des Tsunami den Kraftwerksstandort. Durch den Tsunami wurde das Nebenkühlwassersystem des Blockes überflutet und so schwer beschädigt, dass dessen Funktion im weiteren Unfallablauf nicht mehr verfügbar war. Zudem kam es zu einer Überflutung des Maschinenhauses, wodurch die darin befindlichen Notstromdiesel und die Batterien ebenfalls so stark beschädigt wurden, dass eine Notstromversorgung nicht mehr gegeben war. Aufgrund des dadurch bedingten gesamten Ausfalls der Stromversorgung war u. a. eine Überwachung der Anlagenparameter nicht mehr möglich. Der Ausfall der Gleichstromversorgung führte auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss des Notkondensators. Bei einem vollständigen Durchdringungsabschluss ist eine Funktion des Notkondensators nicht mehr gegeben. Nach Einschätzungen von TEPCO schlossen die Durchdringungsarmaturen jedoch nicht vollständig [8]. Ob in der Folge der Notkondensator zumindest noch teilweise hätte genutzt werden können, ist nicht geklärt.

Da die gesamte Stromversorgung (externe Stromversorgung sowie Notstromdiesel und Batterien) ausgefallen war, stand kein System zur Bepfeuerung und Kühlung des Reaktors zur Verfügung. Der Notkondensator als passives System war nicht verfügbar, da er zuvor manuell abgeschaltet worden war.



Abb. 3.12: Überflutung des seeseitigen Teils des Anlagengeländes durch erste Tsunamiwellen, aufgenommen von einer Überwachungskamera (Quelle: TEPCO).

Obwohl die Durchdringungsarmaturen vermutlich nicht ganz geschlossen waren, konnte das System aufgrund des Ausfalls der Batterien nicht wieder in Betrieb genommen werden.

Durch die Nachzerfallswärme wurde im Reaktor weiterhin Dampf produziert, was zu einem Druckaufbau im RDB führte. Bei einem bestimmten Druck wurde der Dampf über die Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile) in die Kondensationskammer geleitet. Dadurch fiel der Füllstand des Kühlmittels im RDB, während Druck und Temperatur in der Kondensationskammer und – wegen der Verbindung zwischen Kondensationskammer und Druckkammer – damit im gesamten Containment stiegen.

Zwischen 18:18 und 21:30 Uhr wurden verschiedene Maßnahmen ergriffen, um den Notkondensator in Betrieb zu nehmen. Um 18:18 Uhr wurden zwei Ventile vor Ort manuell geöffnet. Kurz nach Öffnen der Ventile wurde zunächst eine Dampfbildung in der Wasservorlage des IC beobachtet, die aber nach kurzer Zeit aufhörte. Es wurde daher angenommen, dass die Durchdringungsarmaturen des Notkondensators geschlossen waren. Um 18:25 Uhr wurde daraufhin eines der beiden zuvor geöffneten Ventile manuell wieder geschlossen. Diese Einzelmaßnahme ist nach heutigem Kenntnisstand nicht nachvollziehbar. In einem weiteren Versuch, den Notkondensator wieder in Betrieb zu nehmen, wurde dieses Ventil schließlich um 21:30 Uhr erneut geöffnet. TEPCO geht nach späteren Überprüfungen davon aus, dass der Notkondensator auch nach dieser Maßnahme nicht voll funktionstüchtig war [9].

Um 20:30 Uhr konnte die Beleuchtung auf der Warte provisorisch mit einem mobilen Generator wiederhergestellt werden. Gegen 23:50 Uhr wurde nach Anschluss der Instrumentierung an den Generator ein Containmentdruck von 6 bar gemessen; der nach der Auslegung zulässige Maximaldruck beträgt 5,28 bar. Daher wurde auf der Anlage mit den vorbereiteten Arbeiten für eine spätere Druckentlastung des Containments (Venting) sowie mit der Evakuierung in der Umgebung der Anlage begonnen [10].



Abb. 3.13: Blick auf das Turbinenhaus von Block 3 (links im Hintergrund) nach dem Tsunami (Quelle: TEPCO).

12. März 2011

Um 2:30 Uhr betrug der Druck im Containment etwa 8,4 bar und der Druck im RDB etwa 9 bar. Als mögliche Ursache für den niedrigen Druck im RDB werden ein in Offenstellung verbliebenes S/E-Ventil, eine Beschädigung des RDB oder die Beschädigung einer an den RDB anschließenden Leitung in Betracht gezogen [9].

Gegen 5:14 Uhr wurde schon vor dem ersten Venting ein Abfallen des Drucks im Containment sowie ein Anstieg der Strahlenbelastung bemerkt. Daher nimmt TEPCO an, dass zu diesem Zeitpunkt eine Undichtigkeit des Containments auftrat. Wodurch die Undichtigkeit verursacht wurde, ist bislang nicht endgültig geklärt. Es wird beispielsweise vermutet, dass der Deckel der Druckkammer durch den hohen Innendruck kurz angehoben wurde. Auch Undichtigkeiten an den Dichtungen von Pumpen oder Schleusentüren werden in Betracht gezogen.

Ab 5:46 Uhr wurde mit der mobilen Pumpe eines Feuerlöschwagens Frischwasser über Feuerlöschleitungen und das Kernsprühsystem in den RDB eingespeist. Mit den Vorbereitungen für diese Notfallmaßnahme war bereits am Tag zuvor begonnen worden. Aufgrund der Zerstörung der Infrastruktur kam es aber zu Verzögerungen bei der Bereitstellung des Feuerlöschfahrzeuges. Zudem konnte eine Einspeisung erst stattfinden, nachdem der Druck im RDB auf etwa 7 bar gesunken war, da die mobile Pumpe nicht gegen höhere Drücke einspeisen kann [10].

Die Evakuierung war gegen 9:00 Uhr so weit fortgeschritten, dass mit der Druckentlastung des Containments begonnen werden konnte. Aufgrund des Ausfalls der Energieversorgung sollten Ventile des Ventingsystems (► Kap. 3.2.1) manuell geöffnet werden. Das motorbetriebene Ventil wurde zu etwa 25 % geöffnet. Die in der Nähe der Kondensationskammer befindlichen pneumatisch gesteuerten Ventile konnten hingegen wegen der dort herrschenden hohen Strahlenbelastung nicht manuell geöffnet werden. Ab 14:00 Uhr wurde ein mobiler Druckluftkompressor an die Steuerung der pneumatischen Ventingventile angeschlossen und gestartet, um die Ventile zu öffnen. Gegen 14:30 Uhr wurde dann ein Druckabfall im Containment beobachtet. Ob dieser Druckabfall durch den Versuch, die Ventile zu öffnen, hervorgerufen wurde oder durch eine erneute Undichtigkeit des Containments, ist nicht bekannt. Nach einem Bericht von INPO [9] ist die Berstscheibe, die sich zwischen den geöffneten Ventilen und dem Abgaskamin befindet, geplatzt, was für ein erfolgreiches Venting spricht [9], [7], [10].

Etwa eine Stunde nach der Druckentlastung ereignete sich eine Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes (d. h. auf Höhe der Gebäudeebene, die von der Stahlgerüstkonstruktion umgeben ist). Es handelte sich dabei vermutlich um die Explosion eines Gemischs aus dem Sauerstoff, der in der Raumluft dieses Gebäudeteils vorhanden war, und Wasserstoff, der bei hohen Temperaturen im Kern durch eine Zirkon-Wasser-Reaktion gebildet wurde. NISA und TEPCO vermuten, dass sich der Wasserstoff durch Leckagen des Containments im oberen Teil des Reaktorgebäudes ansammeln konnte. Es bleibt aber letztendlich unklar, ob tatsächlich eine Undichtigkeit im Containment oder Leckagen im Ventingsystem für die Wasserstoffansammlung verantwortlich waren.

Bis 14:53 Uhr wurden mit der mobilen Pumpe des Feuerlöschwagens insgesamt ca. 80 m³ Frischwasser in den RDB eingespeist. Nachdem der Wasservorrat der Feuerlöschzisterne erschöpft war, sollte die Bespeisung des RDB auf Meerwasser umgestellt werden. Vermutlich wurden die Arbeiten aufgrund der Explosion um 15:36 Uhr unterbrochen [9].

Die Einspeisung von Meerwasser wurde ab 19:04 Uhr begonnen. Später wurde zusätzlich Borsäure eingespeist, mit der als zusätzliche Maßnahme die Unterkritikalität sichergestellt werden sollte.

14. März 2011

Es wurde entdeckt, dass das Meerwasserbecken, aus dem der Reaktor bespeist wurde, leer war. Dabei ist nicht klar, wie lange der Reaktor nicht bespeist wurde. Anschließend wurde eine alternative Bespeisung mit Meerwasser aufgenommen.

19. – 23. März 2011

Am 19. März wurden die notstromgesicherten 6,9 kV-Schienen von Block 2 mittels am Standort verlegter Kabel auf eine externe Versorgung über einen Hilfstransformator auf eine 66 kV-Leitung geschaltet [7]. Am 20. März konnte dann die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes von Block 1 über die notstromgesicherte 6,9 kV-Schiene auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden.



Abb. 3.14: Reaktorgebäude des Blocks 1 nach der Explosion am 13. März 2011 (Quelle: TEPCO).

Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben. Die Stromversorgung der Instrumentierung des Blockes wurde am 23. März von provisorischen Batterien auf die 120 V Drehstromschiene umgeschaltet [7].

23. – 29. März 2011

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

Ab dem 31. März 2011

Am 31. März wurde damit begonnen, mit einer Autobetonpumpe Wasser in das Brennelementlagerbecken einzuspeisen (► Abb. 3.15), um die dort lagernden Brennelemente zu kühlen. Die Einspeisung wurde in den folgenden rund zwei Monaten in unregelmäßigen Abständen wiederholt. Dabei wurde zunächst Meerwasser, später wieder Frischwasser, verwendet. Ab Ende Mai konnte die Bespeisung über das Brennelementlagerbeckenkühl- und -reinigungssystem erfolgen.



Abb. 3.15: Einspeisung von Wasser in das Brennelementlagerbecken des Blocks 1 mit einer Autobetonpumpe (Quelle: TEPCO).

3.3 Auslegung und Unfallabläufe Blöcke 2 und 3

3.3.1 Auslegung der Blöcke 2 und 3

Der Aufbau der Reaktorgebäude der Blöcke 2 bis 4 entspricht dem des Blocks 1. Auch der RDB und das Containment sind vergleichbar (die Kerne der Blöcke 2 bis 4 bestehen allerdings aus jeweils 548 Brennelementen (BE)). Auch die Systeme zur Druckbegrenzung sind in allen vier Blöcken im Wesentlichen identisch; lediglich der Auslegungsdruck des Containments liegt in den Blöcken 2 bis 4 mit 4,8 bar etwas unterhalb des für Block 1 geltenden. Unterschiede bestehen im Hinblick auf die Stromversorgung der Blöcke und die Systeme zur Nachkühlung und Bespeisung des RDB.

Stromversorgung

Die Blöcke 2 bis 4 verfügen über jeweils 2 Netzanschlüsse (275 kV). Die Notstromversorgungen der Blöcke 2 und 4 besitzen jeweils einen wassergekühlten sowie einen luftgekühlten Notstromdiesel. Jeweils einer dieser Notstromdiesel ist im Turbinengebäude untergebracht, der zweite Notstromdiesel jeweils in einem Gebäude, das sich landeinwärts an die Reaktorgebäude anschließt (► Abb. 3.16). In diesem Gebäude befindet sich das Brennelementlagerbecken, in dem BE aus allen Blöcken des Standorts gelagert werden.

Block 3 hat zwei wassergekühlte Notstromdiesel. Von den Notstromdieseln kann jeder 100 % der bei Störungen oder Störfällen benötigten Leistung liefern. Beide Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Turbinengebäudes, welches sich seeseitig an die Reaktorgebäude anschließt. Wie Block 1 verfügen die Blöcke 2 bis 4 darüber hinaus jeweils über Batterien (125 V), die im Falle eines SBO die Gleichstromversorgung übernehmen. Die Kapazitäten sind so bemessen, dass eine Versorgung für 8 Stunden gegeben sein soll.

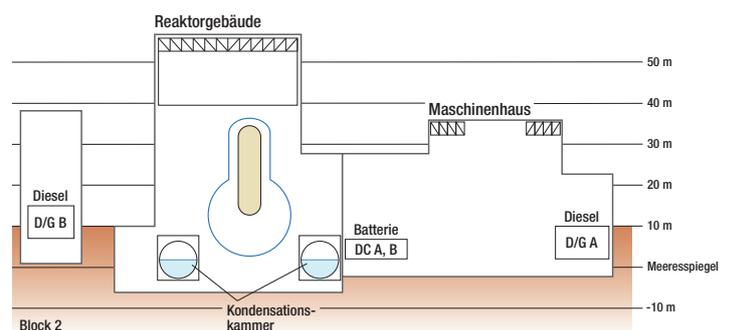


Abb. 3.16: Lage der Notstromdiesel und der Batterie von Block 2.

Not- und Nachkühlung und Bespeisung

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

Nachwärmeabfuhrsystem. Das Nachwärmeabfuhrsystem (Residual Heat Removal System, RHR) ist zweisträngig aufgebaut, verfügt über vier elektrisch betriebene Pumpen (je zwei pro Strang) und dient verschiedenen Zwecken. Im Rahmen des regulären Betriebs führt es die Nachzerfallswärme ab, indem Kühlmittel aus dem RDB entnommen, über Wärmetauscher geführt und anschließend abgekühlt wieder in den RDB eingespeist wird (► Abb. 3.17). Bei Störungen und Störfällen kann das Kühlmittel auch aus der Kondensationskammer entnommen werden. Eine derartige Notbespeisung des RDB durch das RHR ist nur bei niedrigen RDB-Drücken vorgesehen. Darüber hinaus kann das RHR zur Kühlung bzw. zur Absenkung des Drucks der Kondensationskammer und der Druckkammer genutzt werden. Dazu wird das Kühlmittel aus der Kondensationskammer wiederum über einen Wärmetauscher geleitet und anschließend in die jeweilige Kammer gesprüht. Das Sprühen in die Kondensationskammer erfolgt sowohl betrieblich als auch bei Störungen und Störfällen; in die Druckkammer wird lediglich in den letztgenannten Fällen gesprüht.

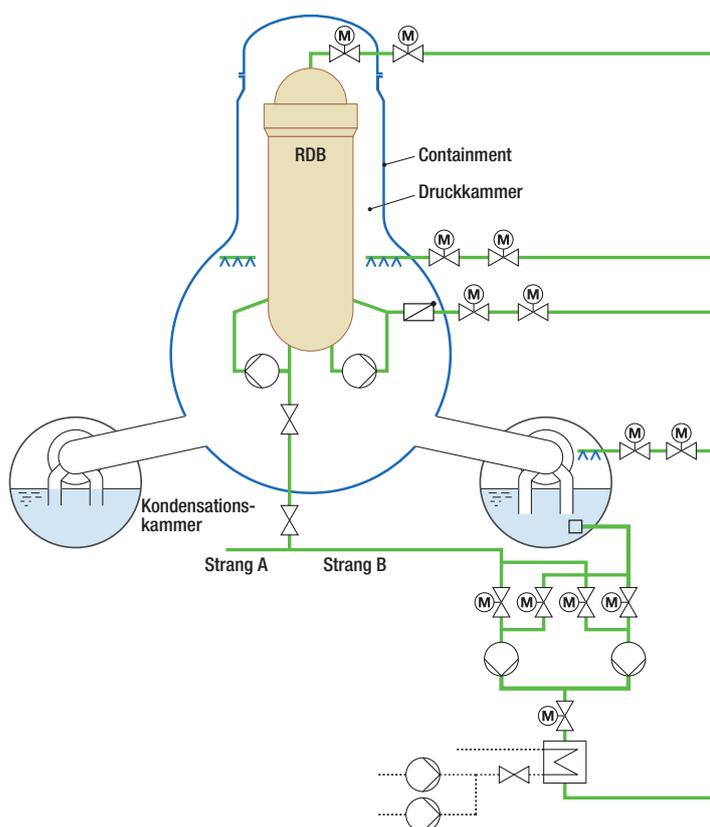


Abb. 3.17: Schematische Darstellung des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System, RHR).

Notkühlsystem. Das Notkühlsystem (Emergency Core Cooling System, ECCS) welches ausschließlich der Beherrschung von Störfällen dient, besteht wie bei Block 1 aus dem Hochdruckeinspeisesystem (HPCI) und dem Kernsprühsystem (► Kap. 3.2.1).

Nachspeisesystem. Das Nachspeisesystem (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC) dient dazu, im Falle eines Frischdampfabschlusses den Füllstand des Kühlmittels im RDB in einem definierten Bereich zu halten. Das System kann, ähnlich wie das HPCI, Kühlmittel mittels einer turbinengetriebenen Pumpe sowohl aus der Kondensationskammer als auch aus dem Kondensatvorratsbehälter entnehmen und in den RDB einspeisen (► Abb. 3.18). Mit dem Nachspeisesystem kann gegen den vollen Reaktordruck gespeist werden. Es benötigt, wie auch das HPCI, lediglich Gleichstrom zur Steuerung der Ventile. Im Unterschied zum HPCI weist das RCIC eine geringere Fördermenge auf.

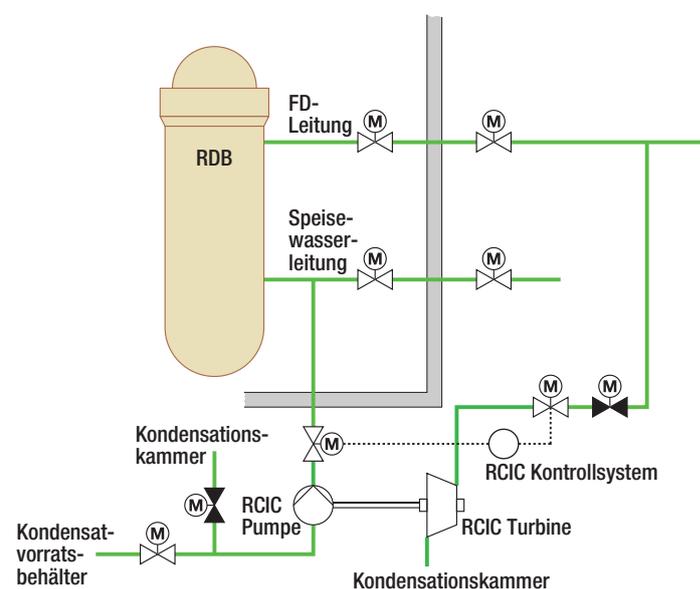


Abb. 3.18: Schematische Darstellung des Nachspeisesystems (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC).

3.3.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 2

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitestgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEA-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [4]. Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet.

Erdbeben

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 2 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Leistungsbetrieb. Der Reaktor wurde aufgrund des Erdbebens automatisch abgeschaltet. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Daraufhin starteten beide Notstromdiesel auslegungsgemäß. Durch den kurzzeitigen Spannungsabfall auf sicherheitstechnisch wichtigen Stromschienen kam es auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss des Frischdampfes, das heißt zu einem Schließen der Frischdampf-Isolationsventile.

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

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

Die Regelung des Drucks im RDB erfolgte weiterhin über die S/E-Ventile, so dass immer wieder Kühlmittel in Form von Dampf in die Kondensationskammer geleitet wurde. Dies führte zu einem Temperaturanstieg in der Kondensationskammer. Um diese zu kühlen, starteten die Pumpen des RHR sukzessive ab 15:00 Uhr. Außerdem wurde das zugehörige Nebenkühlwassersystem automatisch gestartet.

Eintreffen des Tsunami am Kraftwerksstandort

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

Der Ausfall der Gleichstromversorgung hatte zur Folge, dass die Instrumentierung des Blocks nicht mehr verfügbar war. Auch eine Steuerung des HPCI ohne Gleichstromversorgung war nicht mehr möglich. Bis 15:36 Uhr waren alle Pumpen des RHR ausgefallen. Die Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer war somit nicht mehr gewährleistet, was zu einem Temperatur- und Druckanstieg in der Kondensationskammer und infolgedessen zu einem Druckanstieg in der Druckkammer führte.

Gegen 21:50 Uhr konnte die Stromversorgung der Instrumentierung mithilfe eines mobilen Generators wiederhergestellt werden [9], [10]. Gegen 22:00 Uhr wurde ein konstanter Füllstand im RDB gemessen. Daher gehen TEPCO und NISA davon aus, dass bis zu diesem Zeitpunkt das dampfgetriebene RCIC in den RDB einspeiste.

12. März 2011

In der Zeit zwischen 4:20 Uhr und 5:00 Uhr wurde ein tiefer Füllstand im Kondensatvorratsbehälter und ein hoher Füllstand in der Kondensationskammer verzeichnet. Die Ansaugung des RCIC wurde deshalb manuell von dem Kondensatvorratsbehälter auf die Kondensationskammer durch das Verfahren eines Ventils vor Ort umgestellt [11].



Abb. 3.19: Das praktisch unbeschädigte Reaktorgebäude 2 (Quelle: Tepco).

Um 15:46 Uhr ereignete sich eine Explosion im Reaktorgebäude von Block 1. Aus Satellitenaufnahmen kann geschlossen werden, dass dadurch im Reaktorgebäude von Block 2 eine Öffnung (sog. »blowout panel«) entstanden ist, was möglicherweise eine Anreicherung von brennbaren Gasen zu einer explosionsfähigen Mischung verhinderte [9].

13. März 2011

Aufgrund des ansteigenden Druckes in der Druckkammer wurde als vorbereitende Maßnahme für eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (Venting) gegen 8:10 Uhr das zugehörige motorbetriebene Ventil vor Ort manuell um 25 % geöffnet. Gegen 11:00 Uhr wurde ein pneumatisches Ventil zur Kondensationskammer hin geöffnet. Ein Druckabfall in der Druckkammer konnte jedoch nicht festgestellt werden. Auch die Berstscheibe in der Druckentlastungsleitung, die bei einem Differenzdruck von 4,27 bar öffnen soll, blieb intakt, was gegen ein erfolgreiches Venting spricht [9], [10], [11].

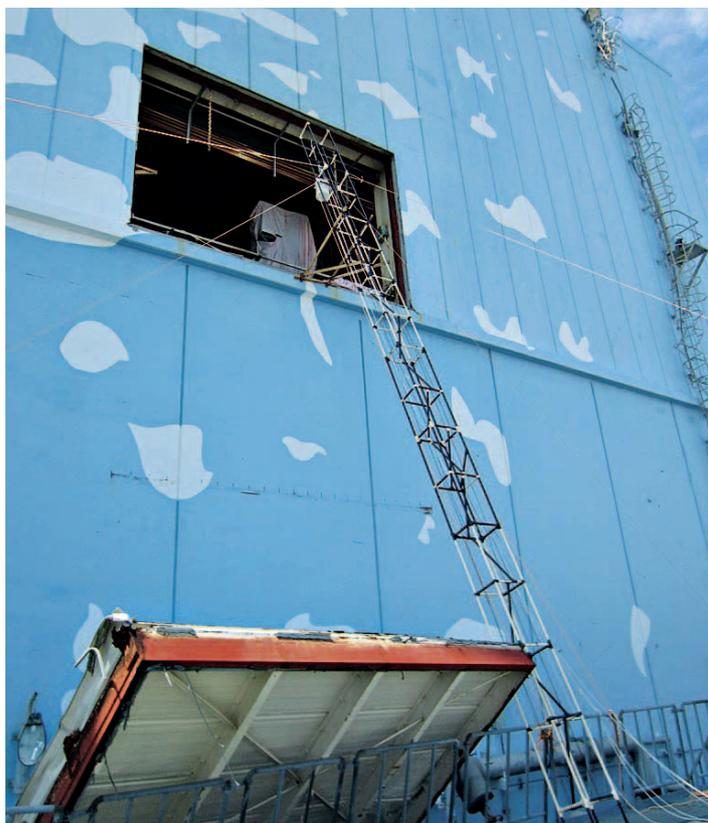


Abb. 3.20: Öffnung im Reaktorgebäude 2 (sog. »blowout panel«), die möglicherweise eine Ansammlung von Wasserstoff und damit eine Explosion verhindert hat (Quelle: Tepco).

Ab 12:05 Uhr wurde mit Vorbereitungen begonnen, eine alternative Bespeisung des RDB herzustellen. Dafür wurden Schläuche zu einem mit Meerwasser gefüllten Becken von Block 3 gelegt und Feuerlöschpumpen in Position gebracht [13].

14. März 2011

Gegen 11:00 Uhr kam es zu einer Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes von Block 3. Wahrscheinlich infolge der durch die Explosion hervorgerufenen Erschütterungen schloss in Block 2 das am Tag zuvor zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters geöffnete pneumatische Ventil. Ein Versuch, dieses Ventil kurz darauf wieder zu öffnen, scheiterte [9]. Durch die Explosion wurden auch die am Reaktorgebäude von Block 2 für eine alternative Einspeisung verlegten Leitungen zerstört [13]. Ab etwa 12:00 Uhr wurde ein Absinken des Kühlmittelfüllstands im RDB beobachtet. Daraus wurde geschlossen, dass das RCIC nicht mehr funktionstüchtig war. Somit war eine Bespeisung des Reaktors nicht mehr gegeben.

Gegen 14:43 Uhr waren die Arbeiten zur erneuten Vorbereitung der alternativen Bespeisung abgeschlossen [13]. Die dabei angeschlossene mobile Feuerlöschpumpe wurde jedoch erst gegen 16:30 Uhr gestartet. Da sich der RDB-Druck zu diesem Zeitpunkt bei etwa 70 bar befand und die Pumpe erst bei einem niedrigeren Druck einspeisen kann, wurde versucht, den RDB-Druck über die S/E-Ventile zu senken. Da für das Öffnen der S/E-Ventile Gleichstrom erforderlich war, wurden provisorisch Autobatterien gesammelt und angeschlossen. Erst nach diesen Arbeiten konnte gegen 18:00 Uhr mit der Druckentlastung begonnen werden. Zuerst sank der Druck im RDB, jedoch wurde nachfolgend wieder ein Druckanstieg beobachtet. TEPCO und NISA vermuten, dass die pneumatischen S/E-Ventile aufgrund von Problemen mit der Druckluftversorgung wieder geschlossen haben.

Gegen 19:03 Uhr wurde der RDB-Druck bei etwa 7,3 bar stabilisiert, was unter dem Förderdruck der mobilen Pumpen liegt. Um 19:20 Uhr wurde entdeckt, dass die mobile Pumpe keinen Treibstoff mehr hatte und daher nicht in Betrieb war. Wie lange die Pumpe nach dem Starten um 16:30 Uhr in Betrieb war und ob bzw. wieviel Wasser nach Unterschreiten des entsprechenden RDB-Drucks um 19:03 Uhr in den RDB eingespeist wurde, ist bis heute nicht geklärt. Nach Auffüllen des Treibstoffes wurde ab 19:54 Uhr die Meerwasser in den RDB eingespeist [9].

Nach heutigem Kenntnisstand ist nach dem Vorgesagten davon auszugehen, dass der RDB zwischen 12:00 Uhr und kurz vor 20:00 Uhr für einen Zeitraum von ca. sieben bis acht Stunden nicht bespeist werden konnte. NISA und TEPCO gehen in ihren Analysen übereinstimmend davon aus, dass es vermutlich gegen 18:00 Uhr zu einer Kernfreilegung, d. h. zu einem Absinken des Kühlmittelfüllstands im RDB unter die Oberkante des Kerns, gekommen war.

Zwischen 20:37 Uhr und 21:18 Uhr stieg der Druck im RDB wieder so weit an, dass die Feuerlöschpumpe nicht mehr einspeisen konnte. Daher wurde um 21:20 Uhr ein weiteres S/E-Ventil geöffnet. Um 22:00 Uhr stieg der Füllstand im RDB wieder an.

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



Abb. 3.21: Feuerwehrfahrzeuge auf dem Weg zum Anschluss mobiler Pumpen und zur Wassereinspeisung (Quelle: Tepco).

15. März 2011

Gegen 6:00 Uhr wurde an Block 2 ein explosionsartiges Geräusch wahrgenommen. Da kurz darauf ein Druckabfall in der Kondensationskammer des Blocks beobachtet wurde, gingen TEPCO und NISA davon aus, dass es in Block 2 zu einer Wasserstoffexplosion und einer dadurch bedingten Beschädigung der Kondensationskammer gekommen war. Diese Einschätzung wurde in späteren Analysen aus zwei Gründen revidiert: Zum einen war die Anzeige der Druckmessung der Kondensationskammer nicht – wie zu erwarten – auf den im Fall einer Leckage dort herrschenden Umgebungsdruck sondern auf einen Wert von 0 gefallen [9]. Dies lässt auf einen Ausfall der Druckmessung schließen. Zum anderen sprechen nach Auffassung von NISA und TEPCO auch die in Block 2 gemessenen seismischen Daten dafür, dass sich dort keine Explosion ereignete und es sich deshalb bei dem gegen 6:00 Uhr wahrgenommenen Geräusch um die Explosion in Block 4 gehandelt hat [12].

Gegen 11:25 Uhr wurde ein Druckkammerdruck von 1,5 bar gemessen. Es ist nicht bekannt, wie es zu der Druckentlastung gekommen ist [13].



Abb. 3.22: Einspeisung von Seewasser in ein Feuerwehrfahrzeug (Quelle: Tepco).

19./20. März 2011

Die notstromgesicherten 6,9 kV-Schienen des Blocks wurden mittels am Standort verlegter Kabel auf eine externe Versorgung über einen Hilfs- transformator auf eine 66 kV-Leitung geschaltet. Danach konnte auch die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederher- stellung der externen Stromversorgung angegeben [7].

26./27. März 2011

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

Ab dem 20. März 2011

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



Abb. 3.23: Blick auf die fünfte Ebene von Reaktorgebäude 2 mit dem an der Dachkonstruktion verankerten Gebäudekran (aufgenommen am 20. Oktober 2011) (Quelle: Tepco).

3.3.3 Chronologie des Unfallablaufs in Block 3

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitestgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEA-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [4].

Erdbeben

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

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

Eintreffen des Tsunami am Kraftwerksstandort

Ab 15:27 Uhr trafen die ersten Wellen des Tsunami ein. Der Tsunami verursachte Schäden am Nebenkühlwassersystem und führte zum Ausfall der Notstromdiesel d. h. zum Ausfall der Drehstromversorgung. Im Gegensatz zu den Blöcken 1 und 2 wurden die Batterien nicht komplett überflutet. Es kam jedoch zu Teilausfällen in der Gleichstromversorgung, so dass ein Teil der Warteninstrumentierung nicht mehr funktionstüchtig war [9]. Um 16:03 Uhr wurde das RCIC erneut zur Bespeisung des RDB manuell in Betrieb genommen.

12. März 2011

Um 11:36 Uhr fiel das RCIC aus nicht geklärter Ursache aus. Anschließend Versuche, das System wieder in Betrieb zu nehmen, schlugen fehl. TEPCO und NISA gehen in ihren Analysen davon aus, dass die Batteriekapazität, die vermutlich trotz der teilweisen Überflutungen bzw. Ausfälle bis zu diesem Zeitpunkt zwar noch verfügbar, aber nach rund 20 Stunden Betriebszeit erschöpft war.

Aufgrund der fehlenden Bespeisung fiel der Füllstand im RDB. Daraufhin startete das HPCI aufgrund des niedrigen RDB-Füllstandes um 12:35 Uhr automatisch. Angaben, ob für das HPCI eine separate Gleichstromversorgung zur Verfügung stand, liegt nicht vor.

13. März 2011

Um 2:42 Uhr wurde der Betrieb des HPCI durch manuellen Eingriff beendet mit dem Ziel, auf eine alternative Einspeisung mittels dieselbetriebener Pumpe umzustellen [6]. Dadurch, dass das dampfbetriebene HPCI bis zu diesem Zeitpunkt einerseits permanent Dampf aus dem RDB entnommen und andererseits Kühlmittel eingespeist hatte, lag der Druck im RDB ab diesem Zeitpunkt unter 10 bar. Damit gab es zu diesem Zeitpunkt keine Bespeisung des RDB. Es wurde versucht das HPCI erneut zu starten, was jedoch nicht gelang. Nach Annahmen von NISA ist dies auf eine fehlende Gleichstromversorgung zurückzuführen. Ein Versuch, das RCIC in Betrieb zu nehmen, scheiterte ebenfalls [9].



Abb. 3.24: Dunkler Rauch steigt aus dem zerstörten Reaktorgebäude 3 auf (Quelle: Tepco).

Daher wurde schließlich versucht, eine alternative Einspeisung mittels einer dieselbetriebenen Pumpe herzustellen. Dies war jedoch nicht möglich, da der zu diesem Zeitpunkt herrschende RDB-Druck noch über dem Druckwert lag, gegen den mit einer solchen Pumpe eingespeist werden kann. Eine Absenkung des RDB-Drucks scheiterte daran, dass die S/E-Ventile wegen der fehlenden Stromversorgung nicht geöffnet werden konnten und zudem das HPCI nicht mehr verfügbar war.

Gegen 4:50 Uhr wurde mit den Vorbereitungen für eine Druckentlastung aus dem Containment (Venting) begonnen. Dafür waren verschiedene manuelle Maßnahmen notwendig. Unter anderem wurde mit einem mobilen Generator versucht, die Magnetventile wieder mit Strom zu versorgen, um eines der pneumatischen Ventile zur Kondensationskammer hin zu öffnen. Das Ventil blieb jedoch geschlossen. Mit einer provisorischen Druckluftversorgung konnte das Ventil dann geöffnet werden.

Nachdem auch das motorgesteuerte Ventil geöffnet wurde, war die Ventingleitung gegen 8:41 Uhr freigeschaltet. Kurze Zeit später brach die Berstscheibe und ein Druckabfall im Containment wurde festgestellt [9], was für ein erfolgreiches Venting spricht.

Zwischenzeitlich wurde weiter daran gearbeitet, eine Druckentlastung des RDB durchzuführen, um eine Einspeisung über die dieselbetriebene Pumpe zu ermöglichen. Dazu wurden unter anderem Autobatterien zusammengetragen, um mit dem Batteriestrom ein S/E-Ventil öffnen zu können. Dies gelang gegen 9:08 Uhr, so dass der Druck im RDB abgesenkt wurde [10], [11]. Nach der Druckentlastung wurde ab 9:25 Uhr mit Borsäure versetztes Frischwasser über eine Feuerlöschleitung in den RDB eingespeist. Als Frischwasserquelle diente hierbei eine Löschwasserzisterne. Diese Zisterne war gegen 12:20 Uhr erschöpft. Die Bespeisung wurde daraufhin auf ein Meerwasserbecken umgestellt und konnte ab 13:12 Uhr wieder aufgenommen werden [9], [10].

Nach heutigem Kenntnisstand war damit zwischen dem Ende des Betriebs des HPCI um 2:42 Uhr und dem Beginn der Einspeisung mit der dieselbetriebenen Pumpe gegen 9:25 Uhr für rund 6,5 Stunden keine Bespeisung des RDB und damit keine Kühlung des Kerns gegeben. In nachfolgenden Analysen geht NISA davon aus, dass dies dazu führte, dass gegen 8:00 Uhr der Füllstand des Kühlmittels im RDB unter die Oberkante des Kerns abgesunken ist (sog. Kernfreilegung).

Um 11:17 Uhr wurde bemerkt, dass das pneumatische Ventil der Ventingleitung aufgrund von Problemen mit der Druckluftversorgung geschlossen war [9]. Um 17:52 Uhr wurde ein provisorischer Kompressor in Betrieb genommen und an das Druckluftsystem angeschlossen. Gegen 21:10 Uhr konnte eine erneute Druckentlastung des Containments beobachtet werden. Daher wird davon ausgegangen, dass sich das pneumatische Ventil geöffnet hat [12].



Abb. 3.25: Blick auf die Zerstörungen von Block 3 vom Hubschrauber aus (Quelle: Tepco).

14. März 2011

Um 1:10 Uhr wurde die Bespeisung des RDB unterbrochen, da das zugehörige Meerwasserbecken leer war. Daraufhin wurde begonnen, das Becken mit Feuerlöschpumpen wieder zu befüllen. Gegen 3:20 Uhr konnte die Einspeisung wieder aufgenommen werden. Im weiteren Verlauf wurde mit weiteren Feuerlöschpumpen und Feuerlöschwagen das Wasserbecken bespeist [9].

Gegen 2:00 Uhr wurde erneut ein Anstieg des Containmentdrucks festgestellt. Aufgrund von Problemen mit dem bereits geöffneten pneumatischen Ventil wurde um 5:20 Uhr das parallel geschaltete pneumatische Ventil geöffnet [9].

Um 11:01 Uhr ereignete sich eine Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes. NISA und TEPCO nehmen an, dass es sich hierbei um eine Wasserstoffexplosion gehandelt hat. Zudem nehmen sie an, dass sich der Wasserstoff durch Undichtigkeiten des Containments im Reaktorgebäude ansammeln konnte [12]. Durch die Explosion wurden die Feuerlöschpumpen und die Schläuche so beschädigt, dass der RDB mit diesen Mitteln zunächst nicht mehr bespeist werden konnte [9]. Erst nachdem ein neues Leitungssystem aufgebaut worden war, konnte die Einspeisung von Meerwasser gegen 16:30 Uhr wieder aufgenommen werden [9].

17. März 2011

Ab dem 17. März 2011 wurde damit begonnen, das Brennelementlagerbecken des Blocks in unregelmäßigen Abständen zu bespeisen, um die dort befindlichen Brennelemente (514 abgebrannte, 52 neue) zu kühlen. Da die Dachkonstruktion durch die Explosion zerstört wurde, wurde zunächst versucht, das Brennelementlagerbecken mithilfe von Hubschraubern mit Wasser zu versorgen. Dies wurde jedoch wegen der hohen ODL über dem Reaktorgebäude und wegen fehlender Effektivität nach wenigen Anflügen aufgegeben. Im weiteren Verlauf wurden Versuche mit Wasserwerfern unternommen. Erst durch den Einsatz von Autobetonpumpen konnte jedoch eine ausreichende Bespeisung sichergestellt werden. Ende Mai konnte schließlich eine Einspeisung über Leitungen des Brennelementlagerbeckenkühl- und -reinigungssystems eingerichtet werden.

Die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes konnte über die notstromgesicherte 6,9 kV-Schiene des Blocks auf die provisorische externe Stromversorgung des Blocks geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben [7].

25./28. März 2011

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



Abb. 3.26: Wasserabwurf aus dem Hubschrauber über den zerstörten Blöcken (Quelle: Foto während einer Fernsehübertragung des japanischen Senders NHK 17. März 2011).

3.4 Chronologie des Unfallablaufs in Block 4

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitestgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEO-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [4]. Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet.

Erdbeben

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11. März 2011 befand sich der Block 4 des Kernkraftwerkes Fukushima Daiichi in Revision. Der Kern war vollständig in das Brennelementlagerbecken entladen. Damit befanden sich 1.331 abgebrannte sowie 204 neue Brennelemente in dem Brennelementlagerbecken. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. TEPCO nimmt an, dass ein Notstromdiesel startete, da der Füllstand des Kraftstofftanks gesunken war und die vom Diesel versorgten Komponenten betrieben wurden. Aufgrund der Revision war der Prozessrechner nicht verfügbar, so dass keine Aufzeichnungen über einen erfolgreichen Start der Diesel existieren. Der zweite Notstromdiesel war aufgrund von Instandhaltungsarbeiten nicht verfügbar.

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

Eintreffen des Tsunami am Kraftwerksstandort

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

15. März 2011

Gegen 6:00 Uhr kam es zu einer Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes. TEPCO geht davon aus, dass es sich um eine Wasserstoffexplosion gehandelt hat. Der Betreiber hält es für möglich, dass sich der Wasserstoff, welcher sich in Block 3 gebildet hat, durch das Lüftungssystem in das Reaktorgebäude von Block 4 gelangen konnte. Die Leitungen der Lüftungssysteme der Blöcke 3 und 4 sind zum Kamin hin miteinander verbunden. Zudem sind keine Rückschlagklappen vorhanden, die ein Rückströmen bzw. Einströmen in das System verhindern. Die pneumatischen Ventile des Lüftungssystems sind so ausgelegt, dass diese bei einem Verlust der Stromversorgung öffnen. Zusätzlich wurden die vorhandenen Filter im Lüftungssystem untersucht. Die Ergebnisse zeigten, dass die Dosisleistung zum Kamin hin anstieg, was die Theorie bekräftigt, dass der Wasserstoff aus dem Block 3 für die Explosion verantwortlich war [4], [7], [9].



Abb. 3.27 und 3.28: Eintreffen des Tsunami am Abfallbehandlungsgebäude unmittelbar beim Block 4 um ca. 15:42 Uhr (Foto links) und etwa eine Minute später (Foto rechts), (Quelle: TEPCO).

Ab dem 20. März 2011

Ab dem 20. März 2011 wurde damit begonnen, das Brennelementlagerbecken in unregelmäßigen Abständen zu bespeisen, um die dort befindlichen Brennelemente zu kühlen. Da die Dachkonstruktion durch die Explosion zerstört wurde, wurde mittels Wasserwerfern versucht, das Brennelementlagerbecken mit Wasser zu versorgen. Im weiteren Verlauf wurde die Bespeisung mit Autobetonpumpen sichergestellt. Ab Mitte Juni konnte eine provisorische Einspeisung realisiert werden [7].



Abb. 3.29: Der durch eine Explosion stark beschädigte Block 4 (Quelle: Tepco).



Abb. 3.30: Wassereinspeisung in Block 4 mithilfe einer Autobetonpumpe (Quelle: Tepco).



Abb. 3.31: Zerstörungen auf der vierten Ebene in Block 4 (Quelle: Tepco).



Abb. 3.32: Blick auf das Brennelementlagerbecken von Block 4 (aufgenommen am 29. Juni 2011) (Quelle: Tepco).

3.5 Chronologie des Unfallablaufs in den Blöcken 5 und 6

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitestgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEO-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [4]. Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet.

Erdbeben

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

Eintreffen des Tsunami am Kraftwerksstandort

Durch den eintreffenden Tsunami kam es zum Ausfall der beiden Notstromdiesel des Blocks 5, zum Ausfall von zwei der drei Notstromdiesel des Blocks 6 sowie zum Ausfall des Nebenkühlwassers in beiden Blöcken.

Damit war die Drehstromversorgung des Blocks 6 im Gegensatz zu den anderen Blöcken noch verfügbar. Infolge des Ausfalls des Nebenkühlwassers konnte die Nachwärme jedoch nicht mehr über das RHR abgeführt werden.

12. März 2011

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

Der Block 5 konnte ab dem 13. März 2011 über den Notstromdiesel des Blocks 6 mit versorgt werden. Somit konnte in beiden Blöcken Kühlmittel aus dem Kondensatvorratsbehälter in den RDB gepumpt werden. Der Druck wurde im weiteren Verlauf über die S/E-Ventile geregelt. Einige Tage später wurde in beiden Blöcken eine provisorische Nebenkühlwasserpumpe installiert, mit der die Nachkühlsysteme (RHR) wieder in Betrieb genommen werden konnten. Dadurch konnte für jeden der beiden Blöcke alternierend sowohl der Reaktor als auch das Brennelementlagerbecken gekühlt werden.



Abb. 3.33: Die nicht zerstörten Blöcke 5 und 6 im September 2011 (Quelle: Cryptome).

4 Kenntnisstand zu den Kernschäden in den Blöcken 1 bis 3

Wie in Kapitel 3 dargestellt, wurden die Reaktoren in den Blöcken 1, 2 und 3 während des Unfallablaufs jeweils für mehrere Stunden nicht bespeist. Unter solchen Bedingungen nimmt die Menge des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter immer weiter ab: Die Nachzerfallsleistung führt zum Verdampfen des Wassers; der Dampf wird dann z. B. über die Sicherheitsventile aus dem Reaktorkühlkreislauf in die Kondensationskammer abgeführt. Kommt es in der Folge zur Freilegung (d. h. der Füllstand des Kühlmittels fällt unter die Oberkante des Kerns) und zur weiteren Aufheizung des Reaktorkerns, kann dies, je nach Dauer der Freilegung, zur Beschädigung von Brennelementen bis hin zum Schmelzen führen (siehe auch Kasten »Was ist eine Kernschmelze?«). Aus den Brennstäben werden dabei radioaktive Spaltprodukte als Gase oder Aerosole freigesetzt. Die Oxidation des Hüllrohrmaterials erzeugt zusätzlich Wärme und führt zur Bildung erheblicher Mengen an Wasserstoffgas. Durch Beschädigung des Reaktordruckbehälters nach Verlagerung von Schmelze auf dessen Boden kann es zudem zum Austrag von Kernmaterial mit weiteren Folgewirkungen wie z. B. Schmelze-Beton-Wechselwirkung (mit zusätzlicher Bildung von brennbaren Gasen wie Wasserstoff) oder einer Beschädigung des Sicherheitsbehälters kommen.

Welche Kernschäden und daraus resultierende Phänomene in den betroffenen Blöcken des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi aufgetreten sind, kann derzeit nur aus indirekten Beobachtungen sowie auf der Grundlage von Berechnungen mit entsprechenden Simulationsprogrammen abgeschätzt werden. Letztendliche Gewissheit über den tatsächlichen Zustand der Reaktorkerne wird erst durch Bildaufnahmen oder Probenahmen vor Ort zu erlangen sein. In den nachfolgenden Abschnitten wird der Kenntnisstand aus Simulationsrechnungen von TEPCO [12] und NISA [4] dargestellt.

Block 1

Nach Außerbetriebnahme des Notkondensationssystems kurz vor dem kompletten Ausfall der Stromversorgung in Folge des Tsunami gegen 15:41 Uhr Ortszeit am 11. März 2011 erfolgte zunächst keine Bespeisung mehr. Erst zwischen 18:18 Uhr und 18:25 Uhr sowie ab 21:30 Uhr wurde mit unklarem Erfolg versucht, das Notkondensationssystem wieder in Betrieb zu nehmen. Schließlich gelang ab 5:46 Uhr des Folgetags eine Einspeisung von Wasser über Feuerlöschleitungen und das Kernsprühsystem – allerdings mit zumindest anfangs sehr niedrigen Einspeiseraten sowie wiederholten, teils mehrstündigen Unterbrechungen.

TEPCO hat mit Hilfe eines Simulationsprogramms (MAAP) eine Analyse des Unfallablaufs in Block 1 durchgeführt. Für diese Berechnungen wurde angenommen, dass nach dem Tsunami keine Bespeisung des Reaktors oder Nachwärmeabfuhr mehr vorhanden war. Dies führt zum Verdampfen des Kühlmittelinventars im Reaktor, das über Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer geleitet wurde. In der Analyse von TEPCO sinkt der Füllstand des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter gegen 17:45 Uhr (etwa drei Stunden nach dem Erdbeben) unter die Kernoberkante. Die Brennelemente beginnen sich stark aufzuheizen, und nach etwa einer weiteren Stunde entstehen erste Kernschäden.

Gegen 20 Uhr ist der Füllstand bis unterhalb des Kernbereichs abgesunken. Aus der Analyse ergibt sich, dass dadurch der Kern fast vollständig geschmolzen sein muss und sich auf den Boden des Reaktordruckbehälters verlagert hat. Die Beschädigung und Durchdringung des Reaktordruckbehälters wird dann etwa 15 Stunden nach dem Erdbeben angenommen. Die Schmelze verlagert sich dadurch größtenteils auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter und führt durch Schmelze-Beton-Wechselwirkung zu dessen Erosion. Eine Variationsrechnung, bei der angenommen wurde, dass ein Strang des Notkondensationssystems zeitweise wieder in Betrieb war, führte zu keinen wesentlich anderen Ergebnissen. Auf Grundlage dieser Analysen sowie weiterer Überlegungen wurde von TEPCO eine mutmaßliche Verteilung des Kernmaterials schematisch dargestellt (► Abb. 4.2).

Inwieweit die Darstellung in ► Abb. 4.2 die tatsächliche Situation wiedergibt, die sich in Block 1 ergeben hat, ist differenziert zu betrachten. Aufgrund des langen Fehlens einer Bespeisung ist eine Freilegung des Kerns sowie seine Aufheizung und praktisch vollständige Zerstörung zu erwarten. Der Anstieg von Ortsdosisleistungen, die am Abend des 11. März 2011, im Reaktorgebäude gemessen wurden, deutet in Übereinstimmung mit den Analyseergebnissen darauf hin, dass zu diesem Zeitpunkt bereits die Kernzerstörung im Gange war. Auch eine nachfolgende Beschädigung des Reaktordruckbehälters erscheint wahrscheinlich. Zeitpunkt und Art des möglichen Versagens (insbesondere unter Berücksichtigung der zahlreichen Durchführungen am RDB-Boden), die Menge an ausgetretenem geschmolzenem Kernmaterial sowie Ausmaß und Folgen einer Schmelze-Beton-Wechselwirkung im Sicherheitsbehälter können aber aufgrund der großen Unsicherheiten hinsichtlich der jeweiligen Randbedingungen derzeit nicht detailliert eingeschätzt werden. ► Abb. 4.2 ist insofern als Darstellung eines qualitativ möglichen Zustands zu betrachten.

Block 2

In Block 2 fiel die Bespeisung des Reaktors gegen Mittag des 14. März 2011 aus, was sich durch eine absinkende Füllstandsanzeige bemerkbar machte. Eine Meerwassereinspeisung über Feuerlöschleitungen begann erst ab 19:54 Uhr, wobei unklar ist, welche Mengen tatsächlich eingespeist werden konnten.

Von TEPCO vorgelegte Analysen des Unfallablaufs zeigen in Übereinstimmung mit den angezeigten Messwerten, dass der Füllstand im Reaktordruckbehälter gegen 17:45 Uhr am 14. März 2011 unter die Kernoberkante gesunken ist und der Kern etwa eine Stunde später komplett freigelegt wurde. Da die Zuverlässigkeit der Füllstandsanzeige insbesondere nach Beginn der Meerwassereinspeisung unklar ist, wurden unterschiedliche Varianten berechnet.

Was ist eine Kernschmelze?

Bei Ausfall der Kernkühlung heizt sich der Reaktorkern lokal auf (zunächst einzelne Brennstäbe). Die Kernzerstörung beginnt mit der Oxidation der Brennstäbe und dem Bersten der Brennstab-Hüllrohre bei ca. 900 °C. Als Folge werden die im Brennstab angesammelten leichtflüchtigen Spaltprodukte und Edelgase in den Reaktor freigesetzt. Mit den Brennstäben heizen sich auch die Steuerstäbe auf, die infolge eutektischer Wechselwirkungen ab ca. 1.200 °C zerstört und flüssig werden. Das abfließende Material lagert sich in tieferen, kälteren Kernbereichen wieder an.

Die Begriffe »Eutektikum« und »eutektische Wechselwirkung« stammen aus der Materialwissenschaft und bezeichnen bestimmte Mischungen von Stoffen bzw. Legierungen. Hier ist entscheidend, dass solch eine Mischung oder Legierung einen niedrigeren Schmelzpunkt haben kann als die Einzelstoffe, die jeweils Bestandteil der Mischung bzw. Legierung sind.

Mit voranschreitender Kernaufheizung verstärkt sich die Oxidation der Zirkaloy-Brennstabhüllrohre sowie der Zirkaloy-Brennelementkästen, und das Schmelzen der Brennstäbe beginnt. Die Oxidation ist eine exotherme Reaktion, die zusätzlich große Mengen Wärme im Kern freisetzt.

Oberhalb von etwa 1.750 °C beginnt Zirkaloy zu schmelzen, Zirkaloy-Oxid (ZrO_2) erst bei etwa 2.700 °C und UO_2 bei etwa 2.850 °C. Experimente z. B. an der PHEBUS-Anlage in Frankreich aus den 90er Jahren haben aber gezeigt, dass eine heftige Kernzerstörung bereits ab ca. 2.250 °C einsetzt, bedingt durch eutektische Wechselwirkungen verschiedener Materialien. Dabei werden auch große Mengen flüchtiger Spaltprodukte und Edelgase in den Reaktor freigesetzt. Das verflüssigte Kernmaterial lagert sich zunächst in tiefere Bereiche des Reaktorkerns um und erstarrt dort wieder, wenn eine Kühlung gegeben ist.

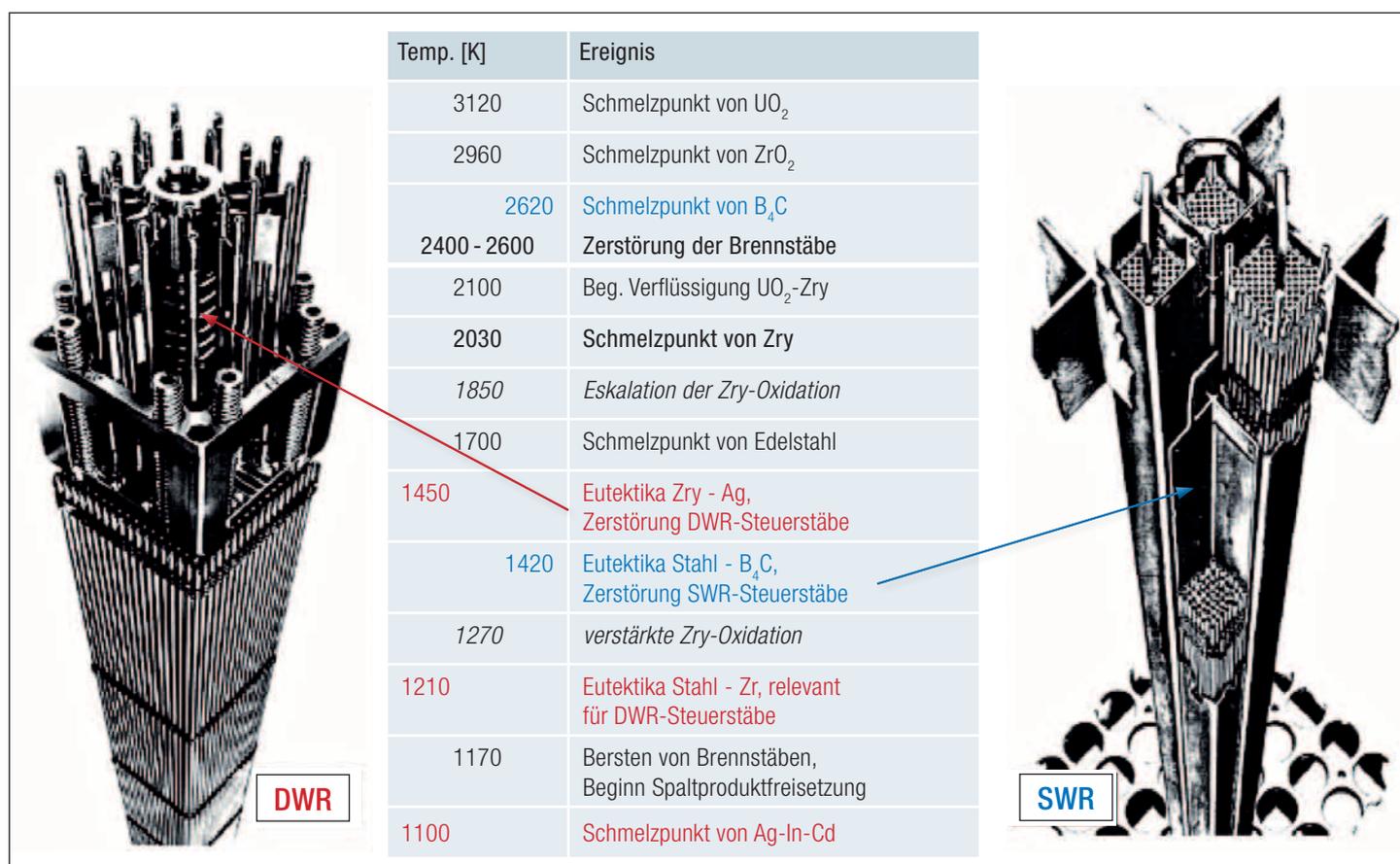


Abb. 4.1: Überblick über Schädigungsvorgänge und zugehörige Temperaturniveaus bei einer Kernschmelze in einem Druckwasser- (rot) bzw. Siedewasserreaktor (blau).

In einer Variante wurde angenommen, dass entsprechend den angezeigten Messwerten so viel Wasser eingespeist werden kann, dass sich ein Füllstand innerhalb des Kernbereichs einstellt. Nach dieser Analyse wird der Kern nur zum Teil, vor allem im oberen Bereich zerstört. Das geschmolzene Kernmaterial verlagert sich auf den Boden des Reaktordruckbehälters und möglicherweise nach dessen Beschädigung zum Teil auch weiter auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter (das wird in der TEPCO-Analyse jedoch nicht unterstellt).

Eine andere Variante geht von geringeren Einspeiseraten aus, so dass der Füllstand nicht mehr bis in den Kernbereich ansteigt. In diesem Fall ergibt sich ein ähnlicher Verlauf wie in der Analyse für Block 1. Der Kern wird fast vollständig zerstört. Das geschmolzene Kernmaterial verlagert sich auf den Boden des Reaktordruckbehälters und nach dessen Beschädigung (in der Analyse etwa um 4 Uhr am 16. März 2011) zum Teil auch weiter auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter.

Es erscheint plausibel, dass es nach Ausfall der Bespeisung zu einer Kernfreilegung und beginnenden Kernzerstörung gekommen ist. Die weitere Entwicklung ist, ähnlich wie bei Block 1, unsicher. Durch die unklare Effektivität der Wiederbespeisung ergibt sich zudem eine weitere Bandbreite an möglichen Entwicklungen, wie auch die Analysevarianten ausweisen.

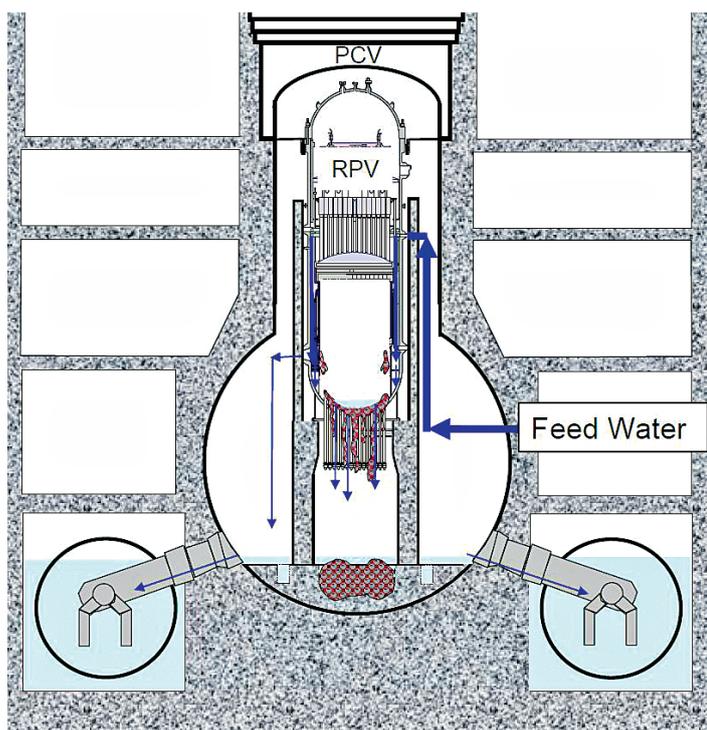


Abb. 4.2: Schematisch vereinfachte Darstellung der aus den Analysen abgeleiteten mutmaßlichen Verteilung des Kernmaterials (braun schraffiert) in Block 1 nach Wiederherstellung einer Bespeisung (Quelle: TEPCO) [32].

Block 3

In Block 3 war die Bespeisung nach dem Ausfall des Hochdruckeinspeisesystems (HPCI) um 2:42 Uhr am 13. März 2011 für fast 7 Stunden unterbrochen, bevor ab 9:25 Uhr eine Einspeisung über Feuerlöschleitungen begann (es ist unklar, welche Mengen tatsächlich eingespeist werden konnten; außerdem kam es in der Folge immer wieder zu Unterbrechungen der Einspeisung).

Nach den Unfallanalysen von TEPCO sank unter diesen Bedingungen der Füllstand im Reaktordruckbehälter gegen 6:45 Uhr unter die Kernoberkante. Etwa zwei Stunden später war der Kern vollständig freigelegt. Wie für Block 2 wurden aufgrund der Unsicherheit in der Füllstandsanzeige nach Beginn der alternativen Einspeisung zwei analoge Varianten gerechnet. Bei der einen kommt es zu einer Füllstandserholung auf ein Niveau innerhalb des Kernbereichs, bei der anderen bleibt der Füllstand unterhalb des Kernbereichs.

Die Ergebnisse der jeweiligen Varianten sind qualitativ identisch mit denen für Block 2. In der zweiten Variante ergibt sich eine Beschädigung des Reaktordruckbehälters gegen 8 Uhr am 14. März 2011.

Die Aussagekraft dieser Analyseergebnisse ist sinngemäß wie bereits für Block 1 und 2 dargestellt zu bewerten.

Erste Einschätzungen der Analyseergebnisse

Die japanische Behörde NISA hat die Unfallverläufe in den Blöcken 1 bis 3 mit einem anderen Rechenprogramm (MELCOR) simuliert. Diese Analysen ergaben bei vergleichbaren Randbedingungen qualitativ ähnliche Ergebnisse wie diejenigen von TEPCO. Alle Analyseergebnisse sind mit großen Unsicherheiten behaftet, insbesondere hinsichtlich Ausmaß und Auswirkung einer Wiederbespeisung sowie dem Zeitpunkt und der Art einer Beschädigung des Reaktordruckbehälters. Trotzdem ist aber in jedem Fall davon auszugehen, dass es in allen drei Blöcken zu schweren Kernschäden gekommen ist. Dafür sprechen die beobachteten Freisetzungen von Spaltprodukten, die ohne Annahme solcher Kernschäden nicht zu erklären sind, aber auch die Explosionen, die ohne massive Entstehung von Wasserstoffgas nicht zu erklären sind. Aufgrund der fehlenden Bespeisung ist der Füllstand im Reaktordruckbehälter jeweils nach wenigen Stunden unter die Kernoberkante gesunken. Ob die einzelnen Kerne praktisch vollständig (zumindest für Block 1 sehr wahrscheinlich und auch bei den Blöcken 2 und 3 möglich) oder nur zum Teil (den Analysen zufolge bei den Blöcken 2 und 3 bei optimistischen Annahmen zum erreichten Füllstand nach Wiederaufnahme der Bespeisung möglich) zerstört wurden, lässt sich derzeit nicht abschließend klären. Auch eine mögliche Beschädigung der Reaktordruckbehälter, ein damit verbundener Austritt von Kernmaterial und mögliche Folgewirkungen können derzeit nicht belastbar beschrieben werden. Verschiedene Organisationen auf der ganzen Welt, darunter auch die GRS, arbeiten derzeit an Forschungsprojekten, in denen durch Sammlung und Auswertung von Fakten sowie Analysen ein klareres Bild von den Unfallabläufen und den damit verbundenen Kernschäden gewonnen werden soll.

5 Radiologische Folgen des Unfalls

5.1 Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe

In den ersten Tagen des Unfalls wurden aufgrund von Explosionen, Druckentlastungen (Ventings) und anderen Prozessen erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre freigesetzt. Zum jetzigen Zeitpunkt – etwa ein Jahr nach dem Unfall – wird davon ausgegangen, dass der Großteil aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3 stammt [10]. Die radioaktiven Stoffe wurden mit dem Wind fortgetragen und konnten sich vor allem in Verbindung mit Niederschlag in der Umgebung ablagern. Im weiteren Verlauf des Unfallgeschehens gelangten radioaktive Stoffe darüber hinaus auch in kontaminiertem Wasser in den Pazifik.

Luftgetragene Freisetzungen

Abschätzungsmethoden. Genaue Abschätzungen der freigesetzten Menge an radioaktiven Stoffen gestalten sich aus mehreren Gründen als schwierig. Zunächst konnten die Freisetzungen während des Unfallgeschehens u. a. durch die Explosionen am Standort messtechnisch nicht erfasst werden. Für Abschätzungen werden daher die aus der Umweltüberwachung verfügbaren Messdaten herangezogen, beispielsweise zeitliche Verläufe der Ortsdosisleistung (ODL) an unterschiedlichen Messpunkten. Mithilfe von atmosphärischen Ausbreitungsrechnungen, in denen die verfügbaren meteorologischen Daten berücksichtigt werden, können dann Rückschlüsse auf die Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe gezogen werden. Eine andere Möglichkeit zur Abschätzung der Gesamtfreisetzung besteht in Analysen und Simulation des Anlagenverhaltens während des Unfallablaufs. Auch hier bestehen zum jetzigen Zeitpunkt eine Reihe von Unsicherheiten, die Auswirkungen auf die Genauigkeit der abgeschätzten Freisetzungsmengen haben.

Abgeschätzte Mengen. Die japanische Regierung geht aufgrund solcher Abschätzungen momentan davon aus, dass die Gesamtfreisetzung für Jod-131 bei etwa 1 bis 2×10^{17} Bq und für Cäsium-137 eine Größenordnung niedriger bei etwa 1 bis 2×10^{16} Bq gelegen hat [10]. Nach den Angaben der japanischen Aufsichtsbehörde NISA lag der Gesamtbetrag der Freisetzungen von Jod-131 und Cäsium-137 damit in der Größenordnung von etwa 10 % der in Tschernobyl freigesetzten Menge [14].

Bodenproben zeigen, dass sich hauptsächlich radioaktives Jod-131, Cäsium-134 und Cäsium-137 in der Umgebung ablagerten. Aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 8 Tagen wird Jod-131 inzwischen nicht mehr nachgewiesen und trägt demnach zur Strahlenexposition nicht mehr bei.

Unterschiede zu Tschernobyl. Im Vergleich zum Unfall in Tschernobyl unterscheidet sich neben der Höhe auch die Zusammensetzung der freigesetzten radioaktiven Stoffe. In Tschernobyl kam es zu einem unkontrollierten Leistungsanstieg im Reaktorkern, der zur Explosion des Reaktors und zu einem sich anschließenden mehrtägigen Brand geführt hat. Hierdurch wurden Teile des Brennstoffs und damit auch größere Mengen schwer flüchtiger radioaktiver Stoffe wie beispielsweise Plutonium und Strontium in die Umgebung der Anlage geschleudert. Mit dem Brand konnten darüber hinaus die schwer flüchtigen radioaktiven Stoffe durch eine Art Kamineffekt in große Höhen transportiert und deshalb über größere Entfernungen mit dem Wind fortgetragen werden.

Aktuelle Freisetzungen. In Fukushima werden zum jetzigen Zeitpunkt (Anfang 2012) nach wie vor radioaktive Stoffe – allerdings in deutlich geringem Umfang – aus den Blöcken 1 bis 3 freigesetzt. Um deren Menge abschätzen zu können, analysiert der Betreiber regelmäßig Luftproben, die oberhalb der Reaktorgebäude genommen werden und veröffentlicht die Ergebnisse der Berechnungen (► Abb. 5.1). Nach Angaben des Betreibers führen die zuletzt so ermittelten Freisetzungsraten zu einer zusätzlichen maximalen Strahlenexposition von etwa 0,1 Millisievert pro Jahr (mSv/a) an der Grenze des Anlagengeländes [15] (Anm.: Bei der Einheit Sievert (Sv) handelt es sich um ein Maß für die biologische Wirkung ionisierender Strahlung, die in Form einer sog. effektiven Dosis angegeben wird. 1 Sv sind 1.000 mSv oder 1.000.000 µSv).

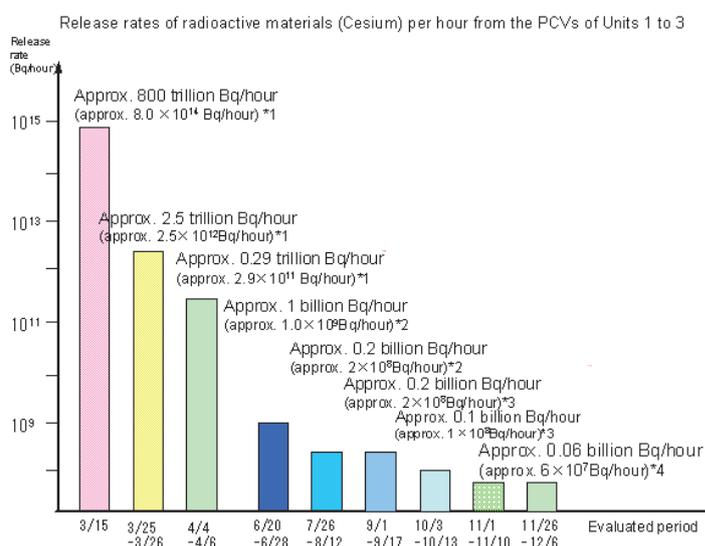


Abb. 5.1: Verlauf der abgeschätzten Freisetzungsraten von radioaktivem Cäsium aus den Blöcken 1 bis 3 (Quelle: METI, grafisch überarbeitet).

Wassergetragene Freisetzungen

Im Rahmen der Notfallmaßnahmen wurden größere Mengen Wasser von außen zur Kühlung in die Reaktoren und Brennelementlagerbecken eingebracht. Aufgrund von Leckagen sammelte sich ein Großteil des Wassers in den Reaktorgebäuden und Maschinenhäusern. Analysen zeigten auch hier hauptsächlich Kontaminationen mit Jod- und Cäsiumisotopen.

Freisetzungen von kontaminiertem Wasser. Anfang April gelangte ein Teil des hochkontaminierten Wassers unkontrolliert in den Pazifik. Nach Abschätzungen des Betreibers traten in der Zeit zwischen dem 1. und 6. April 2011 etwa 500 Tonnen Wasser mit einer Gesamtaktivität von etwa 5×10^{15} Bq aus Block 2 aus. In der Folge stiegen die Konzentrationen von radioaktiven Jod- und Cäsiumisotopen im Meerwasser stark an, wie in ► Abb. 5.2 dargestellt ist [10]. Aufgrund von Ablagerungen der Radionuklide am Meeresgrund stieg auch die Aktivitätskonzentration im Sediment an.

Zudem leitete der Betreiber Anfang April etwa 10.000 Tonnen kontaminiertes Wasser mit einer Gesamtaktivität von etwa $1,5 \times 10^{11}$ Bq in den Pazifik ein, um Lagerkapazitäten für das hochkontaminierte Wasser aus dem Turbinengebäude des Blocks 2 zu schaffen. Das Wasser stammte hauptsächlich aus der Einrichtung zur Behandlung radioaktiver Abfälle.

Weiterhin traten um den 10. Mai 2011 nach Abschätzungen des Betreibers etwa 250 Tonnen Wasser mit einer Gesamtaktivität von 2×10^{13} Bq aus dem Maschinenhaus von Block 3 unkontrolliert in den Pazifik aus [10].

Die Ableitungen führten darüber hinaus zu erhöhten Aktivitätskonzentrationen in Fisch und Meeresfrüchten. In der Umgebung der Anlage beliefen sich die Werte für Fisch teilweise auf mehr als 1.000 Bq/kg. In einer Entfernung von einigen 100 km von der Anlage wurden im Nord-Pazifik Werte kleiner 10 Bq/kg gemessen. Für Sandaal nahe der Küste bei Fukushima wurden im April 2011 in einzelnen Proben Werte bis zu 14.400 Bq/kg Cäsium und 12.000 Bq/kg Jod-131 nachgewiesen [16].

Aktuelle Situation. Zur Ermittlung der Kontamination von Meerwasser führen sowohl der Betreiber als auch die Behörden regelmäßig nuklidspezifische Messungen der Aktivitätskonzentration von Jod und Cäsium in der Umgebung der Anlagen Fukushima Daiichi und Daini durch und veröffentlichen die vorgefundene Situation. Radiologisch relevante Konzentrationen im Meerwasser lassen sich inzwischen nur noch in direkter Nähe zur Anlage Fukushima Daiichi nachweisen. Ende Mai 2011 wurde in Sandaal kein Jod-131 mehr nachgewiesen, radioaktives Cäsium wurde Ende September 2011 in Proben mit bis zu 400 Bq/kg gemessen [16].

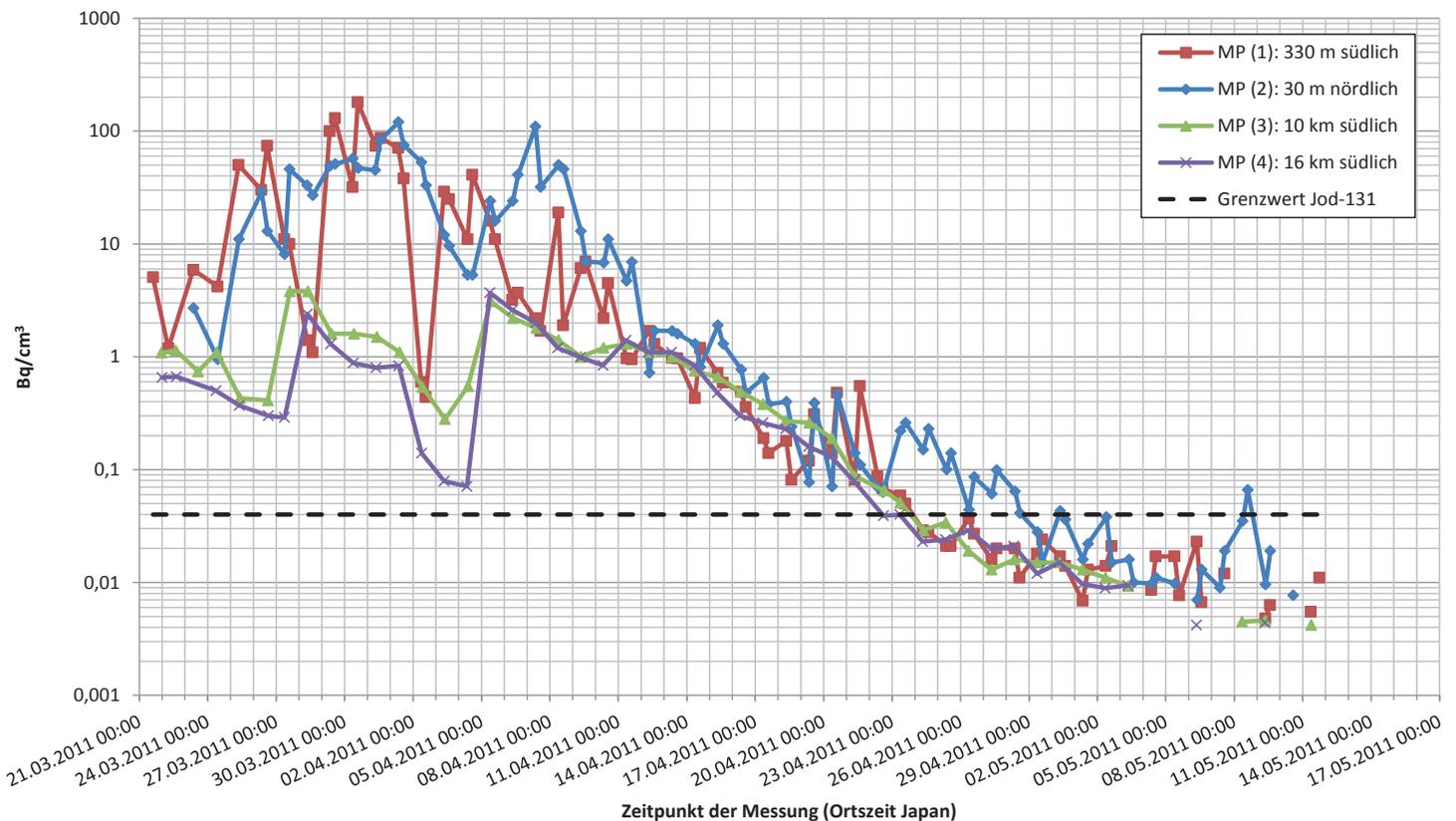


Abb. 5.2: Messdaten zur Kontamination von Seewasser mit Jod-131 an vier Messpunkten entlang der Küste.

5.2 Radiologische Situation auf dem Anlagengelände

Zur routinemäßigen Überwachung der radiologischen Lage während des normalen Anlagenbetriebes standen auf dem Anlagengelände an mehreren Positionen fest installierte Messsonden zur Verfügung, die automatisiert Messdaten zur Ortsdosisleistung (ODL) erfassen. Im Verlauf des Erdbebens und des nachfolgenden Tsunami fielen diese aus, so dass in den ersten Tagen nach dem Unfall keine automatisierten Messungen an den dafür vorgesehenen Messpunkten zur Verfügung standen. Als Ersatz wurden vom Betreiber mobile Messstationen (u. a. Messfahrzeuge) verwendet, die im Verlauf des Unfallgeschehens mehrfach ihre Position wechselten.

Die ermittelten Messdaten werden vom Betreiber regelmäßig veröffentlicht. Zur Orientierung ist in ► Abb. 5.3 die ungefähre Lage der verschiedenen Messpunkte zur ODL-Bestimmung eingetragen.

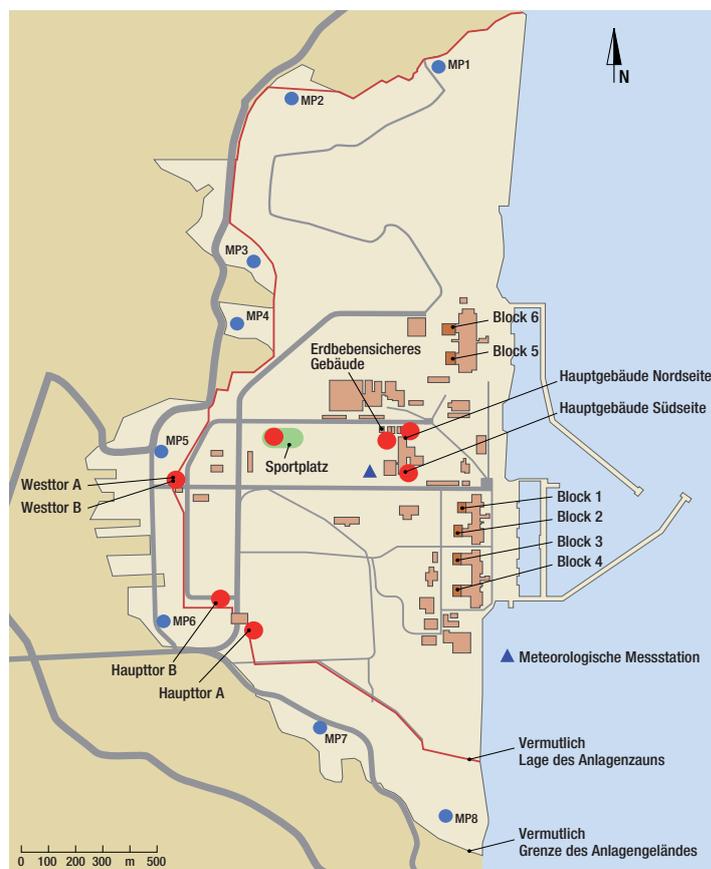


Abb. 5.3: Überblick über die ungefähre Lage der verschiedenen Messpunkte (MP) zur Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Daiichi.

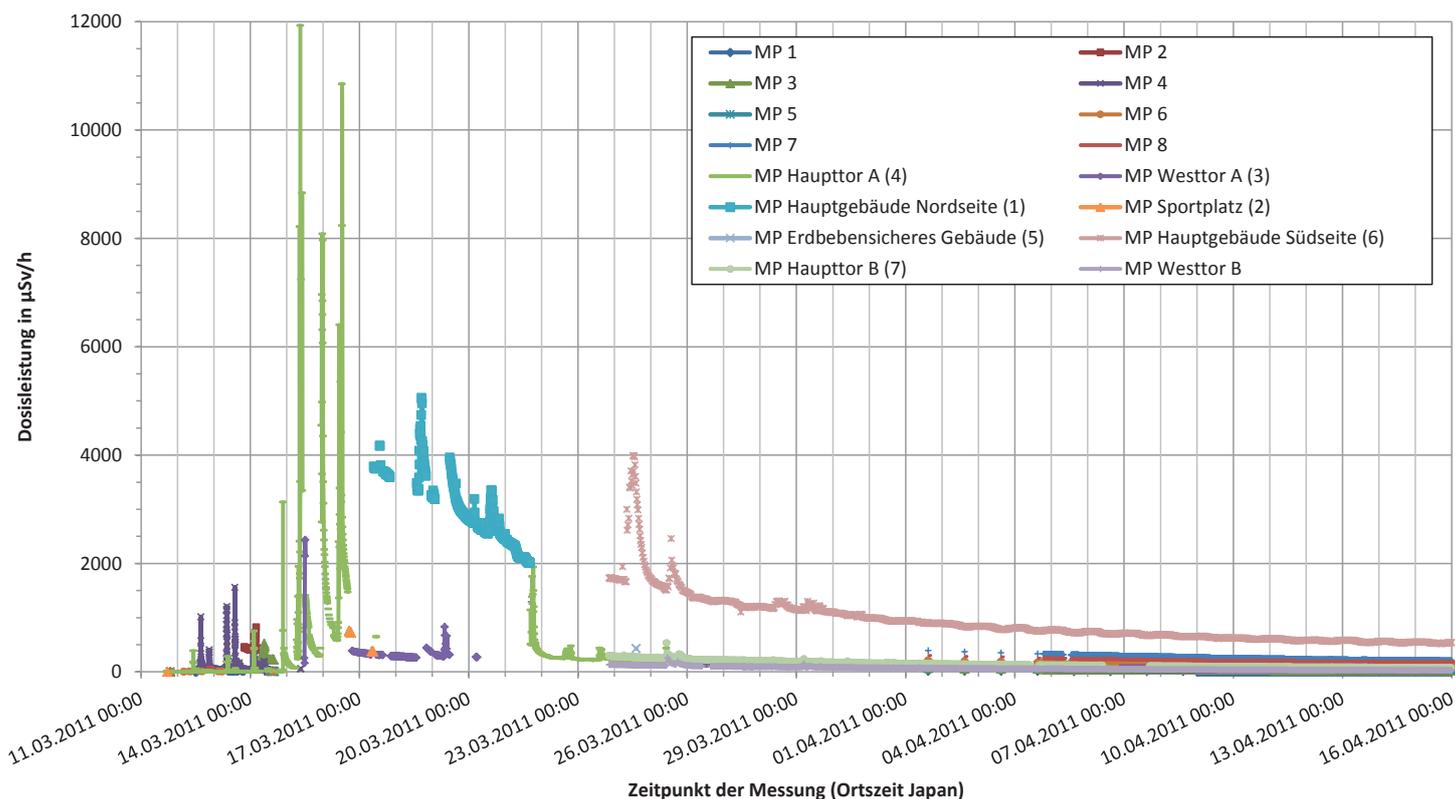


Abb. 5.4: Übersicht der Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Daiichi zwischen 11.03.2011 und 15.04.2011.

Die bislang höchste Dosisleistung außerhalb der Reaktorgebäude wurde Ende Juli 2011 an einem Abluftkamin für die Blöcke 1 und 2 gemessen. Mit einem Teleskopdetektor (► Abb. 5.6) konnte eine Oberflächendosisleistung von über 10 Sv/h (= 10.000 mSv/h) nachgewiesen werden. Nach Presseangaben (NHK) wurde die Rohrleitung, die zu dem Abluftkamin führt, für die Druckentlastung (Venting) des Sicherheitsbehälters von Block 1 am 12. März 2011, einen Tag nach Erdbeben und Tsunami, genutzt. Bei diesem Vorgang haben sich vermutlich größere Mengen radioaktiver Stoffe in der Leitung abgelagert.



Abb. 5.6: Messung der Ortsdosisleistung mit einem Teleskopdetektor am Abluftkamin der Blöcke 1 und 2 (Quelle: TEPCO).

5.3 Kontaminationen in der weiteren Umgebung

Im Zeitraum der ersten Unfallphase bis Ende März 2011 herrschte an den meisten Tagen eine Luftströmung aus westlichen Richtungen vor, so dass ein großer Teil der Freisetzungen auf den offenen Pazifik geweht wurde. Allerdings herrschte insbesondere am 15. und 16. März 2011 zwischenzeitlich eine Wetterlage mit Wind aus südöstlicher Richtung vor. In diesem Zeitraum gingen in Verbindung mit Niederschlag größere Mengen an radioaktiven Stoffen in einem Gebiet nieder, das sich vom Standort in nordwestliche Richtung in eine Entfernung von bis zu einigen Dutzend Kilometern erstreckt. Zur Veranschaulichung der großräumigeren Auswirkungen sind in ► Abb. 5.7 die Messwerte der japanischen nationalen Umgebungs-Radioaktivitätsüberwachung (SPEEDI) für ausgewählte Präfekturen im Zeitraum Mitte März bis etwa Mitte April 2011 dargestellt. Diese zeigen für die Präfektur Ibaraki, die sich südlich von Fukushima befindet, einen kurzzeitigen Anstieg der Bodenstrahlung mit einem kontinuierlichen Rückgang im weiteren Verlauf, was auf eine vorübergehende Drehung des Windes zurückzuführen ist.

Messung der ODL durch MEXT und US-DoE. Kurz nach dem Unfall wurden vom Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology in Japan (MEXT) und dem amerikanischen Department of Energy (DoE) die Gebiete im Bereich des Unfallorts überflogen, um auf der Grundlage von Messungen aus der Luft eine Kartierung der ODL vorzunehmen. Im Laufe des Jahres 2011 wurden diese Messungen weiter verfeinert und auch auf entferntere Gebiete ausgedehnt. Das Ergebnis mit Stand von November 2011 ist in ► Abb. 5.8 dargestellt. Deutlich ist in der Abbildung das Gebiet erhöhter ODL in nordöstlicher Richtung zu erkennen.

Im dem am stärksten betroffenen Gebiet in nordwestlicher Richtung wurden im Evakuierungsgebiet am Rande der Sperrzone (20-km Radius) Anfang Februar 2012 mit einem Messwagen Maximalwerte der ODL von etwa 22 $\mu\text{Sv/h}$ gemessen; am Rande der 30 km-Zone lag der Maximalwert bei 11 $\mu\text{Sv/h}$.

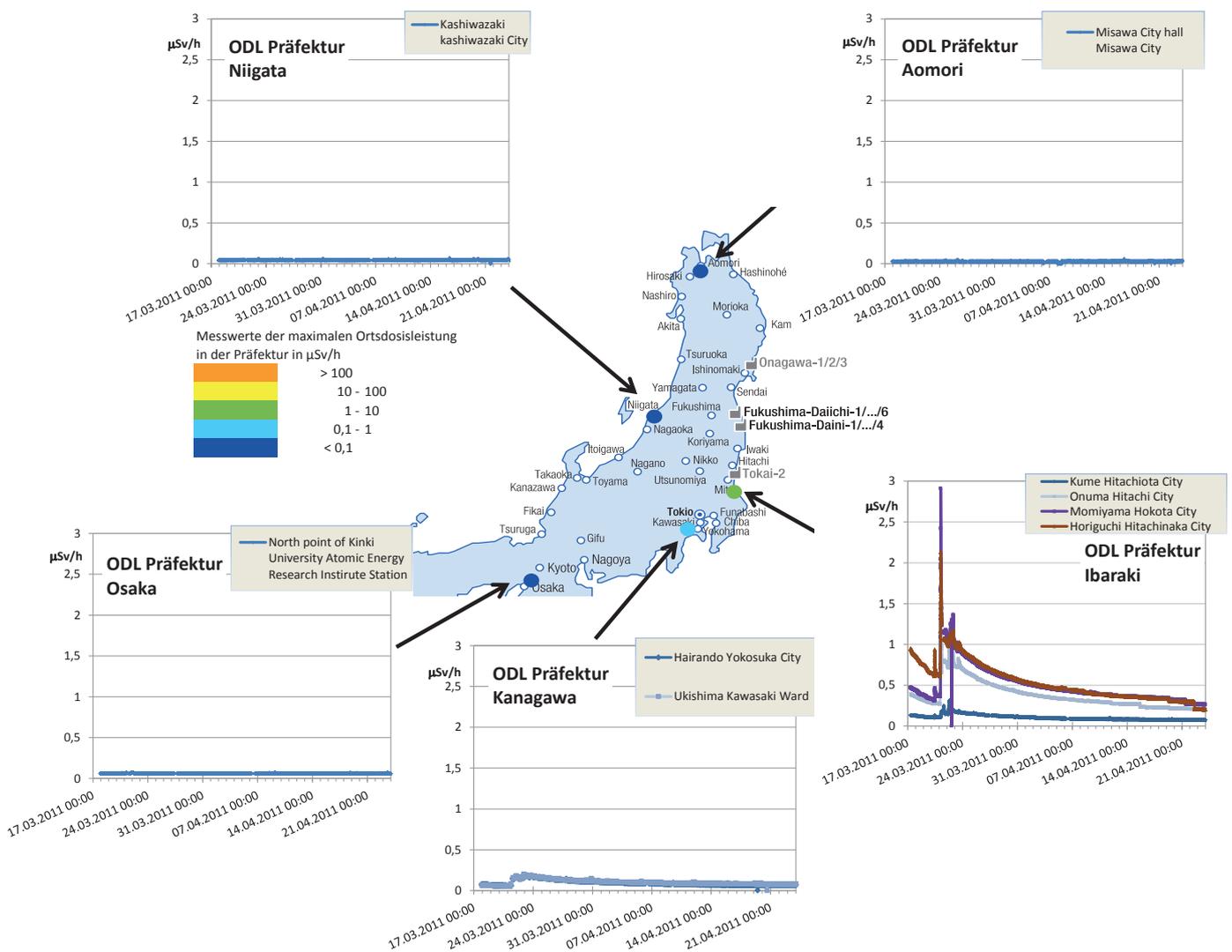


Abb. 5.7: Übersicht der Ortsdosisleistung in ausgewählten Präfekturen für den Zeitraum vom 17.03. bis 24.04.2011.

Vergleich mit natürlicher ODL. Die natürliche ODL beispielsweise für Tokio liegt bei etwa 0,03 bis 0,08 $\mu\text{Sv/h}$ [17]. In Deutschland wird die Ortsdosisleistung durch ein etwa 1.800 Messstellen umfassendes Messnetz kontinuierlich überwacht, welches Teil des Integrierten Mess- und Informationssystems zur Überwachung der Umweltradioaktivität (MIS) ist. Je nach Lage des Messortes liegt der Wert zwischen 0,05 und 0,2 $\mu\text{Sv/h}$. Eine Erhöhung der Ortsdosisleistung in Deutschland aufgrund des Unfalls in Fukushima ist nicht nachweisbar [18]. Bezogen auf \blacktriangleright Abb. 5.8 entspricht der natürliche Bereich der Ortsdosisleistung in Deutschland etwa den unteren beiden blauen Kategorien der Farbskala (dunkles, mittleres Blau).

Mit speziellen hochempfindlichen Messungen der Aktivitätskonzentration in der Luft konnten in Deutschland nach dem Unfall geringe Mengen Cäsium-137 und Jod-131 nachgewiesen werden.

Die Messwerte zeigten Ende März 2011 eine Aktivitätskonzentration für Jod-131 bis zu wenigen Tausendstel Becquerel je Kubikmeter Luft [19]. Im Vergleich hierzu liegt die natürliche Strahlung im Freien aufgrund des natürlich vorkommenden Edelgases Radon in Deutschland bei einigen Becquerel je Kubikmeter Luft. (\blacktriangleright Abb. 5.9)

Vergleich mit dem Unfall in Tschernobyl. Aufgrund der Explosion und anschließendem Brand im Inneren des Reaktors wurden beim Unfall in Tschernobyl deutlich mehr radioaktive Stoffe freigesetzt. Hinzu kommt, dass aufgrund der überwiegenden Luftströmung aus westlichen Richtungen in Fukushima ein Großteil der Freisetzungen auf den Pazifik geweht wurde. Als Konsequenz ist das von radioaktiven Stoffen beaufschlagte Gebiet um Tschernobyl deutlich größer und zeigt eine höhere Ortsdosisleistung (\blacktriangleright Abb. 5.10).

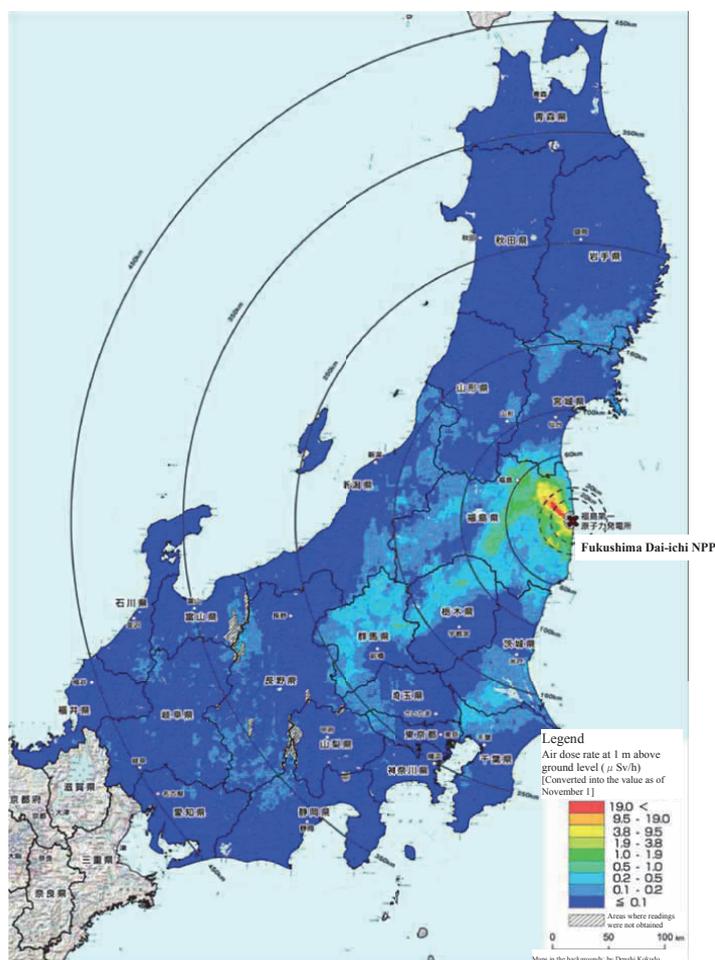


Abb. 5.8: Karte der Ortsdosisleistung 1 m über Grund bezogen auf November 2011 (Quelle: MEXT).

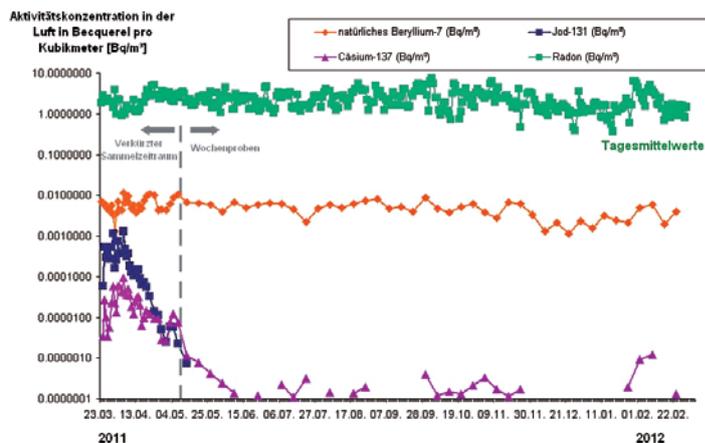


Abb. 5.9: Aktivitätskonzentration in der Luft an der deutschen Messstation Schauinsland/Freiburg, aufgetragen auf einer logarithmischen Skala (Quelle: BfS).

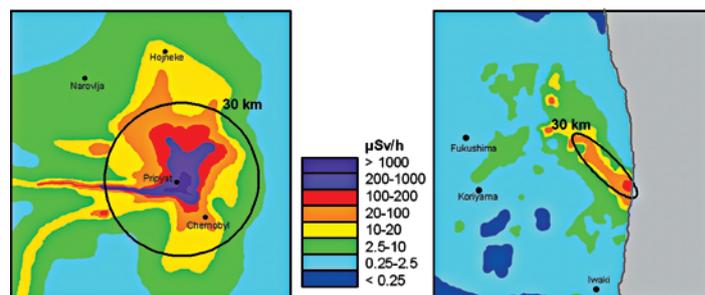


Abb. 5.10: Vergleich der Ortsdosisleistung für die Umgebung Tschernobyl und Fukushima, bezogen auf etwa einen Monat nach dem Unfall (Quelle: ENSI).

5.4 Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung

Zur Einordnung der Höhe der durch den Unfall verursachten Strahlenexpositionen des Personals und der betroffenen Bevölkerung ist es hilfreich, die Höhe üblicher Strahlenexpositionen und die Wertebereiche zu kennen, ab denen mit gesundheitlichen Folgen zu rechnen ist.

Strahlenexposition in Deutschland. In Deutschland liegt die mittlere effektive Jahresdosis durch natürliche Strahlenquellen bei etwa 2,1 mSv. Hinzu kommen noch etwa 1,8 mSv durch medizinische Anwendungen (► Abb. 5.11), so dass ein einzelner Mensch im Jahr insgesamt eine Dosis von durchschnittlich knapp 4 mSv erhält. Zur weiteren Einordnung sind einige typische Werte bzgl. der Strahlenexposition in ► Abb. 5.12 angegeben.

Schäden durch Strahlenexposition. In Abhängigkeit von der Höhe der empfangenen Dosis kann eine Strahlenexposition zu gesundheitlichen Schäden führen. Diese Schäden lassen sich in zwei Kategorien einteilen: die stochastischen und die deterministischen Schäden.

Stochastische Schäden. Unter stochastischen Schäden werden solche verstanden, die z. B. Krebserkrankungen auslösen oder zu vererbba- ren Erkrankungen führen können. Dies bedeutet, dass aufgrund einer

Strahlenexposition das Risiko steigt, an (strahleninduziertem) Krebs zu erkranken, jedoch nicht die Schwere der Erkrankung. Generell lässt sich ein Kausalzusammenhang zwischen einer Strahlenexposition und der Entstehung von Krebs nur statistisch belegen. Ob dabei eine Untergrenze im Sinne einer sogenannten Schwellendosis existiert, unterhalb derer es zu keiner Erhöhung des Krebsrisikos kommt, ist bis heute nicht bekannt. Dementsprechend wird – anders als bei deterministischen Schäden – z. B. seitens der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) keine solche Schwellendosis angenommen. Deutlich unterhalb einer Dosis in einer Größenordnung von rund 100 mSv ist die Erhöhung des Krebsrisikos nach heutigem Kenntnisstand mit statistischen Mitteln nicht mehr vom allgemeinen Krebsrisiko zu trennen [30].

Deterministische Schäden. Deterministische Schäden hingegen sind Schäden, die direkt zu Reaktionen des Zellgewebes oder dessen Schädigung führen können. Sie treten erst ab einer sogenannten Schwellendosis bei hohen Dosen auf. Ab einer effektiven Dosis von etwa 1 Gray (kurz: Gy – Anm.: 1 Gy entspricht bei Beta- und Gammastrahlung einer effektiven Dosis von 1 Sv) können beispielsweise Hautrötungen auftreten. Hohe Dosen führen zur sogenannten Strahlenkrankheit, die ab etwa 3 bis 5 Gy bei fehlenden medizinischen Maßnahmen zum Tode führen kann.

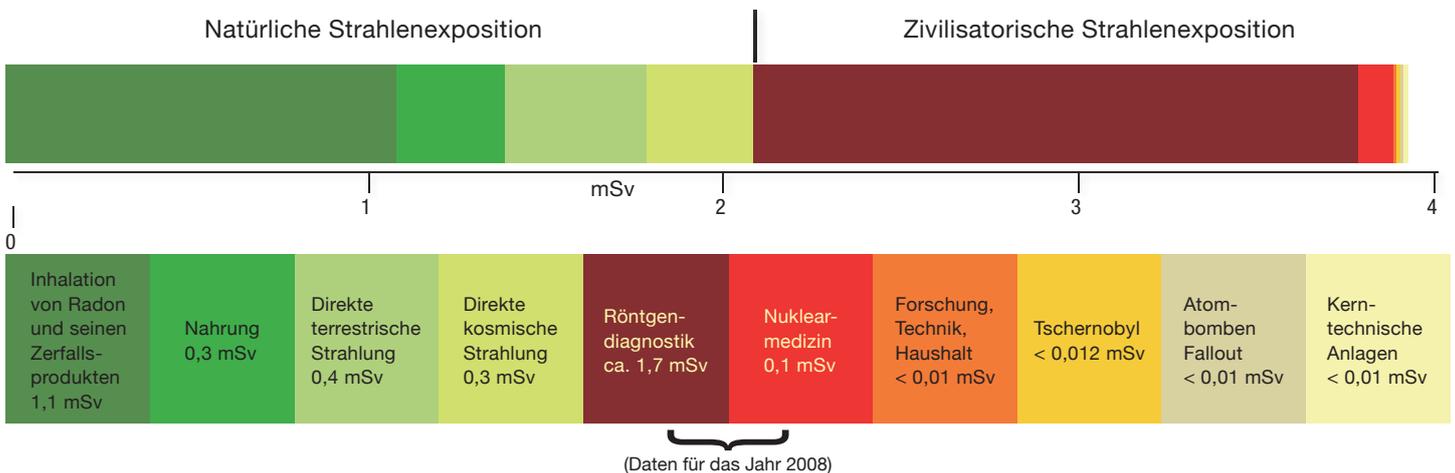


Abb. 5.11: Mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland für das Jahr 2009 (Quelle: Parlamentsbericht 2009, BfS, grafisch überarbeitet).

Strahlenexposition des Personals

Auf der Anlage und im Umfeld tätige Personen. Während des Unfallablaufs sowie in der sich anschließenden Phase der Stabilisierung der Reaktoren und ersten Beseitigung der Unfallfolgen kamen auf dem Anlagengelände von März bis Dezember 2011 insgesamt 19.594 Personen zum Einsatz [21]. Das Personal bestand aus Mitarbeitern des Betreibers TEPCO (3.368 Personen) [21] und externem Personal (16.226 Personen) [21]. Die Anzahl des auf dem Anlagengelände eingesetzten Personals schwankte dabei von Monat zu Monat zwischen etwa 4.000 Personen und 7.500 Personen (► Abb. 5.13).

Neben dem Personal auf dem Anlagengelände waren im Rahmen der Maßnahmen zum Katastrophenschutz im Umkreis des Kernkraftwerkes bis zur 30 km-Zone Angehörige der japanischen Self-Defense Forces im Einsatz [4]. Ebenfalls im Umkreis bis 20 km waren Einsatzkräfte der lokalen Feuerwehren tätig [20]. Informationen über die Anzahl der eingesetzten Personen liegen der GRS derzeit nicht vor.

Dosisgrenzwerte. Das auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzte Personal war – und ist auch heute noch – der innerhalb der Anlagengebäude vorhandenen Strahlung und den dort ausgetretenen und auf dem Anlagengelände nach Freisetzungen abgelagerten radioaktiven Stoffe ausgesetzt. Dies führt zu einer äußeren Strahlenexposition durch die vorherrschende Direktstrahlung. Bei einer Aufnahme radioaktiver Stoffe in den Körper (Inkorporation) kann es zusätzlich zu einer inneren Strahlenexposition kommen; dies war bei einigen Beschäftigten der Fall (s. u.). Um die Folgen der Strahlenexpositionen für das Personal zu begrenzen, aber gleichzeitig die notwendigen Maßnahmen zur Beherrschung des Unfalls ermöglichen zu können, wurde der Grenzwert der effektiven Dosis für das mit Notfallmaßnahmen betraute beruflich strahlenexponierte Personal durch das Ministry of Health, Labour and Welfare (MHLW) von 100 mSv pro Jahr auf 250 mSv angehoben [20], [4]. Mit diesem Wert blieb das Ministerium unterhalb der von der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) 1990 empfohlenen maximal zulässigen Dosis von 500 mSv [22].

In Deutschland beträgt der Grenzwert für beruflich strahlenexponiertes Personal 20 mSv pro Jahr. Zur Abwehr von Gefahren von Personen ist anzustreben, dass eine effektive Dosis von 100 mSv nur einmal Jahr bzw. 250 mSv nur einmal im Leben erreicht wird.

Schutzmaßnahmen. Um Schutzmaßnahmen zur Vermeidung bzw. zur Begrenzung der Strahlenexpositionen festlegen zu können, wurden und werden u. a. das Anlagengelände und die einzelnen Reaktoren erkundet, das Vorhandensein radioaktiver Stoffe oder ionisierender Strahlung dokumentiert und Kontaminationen insbesondere auf dem Anlagengelände fixiert, beseitigt oder abgeschirmt. Während sich vor dem Unfall die strahlenschutzrelevanten Bereiche vor allem innerhalb der Reaktorgebäude befanden, wurde nach den Freisetzungen der radioaktiven Stoffe das gesamte Anlagengelände zum strahlenschutzrelevanten Bereich erklärt. Der Zugang zum Gelände wird unter Strahlenschutzgesichtspunkten kontrolliert und der Aufenthalt auf dem Gelände nur mit entsprechenden Schutzmaßnahmen (z. B. Tragen von Schutzkleidung, Filtermasken) gestattet [4]. Als Folge des Unfalls wurde u. a. das sogenannte erdbebensichere Gebäude, in dem sich das Einsatzzentrum sowie Aufenthalts- und Ruheräume für Personal befinden, zur Verbesserung des Strahlenschutzes ertüchtigt (z. B. durch Einbau eines Filtersystems gegen radioaktive Stoffe in der Luft, Abschirmung von Fenstern gegen Direktstrahlung) [23]. Ebenso wurde am 17. März 2011 ein weiteres Zentrum zum Aufenthalt von Personal und Vorbereitung von Arbeitseinsätzen in einer Sporteinrichtung (das »J Village«, ca. 20 km südlich des Standorts) eingerichtet. Hier wird das Personal u. a. mit Schutzausrüstung für den Arbeitseinsatz ausgestattet und nach Rückkehr auf Kontaminationen überprüft [20], [4].

Überwachung der Strahlenexposition. Wesentlich für die Begrenzung der Strahlenexposition und Einhaltung der jeweiligen Grenzwerte ist die zeitnahe Kontrolle, d. h. die Ermittlung der äußeren und inneren Strahlenexposition für jede einzelne Person. Hier hatte der Tsunami dazu geführt, dass die bis dato in Fukushima eingesetzten elektronischen Personendosimeter (Active Personal Dosemeter, APD) zur Messung der äußeren Strahlenexposition weitestgehend beschädigt wurden [20]: von etwa 5.000 APD vor dem Tsunami standen ab 11. März 2011 nur noch 320 APD zur Verfügung [20]. Dies erschwerte die Erfassung der äußeren Strahlenexposition in den ersten Tagen bis zum 1. April 2011. So wurde beispielsweise bei Arbeitsgruppen deren Leiter mit einem APD ausgestattet und der so ermittelte Wert der Strahlenexposition auch den anderen Arbeitsgruppenmitgliedern zugeordnet. Für die Personen im erdbebensicheren Gebäude, das sich vor dem Unfall außerhalb von Strahlenschutzbereichen befand, wurde die äußere Strahlenexposition während und nach dem Unfall abgeschätzt.

Ab dem 1. April 2011 standen wieder genügend APD zur Verfügung, um jede Person bei Zugang zum Anlagengelände mit einem eigenen APD auszustatten. Da neben den APD auch die zugehörigen Lesestationen zur automatischen Auslesung der APD an den verschiedenen Eingängen der Gebäude beschädigt wurden, mussten die APD manuell abgelesen und die Werte den Trägern in einer Datenbank zugeordnet werden [20], [4]. Mitte April wurde eine automatische Auslesung wieder in Betrieb genommen [4], seit Juni 2011 wird darüber hinaus ein System zur automatischen Erkennung der Personen anhand von Strichcodes im J-Village betrieben, das die Datenerfassung weiter vereinfacht [20].

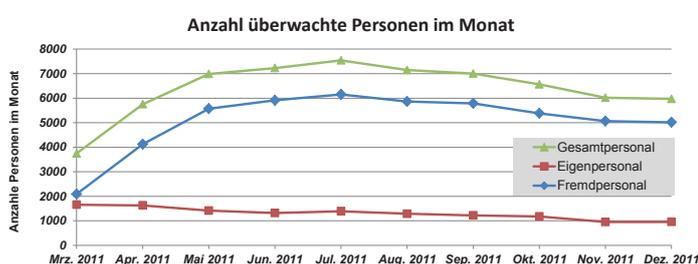


Abb. 5.13: Entwicklung der Anzahl des monatlich auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals (Datenquelle: TEPCO).

Neben den Einschränkungen bei der Ermittlung der äußeren Strahlenexposition ergaben sich gravierende Einschränkungen bei der Erkennung möglicher Aufnahmen radioaktiver Stoffe und damit bei der Ermittlung der inneren Strahlenexposition. Aufgrund der auf dem Anlagengelände abgelagerten radioaktiven Stoffe und der hiermit verbundenen störenden erhöhten Untergrundstrahlung konnten die vorhandenen stationären Messgeräte (Ganzkörpermonitore) nicht eingesetzt werden. Als Ersatz wurden mobile Systeme genutzt und ein Teil der Beschäftigten für solche Messungen zu anderen Kernkraftwerksstandorten gebracht [20]. Seit August 2011 befindet sich ein Ganzkörpermonitor im »J-Village«. Aufgrund der hohen Zahl an zu überprüfenden Personen hat TEPCO insbesondere in den ersten Monaten vorrangig diejenigen Personen, die eine hohe externe Strahlenexposition erfahren haben oder an Notfallarbeiten im März beteiligt waren, ausgemessen [20]. Damit lagen entsprechende Messergebnisse zur Gesamtstrahlenexposition des gesamten Personals erst zeitlich verzögert vor.

Gesamtstrahlenexposition und Grenzwertüberschreitungen. Mit Stand 31. Januar 2012 wurde für das auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzte Personal eine Gesamtstrahlenexposition von etwa 230 Pers. Sv (effektive Dosis) infolge äußerer und innerer Strahlenexposition ermittelt (Anm.: Mit Personen-Sievert, kurz: Pers.Sv, wird die Gesamtstrahlenexposition einer bestimmten Bevölkerungsgruppe (»Kollektivdosis«) angegeben. Zu deren Berechnung werden die Strahlenexpositionen der einzelnen Personen dieser Gruppe aufsummiert) [21].

Die Verteilung der Gesamtstrahlenexposition des Personals (► Abb. 5.14) zeigt, dass für sechs Personen der Grenzwert für die effektive Dosis von 250 mSv überschritten wurde, die maximale Strahlenexposition (äußere und innere) einer der Personen beträgt hierbei etwa 680 mSv.

Die Analyse der sechs angesprochenen Fälle der Grenzwertüberschreitung in Fukushima hat ergeben, dass die Überschreitungen auf sehr hohe Dosisbeiträge infolge der Aufnahme radioaktiver Stoffe in den Körper zurückzuführen sind. Betroffen hiervon waren Personen, die während der Freisetzungsphasen im Hauptkontrollraum tätig waren. Durch die Explosion am Block 1 wurde eine Notfalltüre vom Hauptkontrollraum zum Anlagengelände beschädigt, so dass freigesetzte radioaktive Stoffe eindringen konnten. U. a. infolge fehlender Raumluftüberwachung, unzureichender Schutzanweisungen und fehlerhafter Verwendung von Schutzmasken führte dies zu einer Inkorporation radioaktiver Stoffe.

Neben den genannten Überschreitungen des Grenzwertes für die effektive Dosis wurden am 24. März 2011 für zwei Personen beim Verlegen von Kabeln im Maschinenhaus des Blocks 3 der Grenzwert für die Exposition der Haut (1 Sv) mit 2 bis 3 Sv überschritten [20], [4]. Die Personen trugen nur niedriges Schuhwerk und waren dadurch mit stark kontaminiertem Wasser in Berührung gekommen. Sie wurden nach Behandlung in einem lokalen Krankenhaus am 25. März 2011 vorsorglich zur weiteren Untersuchung in das National Institute of Radiological Sciences (NIRS) gebracht.

**Dosisverteilung (interne und externe Strahlenexposition)
für den Zeitraum März bis Dezember 2011
(Stand 31. Januar 2012)**

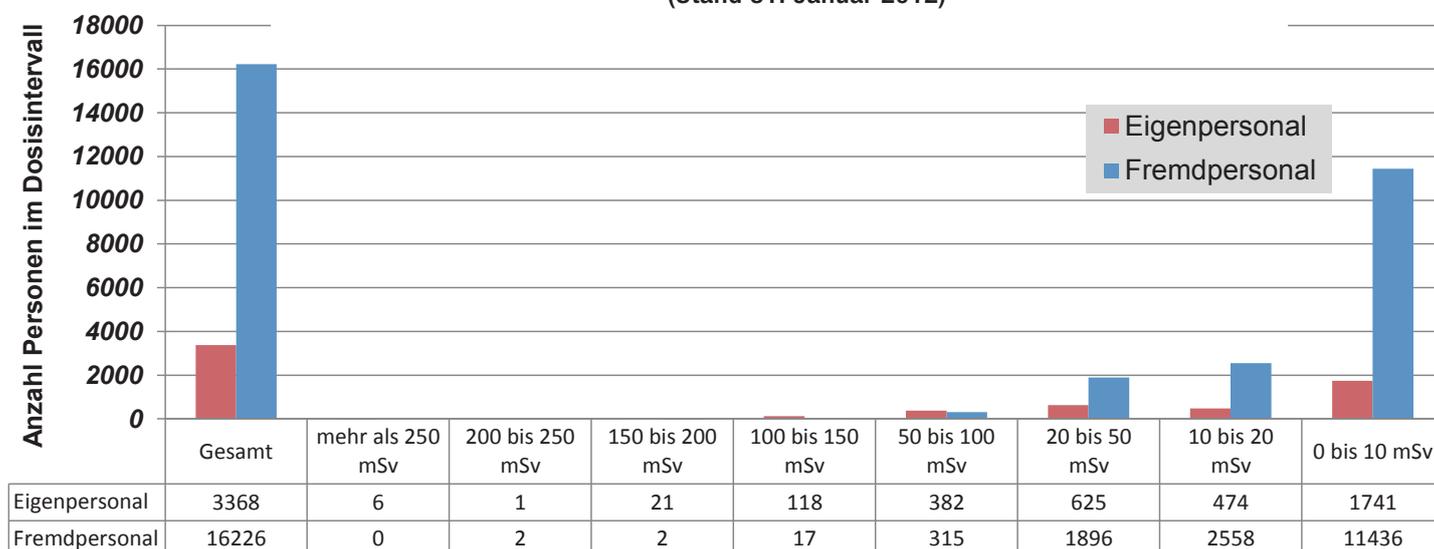


Abb. 5.14: Verteilung der Dosis auf das auf dem Standort tätige Personal (Datenquelle: TEPCO).

Eine Nachuntersuchung am 11. April 2011 ergab keine Hinweise auf Gesundheitsschäden. Am 27. April 2011 und 1. Mai 2011 wurde für zwei weibliche Personen das Überschreiten des Dreimonatsgrenzwertes von 5 mSv gemeldet [10]. Dieser Grenzwert dient dem Schutz des ungeborenen Lebens. Medizinische Untersuchungen ergaben auch in diesen Fällen keine Hinweise auf Gesundheitsrisiken. Für zwei von fünf weiblichen Personen, die während des Unfalls im erdbebensicheren Gebäude gearbeitet hatten, wurde eine Dosis von 3,42 mSv bzw. 3,37 mSv erfasst. Da diese Personen nicht als beruflich strahlenexponiertes Personal eingestuft waren, wurde der für sie gültige Grenzwert von 1 mSv überschritten. Als Folge der Grenzwertüberschreitungen bei den weiblichen Personen werden derzeit nur noch männliche Personen zu Arbeiten auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzt [10]. Informationen über weitere strahlenschutzrelevante personenbezogene Vorkommnisse liegen der GRS derzeit nicht vor.

Vergleich mit Tschernobyl. Ein direkter Vergleich der derzeit vorliegenden Informationen mit denjenigen zum Reaktorunfall von Tschernobyl im Jahr 1986 zeigt, dass die Strahlenexposition des Personals in Fukushima geringer ausgefallen ist als in Tschernobyl. Bei der Bekämpfung des Brandes und bei den Arbeiten zur Abdeckung des offenen Reaktorkerns war dort das eingesetzte Personal sehr hohen Strahlenexpositionen ausgesetzt, so dass etwa 300 Personen in Krankenhäuser gebracht werden mussten. Von diesen zeigten 134 Personen Symptome der akuten Strahlenkrankheit (z. B. Schwäche, Erbrechen, Schwindel), die sich bei einer Strahlenexposition ab etwa 1 – 2 Gray (Gy) einstellt. Bei geringer Höhe der Strahlenexposition kann die Strahlenkrankheit vorübergehend sein, ab etwa 4 Gy kann sie bei fehlenden medizinischen Maßnahmen auch tödlich verlaufen [24]. 28 Personen starben an der Strahlenkrankheit trotz intensiver medizinischer Bemühungen. Bis 1998 sind weitere 11 Personen aufgrund einer erhaltenen Dosis zwischen 1,3 Gy und 5,2 Gy verstorben [25].

Strahlenexposition der Bevölkerung

Evakuierungen und weitere Schutzmaßnahmen. Ab dem Zeitpunkt, zu dem damit zu rechnen war, dass es wegen der fehlenden Kühlung der Reaktorkerne zu Druckentlastungen (Ventings) und damit zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe kommen könnte, wurden zum Schutz der Bevölkerung verschiedene Maßnahmen angeordnet und durchgeführt:

Am 11. März 2011 wurde um 20:50 Uhr eine Evakuierung der Bevölkerung in einem 2 km-Radius veranlasst. Die Zone wurde bis zum nächsten Abend sukzessive auf einen Radius von 20 km ausgedehnt. Darüber hinaus wurde am 15. März um die Evakuierungszone der Aufenthalt in Gebäuden bis zu einem Radius von 30 km empfohlen; die Empfehlung wurde am 22. April 2011 wieder aufgehoben. Zudem wurde um die Anlage eine Flugverbotszone mit gleichem Radius errichtet. Die japanische Küstenwache hatte darüber hinaus für die küstennahen Gewässer Räumungsanordnungen in einem Umkreis von 10 km ausgesprochen.

Am 16. März 2011 wurden die lokalen Behörden angewiesen, Einwohner bei der Evakuierung aus der 20 km-Zone aufzufordern, Jodpräparate mit stabilem Jod einzunehmen, um die Aufnahme von radioaktivem Jod zu unterbinden. Da die Evakuierung zum Zeitpunkt der Anweisung bereits abgeschlossen war, wurden von den Einwohnern jedoch keine Jodpräparate eingenommen.

Am 17. März 2011 wurden vorläufige Kontaminations-Grenzwerte zur Einschränkung des Verzehrs von Nahrungsmitteln veröffentlicht. Zudem wurden am 21. März 2011 Maßnahmen ergriffen, um die Verbreitung und den Verkauf von kontaminierten Nahrungsmitteln zu unterbinden. Am 25. März 2011 wurde den in der 30 km-Zone verbliebenen Personen empfohlen, ein Verlassen der Zone in Erwägung zu ziehen.

Im April 2011 beschloss die japanische Regierung, die 20 km-Evakuierungszone zu erweitern, so dass auch Gebiete erfasst wurden, in denen eine jährliche Strahlenexposition von über 20 mSv erwartet wurde. Diese sogenannte »Deliberate Evacuation Area« erstreckt sich in nordwestliche Richtung, wie in ► Abb. 5.17 ersichtlich ist. Die betroffenen Einwohner wurden aufgefordert, das Gebiet bis Ende Mai zu verlassen. Die 20 km-Zone wurde zum Sperrgebiet erklärt, was bis zum jetzigen Zeitpunkt aufrechterhalten wurde [27]. Der betroffenen Bevölkerung wurde die Möglichkeit eingeräumt, das Sperrgebiet für kurze Zeit zu betreten. Die Zone innerhalb des 3 km-Radius war von dieser Möglichkeit ausgenommen.

Darüber hinaus wurde im April außerhalb der 20 km-Zone ein Gebiet definiert, in dem im Falle eines weiteren Notfalles Maßnahmen der Evakuierung bzw. Aufenthalt in Gebäuden nötig wären.

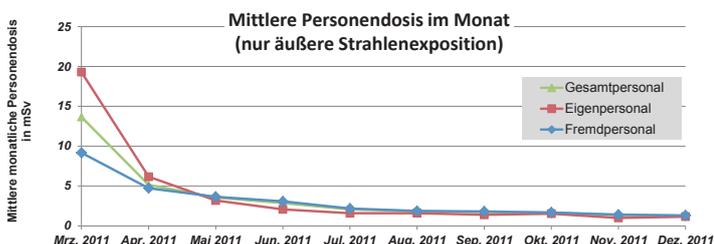


Abb. 5.15: Entwicklung der monatsbezogenen durchschnittlichen Strahlenexposition des auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals infolge Direktstrahlung (Datenquelle: TEPCO).

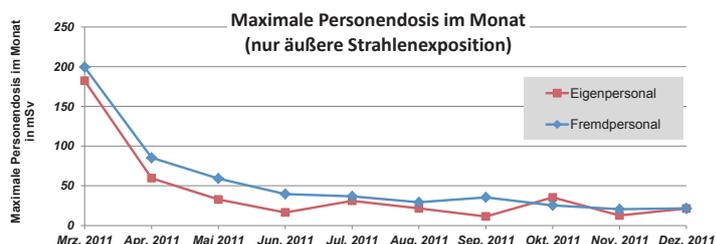


Abb. 5.16: Maximalwerte der monatsbezogenen Strahlenexposition des auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals infolge Direktstrahlung (Datenquelle: TEPCO).

**Restricted Area, Deliberate Evacuation Area, Evacuation-Prepared Area in case of Emergency
And Regions including Specific Spots Recommended for Evacuation (As of August 3, 2011)**

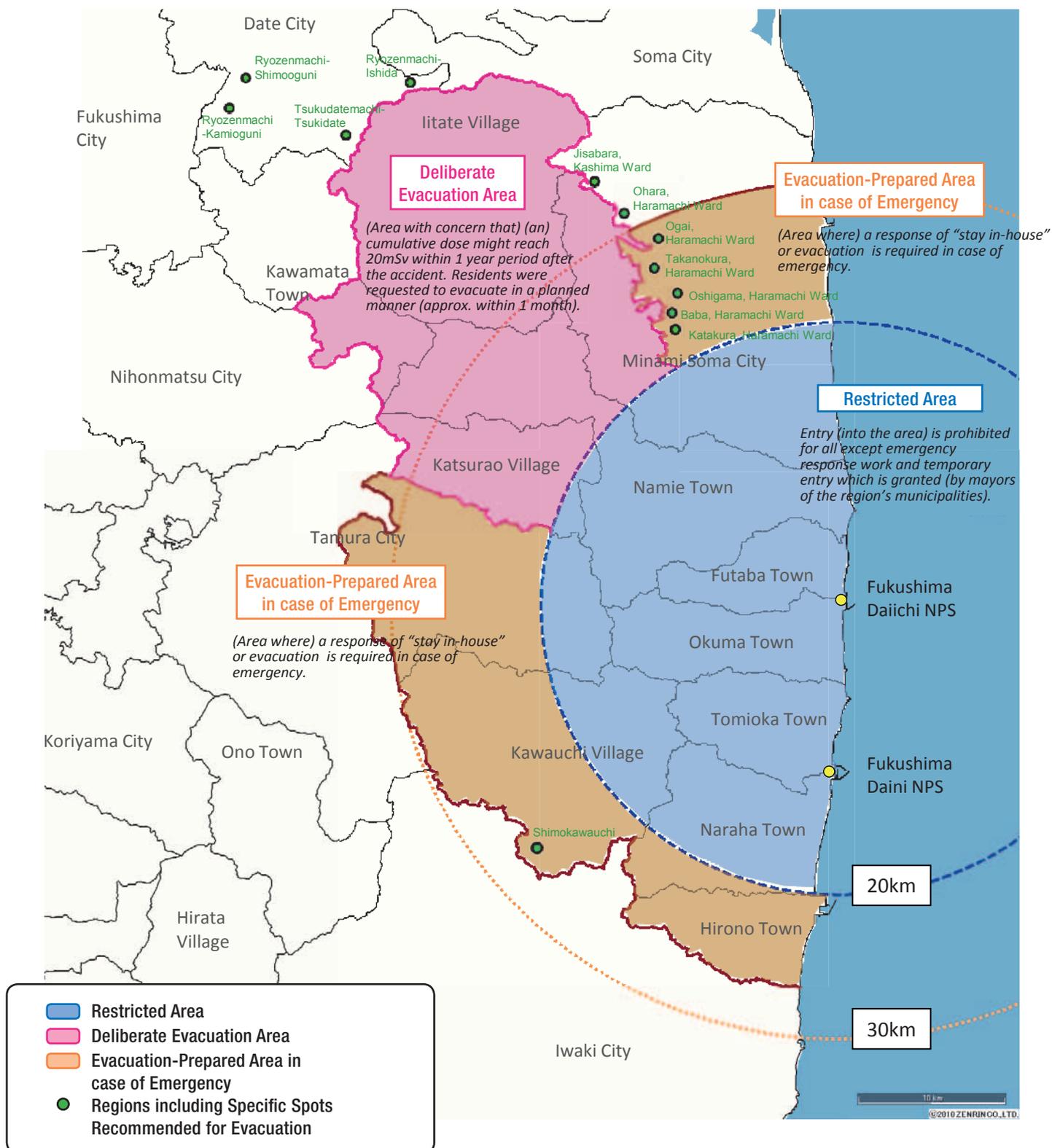


Abb. 5.17: Evakuierungs- und Sperrzonen um Fukushima Daiichi (Quelle: METI, grafisch überarbeitet).

In dieser »Evacuation Prepared Area in Case of Emergency«, die etwa den 30 km-Umkreis um das KKW Fukushima Daiichi mit Ausnahme der »Deliberate Evacuation Area« umfasste (► Abb. 5.17), galten Einschränkungen bezüglich der Lebensgewohnheiten. Schwangere, Kinder und Kranke sollten sich nicht in der Zone aufhalten. Kindergärten und Schulen wurden geschlossen. Ein freiwilliges Verlassen dieser Zone wurde empfohlen. Die »Evacuation-Prepared Area« wurde Ende September 2011 wieder aufgehoben.

Seit Juni 2011 wurden weitere einzelne Bereiche gefunden, an denen eine effektive Dosis von 20 mSv im ersten Jahr überschritten werden könnte. (»Specific Spots Recommended for Evacuation«). Hier wurde seitens der Behörden empfohlen, besondere Vorsichtsmaßnahmen einzuhalten und eine Evakuierung zu unterstützen. Bis September betraf das 227 einzelne Bereiche respektive 245 Haushalte [10].

Über die genannten Maßnahmen hinaus wurden und werden lageabhängig Maßnahmen zur Unterbindung einer Strahlenexposition durch den Verzehr kontaminierter Lebensmittel ergriffen.

Abschätzung der Strahlenexpositionen in der Bevölkerung. Im Nachgang zu den Evakuierungsmaßnahmen wurden Maßnahmen zur Abschätzung der Strahlenexposition der betroffenen Bevölkerung durchgeführt:

- Mit Stand 23. Mai 2011 wurden 191.988 Personen auf mögliche Kontaminationen untersucht [4]. Bei 102 Personen wurde der Schwellenwert zur Durchführung von Maßnahmen zur Beseitigung von Kontaminationen überschritten. Nach Anwendung dieser Maßnahmen lag der Messwert unterhalb des Schwellenwerts [4].
- Bis Ende Mai 2011 wurden insgesamt 195.345 Personen auf gesundheitliche Beeinträchtigungen untersucht, es fanden sich hierfür aber keine Anzeichen [20].
- In einem vereinfachten Verfahren wurden Messungen zur Strahlenexposition der Schilddrüse infolge der Aufnahme von radioaktivem Jod für 1.149 Kinder aus Iwaki City, Kawamata Town und Iitate Village im Zeitraum 24. bis 30. März 2011 durchgeführt [10]. Für 66 Kinder konnten die Messungen aufgrund der Messbedingungen nicht mit der notwendigen Genauigkeit durchgeführt werden. Für alle übrigen 1.080 Kinder wurden keine Werte oder nur Werte gefunden, die entsprechend der japanischen Nuclear Safety Commission als unbedenklich gelten (► Abb. 5.17).

Zur Verfolgung möglicher gesundheitlicher Langzeitfolgen und zur Durchführung künftiger Gesundheitsmaßnahmen wurde ein Gesundheitsüberwachungsprogramm gestartet (»Health Management Survey for the Residents in Fukushima Prefecture«) [10]. In diesem Programm werden in mehreren Stufen Daten zur Strahlenexposition und zum aktuellen Gesundheitszustand von rund 2 Millionen Menschen aus der Provinz Fukushima erfasst und langfristig verfolgt [10].

In einer Studie der Fukushima Medical University wurden 1.727 Bewohner verschiedener Städte und Dörfer (jeweils zwischen 10 km und 50 km vom Standort Fukushima entfernt) zur Ermittlung ihrer äußeren Strahlenexposition untersucht [28]. Für 63 % der Personen wurde eine Strahlenexposition unterhalb von 1 mSv ermittelt, für 23 % eine Strahlenexposition von 1 mSv und für 8 % eine Strahlenexposition von 2 mSv; der Dosisgrenzwert liegt bei 1 mSv/a. Bei 2,2 % (entspricht 38 Personen) lag die Strahlenexposition zwischen 5 und 10 mSv, für 0,2 % (entspricht 4 Personen) bei mehr als 10 mSv. Der insgesamt höchste Wert von 37,4 mSv wurde dabei für einen Mitarbeiter der Anlage ermittelt, der höchste Wert für einen sonstigen Bewohner lag bei 14,6 mSv. Nach Einschätzung der Fukushima Medical University sind Gesundheitseffekte durch die äußere Strahlenexposition nicht zu erwarten, unklar seien jedoch die gesundheitlichen Auswirkungen durch eine Aufnahme von radioaktivem Jod in der Schilddrüse, so dass der Langzeitbeobachtung der Bevölkerung entsprechend hohe Bedeutung zukommt [28].

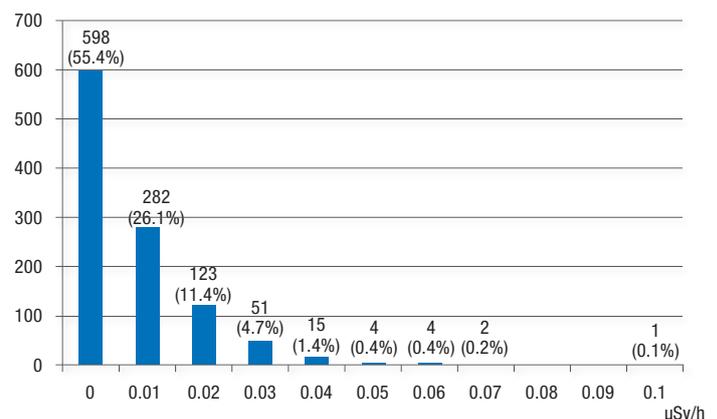


Abb. 5.18: Ergebnis der vereinfachten Messungen zur Aufnahme von Jod in der Schilddrüse von Kindern (die Ordinate gibt die Anzahl der untersuchten Kinder an); Werte unterhalb von 0,2 µSv/h gelten als unbedenklich (Quelle: Bericht der jap. Regierung, Sept. 2011).

Bodenkontamination Cs-134 und Cs-137	> 300 kBq/m ²	> 600 kBq/m ²	> 1 MBq/m ²	> 3 MBq/m ²	6-30 MBq/m ²
Dosis durch externe Exposition in 1 Jahr	> 5 mSv	> 10 mSv	> 16 mSv	> 50 mSv	100-500 mSv
Dosis durch externe Exposition in 10 Jahren	> 19 mSv	> 38 mSv	> 63 mSv	> 190 mSv	380-1.900 mSv
Dosis durch externe Exposition in 70 Jahren	> 41 mSv	> 82 mSv	> 136 mSv	> 408 mSv	816-4.080 mSv

Abb. 5.19: Erwartete externe Strahlenexpositionen, abhängig von der Bodenkontamination mit Cs-134 und Cs-137 (Quelle: IRSN).

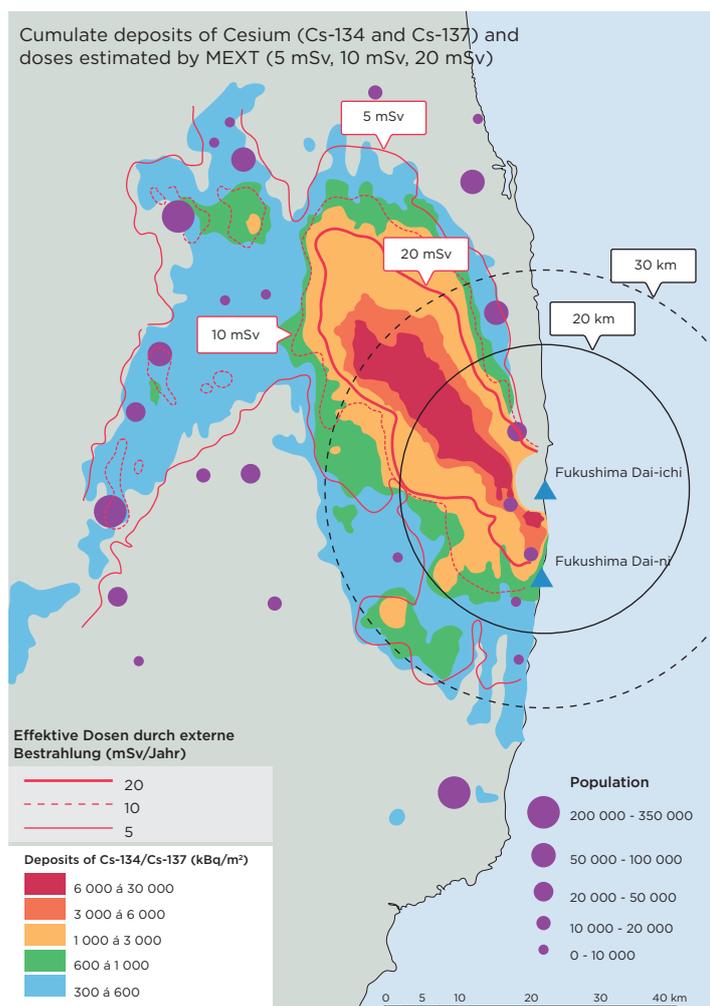


Abb. 5.20: Erwartete effektive Dosis, aufsummiert für das erste Jahr, sowie Bodenkontamination mit Cs-134 und Cs-137 (Quelle: ENSI).

Abschätzung der zu erwartenden Folgedosis. Erwartete effektive Dosen durch externe Exposition aufgrund von Bodenkontaminationen sind in ► Abb. 5.20 dargestellt. Eingezeichnet sind Isodosislinien für 5 mSv, 10 mSv und 20 mSv. Mögliche Langzeitauswirkungen wurden von Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) auf Grundlage der Bodenkontaminationen abgeschätzt (► Abb. 5.19). Dieser Abschätzung liegen zwei konservative Annahmen zugrunde, nämlich dass sich eine Person über den gesamten Zeitraum ununterbrochen auf der kontaminierten Fläche aufhält und dass in dieser Zeit keinerlei Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt werden.

Vergleich mit Tschernobyl. ENSI hat auf Grundlage der verfügbaren Daten die Langzeitfolgen von Fukushima und Tschernobyl abgeschätzt. Der Vergleich zeigt, dass die Folgen des Unfalls in Fukushima sowohl in Bezug auf die mittlere effektive Dosis pro Einwohner als auch hinsichtlich der Anzahl der betroffenen Personen deutlich geringer ausfallen als die des Unfalls von Tschernobyl (► Abb. 5.21).

	Mittlere effektive Dosis pro Einwohner	Betroffene	Bemerkungen
Fukushima	ca. 100 mSv in 10 Jahren ca. 160 mSv in 70 Jahren	ca. 340.000	Außerhalb der evakuierten Zone bis ca. 70 km nordwestlich
Tschernobyl	ca. 190 mSv in 50 Jahren	ca. 75 Mio.	Außerhalb der evakuierten Zone 30 – 1.000 km

Abb. 5.21: Abgeschätzte Langzeitdosen für die Bevölkerung durch externe Exposition infolge der Unfälle in Fukushima und Tschernobyl (Quelle: ENSI).

6 Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen am Standort

Im Anschluss an die eigentlichen Notfallmaßnahmen hat der Betreiber TEPCO bereits seit den ersten Wochen nach dem Unfall auf dem Anlagen-gelände eine Vielzahl von Maßnahmen durchgeführt, die der Bewältigung der Unfallfolgen und der weiteren Stabilisierung der Anlagen dienen. Dieses Kapitel gibt einen Überblick über die wesentlichen bislang erfolgten Arbeiten und beschreibt die Grundzüge der kurz- bis langfristigen Planung bis hin zum Abbau der Blöcke 1 bis 4. Die hier wiedergegebenen Informationen stammen aus entsprechenden Berichten und Pressemitteilungen von TEPCO [33], [34].

6.1 Bisherige Maßnahmen und Status quo

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

Kühlung und Stromversorgung

Bespeisung der Reaktoren und Brennelementbecken. Die Bespeisung der Reaktorblöcke 1 bis 3 erfolgte in der ersten Woche nach dem Unfall über mobile Pumpen, teilweise mit Meerwasser. Später wurden alle drei Blöcke auf Frischwassereinspeisung umgestellt. Seit Ende Juni 2011 werden die Blöcke 1 bis 3 mit Wasser bespeist, das aus der zwischenzeitlich errichteten Aufbereitungsanlage (s. u.) stammt.

Während der ersten Monate wurden zur Einspeisung in die Reaktoren der drei Blöcke Rohrleitungen des Hauptspeisewassersystems genutzt. Seit September 2011 (Blöcke 2 und 3) bzw. seit Dezember 2011 (Block 1) wird darüber hinaus auch das Kernsprühsystem (► Kap. 3.2.1) genutzt. Zur Bespeisung stehen mittlerweile (Stand Anfang 2012) mehrere Pumpen zur Verfügung, die an verschiedenen Stellen des Anlagengeländes platziert wurden:

- 3 Elektromotorpumpen, die vom externen Netz versorgt werden (max. 20 m³/h, Förderhöhe 113 m, 11 kW) und sich auf dem Hügel des Anlagengeländes befinden,
- 3 Ersatz-Elektromotorpumpen, die von Dieselgeneratoren versorgt werden (max. 20 m³/h, Förderhöhe 113 m, 11 kW) und sich ebenfalls auf dem Hügel des Anlagengeländes befinden,



Abb. 6.1: Mobile Anlagen zur Entsalzung des Wassers in den Brennelementbecken (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.2: Arbeiten zur Wiederherstellung der Anbindung der Anlage an das Stromnetz (Quelle: TEPCO).

- 3 Ersatz-Elektromotorpumpen, die vom externen Netz oder Dieselgeneratoren versorgt werden können (max. 37 m³/h, Förderhöhe 93 m, 18,5 kW) und sich neben den Frischwassertanks auf dem Anlagengelände befinden,
- mehrere Feuerlöschfahrzeuge für Notfälle (vermutlich 3 mit einer Kapazität bis zu 168 m³/h und 8 mit einer Kapazität bis zu 120 m³/h bei einer Förderhöhe von ca. 8,5 m), die sich auf dem Hügel des Anlagengeländes befinden, und
- 2 Kondensatpumpen des Blocks 2, mit denen Wasser aus dem Kondensatbehälter von Block 3 in die Blöcke 1-3 eingespeist werden kann (diese Pumpen befinden sich außerhalb des Maschinenhauses).

Seit Dezember 2011 steht darüber hinaus jeweils eine weitere Pumpe in den Maschinenhäusern zur Verfügung.

Zur Kühlung der Brennelementlagerbecken wurden zwischen Ende Juni und Mitte August 2011 alternative Kühlsysteme errichtet, mit denen Frischwasser nicht nur in die Becken eingespeist, sondern in einem geschlossenen Kreislauf über Luftkühler geleitet wird. Seit November 2011 wurden außerdem Systeme in Betrieb genommen, mit denen dem Wasser Salz (Blöcke 2 und 4) (► Abb. 6.1) bzw. radioaktive Stoffe (Blöcke 2 und 3) entzogen wird.

Stromversorgung. Um zu gewährleisten, dass auch nach einem weiteren Beben oder einer weiteren Überflutung mit teilweise Ausfall der zur Einspeisung benötigten externen Aggregate eine Kühlung schnell wiederhergestellt werden kann, ist neben der Verfügbarkeit von Reservepumpen auch eine möglichst robuste Stromversorgung erforderlich.

Seit August 2011 stehen hierfür vier externe Netzanschlüsse sowie mehrere Dieselgeneratoren zur Verfügung. Dadurch hat sich die Stromversorgungssituation am Standort seit dem Unfall wesentlich verbessert: Für den Fall eines Ausfalls einer Stromversorgungsquelle sind mehrere Redundanzen vorhanden. Zum Schutz gegen mögliche Überflutungen wurde ein Teil der Dieselgeneratoren ebenso wie ein Teil der Pumpen auf einem Hügel aufgebaut.

Behandlung kontaminierter Wässer

Entstehung und Transport kontaminierter Wässer. Durch die Einspeisung in die Reaktoren entstehen große Mengen an Wasser, das mit Radionukliden kontaminiert ist: Das Wasser kommt in den Reaktoren mit radioaktiven Stoffen in Berührung, nimmt sie dort zum Teil auf und gelangt vermutlich zunächst über Leckagen aus den RDB in die Containments; von dort aus strömt es auf bisher unbekanntem Wege weiter in die benachbarten Maschinenhäuser, wo es sich in den unteren Gebäudeteilen ansammelt. TEPCO geht davon aus, dass außerdem auch Grundwasser in die Reaktorgebäude und von dort auf denselben Wegen in die Maschinenhäuser eindringt. Ein Teil des kontaminierten Wassers wurde im April 2011 wegen fehlender Lagermöglichkeiten gezielt in den Pazifik eingeleitet bzw. gelangte unkontrolliert ins Meer, wodurch es zur Kontamination des Meerwassers und des Meeresgrundes am Standort kam (► Kap. 5.1). Seit Mitte 2011 wird das kontaminierte Wasser aus den Maschinenhäusern abgepumpt und in Tanks gelagert. Neben den auf dem Anlagengelände aufgebauten Behältern wurde bereits im Mai 2011 zur Lagerung auch ein Schwimmpon-ton, das sog. Megafloat (► Abb. 6.3), genutzt. Ob und ggf. wie viel Wasser daneben noch in das Meer bzw. aus den Maschinenhäusern in die Umwelt gelangt, ist – abgesehen von einzelnen Meldungen – nicht bekannt.



Abb. 6.3: Das »Megafloat«, das zur Lagerung von kontaminiertem Wasser genutzt wurde, wird in den Hafen der Anlage geschleppt (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.4: Tanks der Wasseraufbereitungsanlage (Quelle: TEPCO).

Anlage zur Wasseraufbereitung. Seit Mitte Juni 2011 wird das kontaminierte Wasser in einer Aufbereitungsanlage behandelt, die auf dem Anlagengelände errichtet wurde. Die Anlage besteht aus mehreren Stufen, in denen das Wasser zunächst von Ölrückständen befreit und entsalzt wird. Ein Teil der radioaktiven Stoffe – insb. das Cäsium 137 – wird durch Ionenaustausch dem Wasser gezogen und damit der Grad der Kontamination verringert.

Vor allem in den ersten Wochen nach Inbetriebnahme der Aufbereitungsanlage kam es wiederholt zu technischen Problemen, die zu einer Unterbrechung der Wasserbehandlung bzw. zu einer zeitweisen Verringerung der Leistung führten. Bis Ende 2011 wurden ca. 223.000 m³ Wasser aufbereitet. In den unteren Gebäudebereichen der Blöcke 1 bis 4 befinden sich fast 80.000 m³ Wasser (Stand: 31. Januar 2012). Die Kapazität der Aufbereitungsanlage lag Anfang 2012 bei ca. 1.140 m³/Tag. Seit Ende Juni 2011 wird ein Teil des aufbereiteten Wassers zur Bespeisung der Reaktoren wiederverwendet und dadurch die Vergrößerung des Gesamtvolumens an kontaminiertem Wasser verhindert. Der nicht zur Bespeisung verwendete Teil wird in Tanks gelagert.

Auch in den unteren Gebäudebereichen des Maschinenhauses für Block 5 und 6 sammelt sich weiterhin Wasser an. Dieses Wasser wird in der blockeigenen Aufbereitungsanlage gereinigt. Anschließend wird es außerhalb der Anlage versprüht oder in Tanks gelagert.



Abb. 6.5: Blick in die Wasseraufbereitungsanlage (Quelle: TEPCO).

Reduzierung luftgetragener Freisetzungen und der Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände

Frühzeitige Maßnahmen. Um die Strahlendosen des auf der Anlage eingesetzten Personals zu verringern, begann TEPCO in den ersten Wochen nach dem Unfall damit, Trümmerteile zu bergen bzw. an bestimmten Stellen des Geländes zu sammeln. Dies war notwendig, um die von den abgelagerten Radionukliden ausgehende Direktstrahlung an den Stellen zu verringern, an denen zur Kühlung der Reaktoren gearbeitet werden musste. Das Bergen bzw. Zusammentragen von Schutt und Trümmern wurde teilweise mit ferngelenkten Geräten bewerkstelligt. Mit Fortschreiten dieser Arbeiten entstanden einerseits Flächen und Wege mit vergleichsweise geringen ODL, andererseits aber auch Stellen (beispielsweise Schutthaufen), an denen hohe Dosisraten herrschen (► Kap. 5).

Parallel zu den Aufräumarbeiten wurde – ebenfalls teilweise ferngelenkt – großflächig Bindemittel versprüht (► Abb. 6.6). Mit dieser Maßnahme wird verhindert, dass sich Radionuklide, die beispielsweise während der Ventings aus den Reaktoren ins Freie gelangten und sich dort auf Flächen abgesetzt haben, durch den Wind wieder aufgewirbelt werden (sog. Re-suspension) oder durch Niederschläge abgewaschen und mit dem Wasser weitertransportiert werden.



Abb. 6.6: Versprühen von Bindemittel auf dem Anlagengelände (Quelle: TEPCO).

Einhausung von Block 1. Denselben Zielen sowie dem Schutz vor witterungsbedingten Einwirkungen dient auch die Einhausung des Reaktorgebäudes von Block 1, die Ende Oktober 2011 fertiggestellt wurde. Die Einhausung besteht aus einer Stahlgerüstkonstruktion, auf der vorgefertigte Teile montiert wurden. Diese Teile sind mit einer Membran aus Polyesterfasern bespannt, die mit PVC beschichtet ist. Die Grundfläche der Einhausung misst 42 x 47 m, ihre Höhe beträgt 57 m. Die Satteldachkonstruktion wurde gewählt, damit Regen oder Schnee seitlich ablaufen können und somit mit ihrem Gewicht nicht das Dach belasten. Die Einhausung soll so für eine Schneelast von 30 cm ausgelegt sein. Die Auslegung gegen Wind beträgt 25 m/sec; sie wurde an dem in den letzten 35 Jahren in der Region gemessenen Höchstwert von 17 m/sec über eine Dauer von 10 min. ausgerichtet. Die Auslegung gegen Erdbeben entspricht den allgemeinen japanischen Bauvorschriften.

Im Inneren der Einhausung wurden verschiedene technische Komponenten installiert. Die mit Blick auf das Ziel der Reduzierung luftgetragener Freisetzungen wichtigste ist eine Anlage, mit der die Luft aus dem Raum zwischen der Innenwand der Einhausung und dem Reaktorgebäude abgesaugt und gefiltert wird. Die Leistung der Absaugvorrichtung wurde mit ca. 40.000 m³/h angegeben. Die Filterungsanlage soll radioaktives Cäsium und andere Radionuklide zurückhalten können. Neben der Entlüftungsanlage wurden weitere Komponenten wie Kameras, Beleuchtung sowie Geräte zur Messung von Temperatur und Strahlung installiert.



Abb. 6.7 – 6.9: Phasen der Errichtung der Einhausung um das Reaktorgebäude von Block 1 (Quelle: TEPCO).

6.2 Geplante Maßnahmen bis zum Rückbau

Aufgefordert durch die japanischen Regierung hat TEPCO in Abstimmung mit der Aufsichtsbehörde NISA einen Zeitplan mit den mittel- und langfristigen Maßnahmen zur Stilllegung der Blöcke 1 bis 4 erstellt (die sog. *Roadmap towards Restoration from the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*), der auf einer Regierungskonferenz im Dezember 2011 der Öffentlichkeit vorgestellt wurde. In seiner Gesamtheit wurde der Plan von der Regierung bzw. NISA genehmigt; die Durchführung einzelner Maßnahmen steht aber unter dem Vorbehalt der Genehmigung durch NISA.

Überblick

Die Planung der Stilllegung der Blöcke 1 bis 4 ist in drei Phasen unterteilt, die sich über einen Gesamtzeitraum von 30 bis 40 Jahren erstrecken. Inhaltlich reicht die Planung von kurzfristigen Maßnahmen, die bis 2014 durchgeführt werden sollen, bis zum Abschluss des vollständigen Rückbaus aller vier Blöcke.

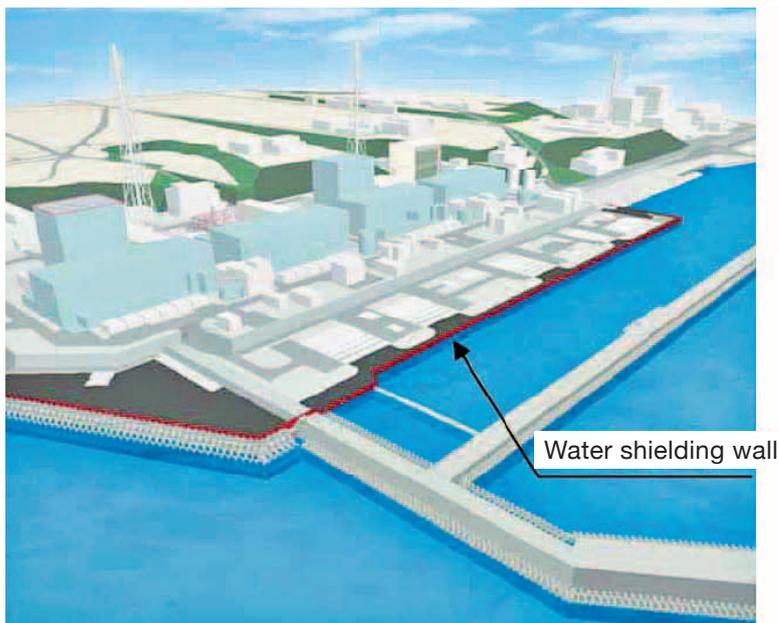
Phase 1. Die erste Phase erstreckt sich über einen Zeitraum von zwei Jahren (beginnend mit Anfang 2012). In dieser Zeit sollen Freisetzen radioaktiver Stoffe weiter vermindert werden. Außerdem soll mit der Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken begonnen und die für die spätere Bergung des Kernbrennstoffs erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gestartet werden.

Phase 2. Phase 2 soll nach derzeitigem Planungsstand spätestens Anfang 2014 beginnen und etwa 2022 abgeschlossen sein. Bis dahin sollen die Brennelemente aus den Lagerbecken der Blöcke 1 bis 4 entfernt und das gesamte Inventar an kontaminierten Wässern behandelt worden sein. Vor Abschluss der Phase 2 soll außerdem mit der Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren begonnen werden.

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

Neben den vorgenannten Zielen sollen – vor allem in der ersten Phase – die Kühlung der Reaktoren und die Wasserbehandlung weiter verbessert werden. Um die Zuverlässigkeit des bestehenden Kühlkreislaufs allgemein und auch gegen Erdbeneinwirkungen zu optimieren, sollen dazu in 2012 u. a. robustere Rohrleitungen verlegt und die Leitungswege zu den Reaktorgebäuden hin verkürzt werden. Ebenfalls für 2012 ist eine Erweiterung der Wasserbehandlungsanlage geplant. Mit einem neuen Anlagenteil sollen dann dem Wasser weitere Radionuklide entzogen werden, die das bis dahin genutzte Verfahren nicht erfasst.

Overview



Cross-section

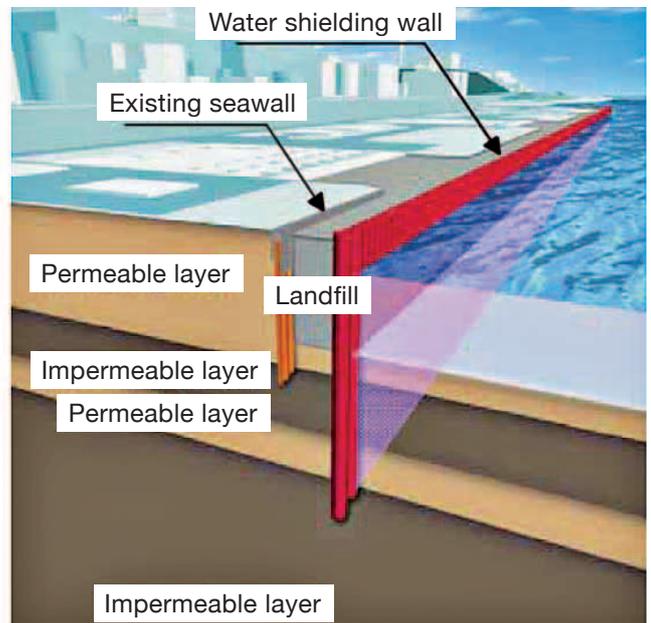
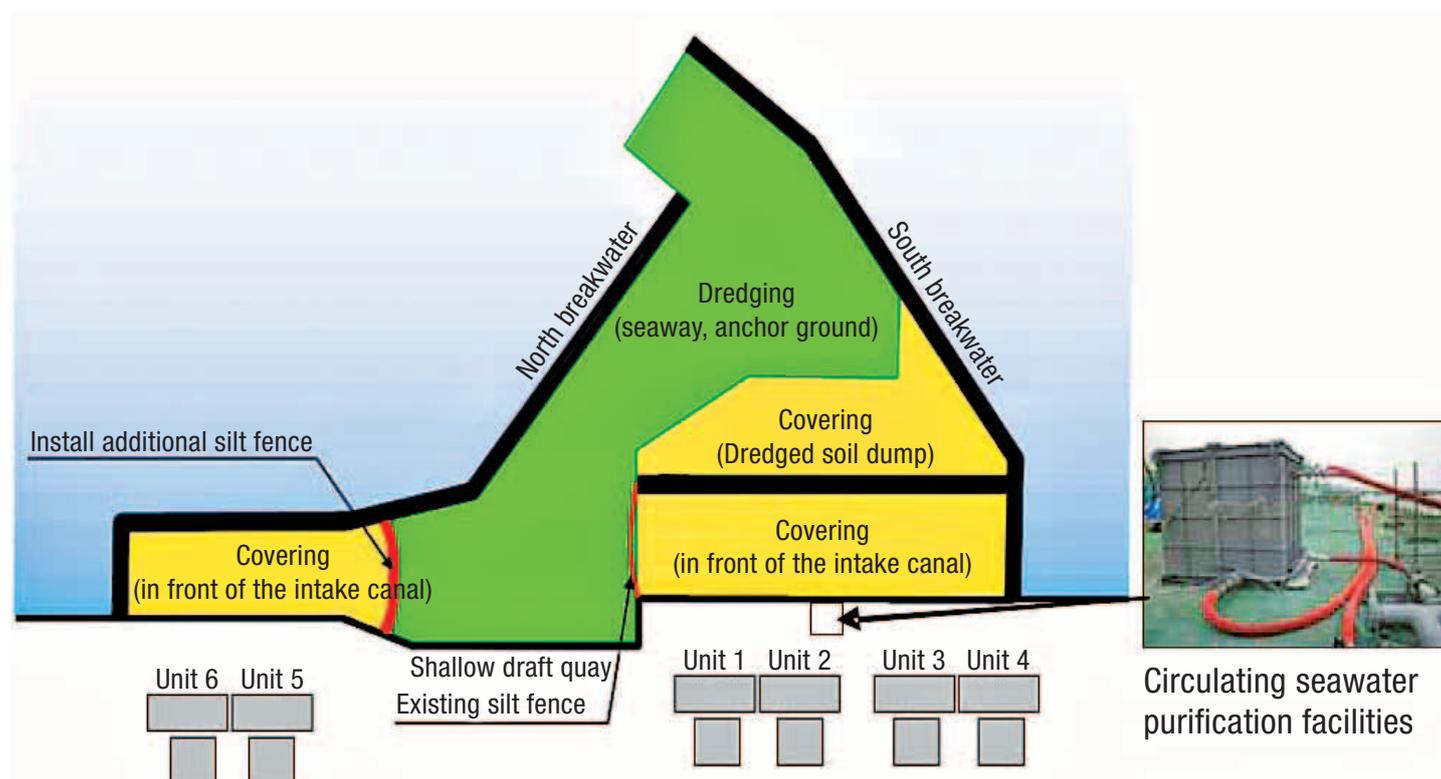


Abb. 6.10: Schematische Darstellung der geplanten Barrieren vor den Kühlwassereinlaufbauwerken der Blöcke 1-6 (Quelle: TEPCO, überarbeitet).

Weitere Verminderung von Freisetzungen in Wasser und Luft

Eines der Ziele der Phase 1 liegt darin, die Freisetzungen von Radionukliden bis Ende 2012 soweit zu reduzieren, dass an der Außengrenze des Standorts eine effektive Jahresdosis von weniger als 1 mSv nicht überschritten wird. Dazu sind verschiedene Maßnahmen vorgesehen, die sowohl wasser- als auch luftgetragene Freisetzungen vermindern sollen.

Barrieren gegen wassergetragene Freisetzungen und Versiegelung des Meeresbodens. Bereits im Oktober 2011 wurde mit dem Bau einer Barriere (Einrammen von Spundwänden und Errichtung von Abdichtungen) vor den Kühlwassereinlaufbauwerken der Blöcke 1 bis 4 begonnen. Diese mehrere Meter in die Tiefe reichende Barriere soll die Freisetzung radioaktiver Wässer vom Anlagengelände ins Meer verhindern (► Abb. 6.10). Die Fertigstellung ist laut Betreiber Mitte 2014 geplant. Zusätzlich sind schwimmende Barrieren im Hafenbecken der Anlage vor den Blöcken 5 und 6 vorgesehen, sogenannte *silt-fences*. Mit deren Hilfe sollen radioaktive Stoffe zurückgehalten werden, die sonst über das Meerwasser des Hafenbeckens in das offene Meer freigesetzt werden könnten. Für die Blöcke 1-4 sind bereits *silt-fences* zum Hafenbecken hin gesetzt worden.



Ende Februar 2012 kündigte TEPCO an, den Meeresboden vor den Einlaufbauwerken der Blöcke 1 bis 6 auf einer Fläche von rund 70.000 m² mit einem Ton-Zement-Gemisch zu versiegeln. Damit soll verhindert werden, dass die Radionuklide, die sich in größerem Umfang im Sediment angereichert haben, wieder in das Meerwasser gelangen (etwa durch Aufwirbelung bzw. Aufreißen des Meeresbodens bei der Überfahrt von Schiffen). Die Versiegelung soll eine Dicke von ca. 60 cm haben. TEPCO geht davon aus, dass durch diese Maßnahme die Kontaminationen für rund 50 Jahre gebunden werden können.

Abdeckungen, Abschirmungen und weitere Einhausungen. Zur Verhinderung einer luftgetragenen Verschleppung radioaktiver Stoffe und zur Verminderung der Direktstrahlung sollen im Lauf des Jahres 2012 kontaminierte Flächen mit Erde und die Rückstände aus der Wasseraufbereitungsanlage mit Sand abgedeckt werden. Die von größeren kontaminierten Trümmerteilen ausgehende Direktstrahlung soll durch deren Einlagerung in Gebäuden abgeschirmt werden.

Über den Reaktorgebäuden der Blöcke 2 und 3 sollen ebenfalls Einhausungen nach dem Vorbild von Block 1 errichtet werden. Entgegen ursprünglicher Planungen soll dies jedoch erst nach Entladung der Brennelemente aus den jeweiligen Lagerbecken geschehen.

Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken

In den Brennelementlagerbecken der Blöcke 1 bis 4 befinden sich insgesamt 4.441 Brennelemente (kurz: BE; Block 1: 392, Block 2: 615, Block 3: 566, Block 4: 1.535). Auch wenn deren Nachzerfallsleistung im Lauf der bisherigen Lagerzeit teilweise erheblich abgeklungen ist, emittieren sie nach wie vor noch eine sehr hohe Strahlung (vor allem Gammastrahlung).

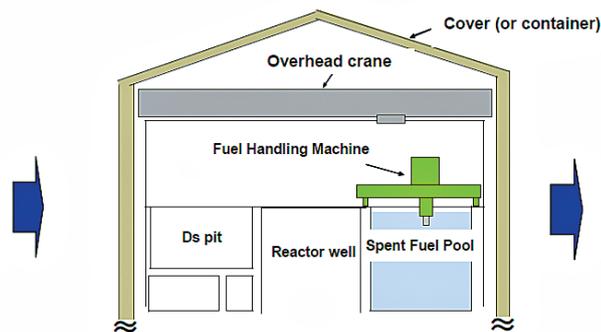
Die Entnahme der BE ist deshalb – so wie auch unter normalen Umständen – nur mit ferngelenkten Geräten möglich. TEPCO plant, dazu nach den notwendigen Reparaturen die vorhandenen BE-Wechselmaschinen zu nutzen (► Abb. 6.11). Diese Vorrichtungen verfügen über einen teleskopähnlichen Greifarm und bewegen sich auf einem Schienensystem über dem Becken. Vor der eigentlichen Entnahme aus dem Becken müssen die BE unter Wasser in Transportbehälter geladen werden. Die beladenen Transportbehälter werden anschließend mit einem Brückenkran aus dem BE-Becken gehoben und zur weiteren sicheren Verwahrung aus dem Reaktorgebäude transportiert.

Ob bzw. in welchem Zeitrahmen die so geplante Entladung möglich ist, hängt neben dem Grad der Beschädigungen der BE-Wechselmaschinen vor allem von zwei Faktoren ab: Zum einen müssen in den Blöcken 1, 3 und 4 vor der eigentlichen Bergung der BE die Trümmer beseitigt werden, die infolge der Explosionen aus den Gebäudestrukturen herausgelöst und auf bzw. in die Becken gefallen sind. Daneben ist fraglich, in welchem Zustand sich die BE in den einzelnen Becken befinden. Aus Bildaufnahmen der BE im Becken von Block 4 lässt sich zwar schließen, dass ein verhältnismäßig großer Teil der dort vorhandenen BE keine sichtbaren Schäden aufweist. Jedoch ist u. a. durch die Bedeckung mit Trümmerteilen noch nicht der Zustand aller BE bekannt. Je nach Schadensart bzw. -umfang kann eine Bergung mit herkömmlichen Mitteln ausgeschlossen und die Entwicklung alternativer Techniken mit entsprechender zeitlicher Verzögerung erforderlich sein.

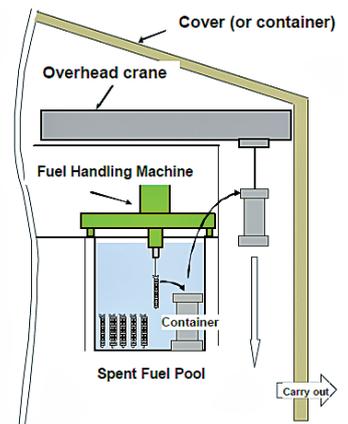
Mitte 2013 will TEPCO mit dem Entladen in Block 4 beginnen. Ende 2014, noch in der ersten Phase der Stilllegung, soll dann mit der Entladung der BE in Block 3 begonnen werden; die Arbeiten an den Blöcken 1 und 2 sind in der Phase 2 vorgesehen.



Debris removal from the upper part of reactor building



Installation of cover (or container) / crane



Fuel removal work

Abb. 6.11: Schematische Darstellung des von TEPCO geplanten Verfahrens zur Entladung der Brennelemente aus den Lagerbecken der Blöcke 1 bis 4 (Quelle: TEPCO).

Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3

Als technisch aufwendigsten Schritt der Stilllegung schätzt TEPCO die Bergung der zerstörten Reaktorkerne aus den Blöcken 1 bis 3 ein. Die Bergung soll vor Ende der Phase 2 in etwa 10 Jahren beginnen und nach dem Zeitplan in etwa 20 bis 25 Jahren abgeschlossen sein.

Nach den derzeit vorliegenden Analyseergebnissen von TEPCO und NISA (► Kap. 4) ist davon auszugehen, dass die Kerne in den Reaktoren der Blöcke 1, 2 und 3 ganz oder zumindest teilweise geschmolzen sind. Wo genau im Reaktorinneren und in welchem Zustand sich der Kernbrennstoff befindet, ist jedoch noch unklar.

Nach heutigem Planungsstand soll die Bergung mit ferngelenkten Geräten unter Wasser erfolgen, d. h. die Containments der betroffenen Blöcke sollen vor Beginn der Bergung geflutet werden. Dies soll u. a. dazu dienen, die vom Kernbrennstoff ausgehende Gammastrahlung abzuschirmen (die sog. »Halbwertsdicke« von Wasser beträgt ca. 15 cm, d. h. diese Wasserschicht reduziert die Gammastrahlung um etwa die Hälfte). Nach Öffnung des Containment-Deckels soll ein Greifarm Schmelzfragmente lösen und unter Wasser in Behälter laden (► Abb. 6.12). Die Behälter sollen anschließend zunächst im Brennelementlagerbecken abgesetzt und später von dort aus dem Reaktorgebäude in ein Zwischenlager transportiert werden.

Ob bzw. in welchem Zeitraum die Bergung in der vorbeschriebenen Weise gelingen wird, ist aus heutiger Perspektive nicht sicher zu beurteilen. Sicher ist, dass die für die Erkundung des Reaktorinneren als auch für die eigentliche Bergung erforderlichen Techniken und Methoden in größerem Umfang erst noch entwickelt werden müssen. Außerdem setzt die geplante Flutung der Containments voraus, dass diese zunächst abgedichtet werden können; derzeit strömt, wie oben beschrieben, das in die Reaktoren eingespeiste Wasser aus den Containments in anschließende Gebäudeteile, ohne dass Lage und Größe der Leckagen bekannt sind.

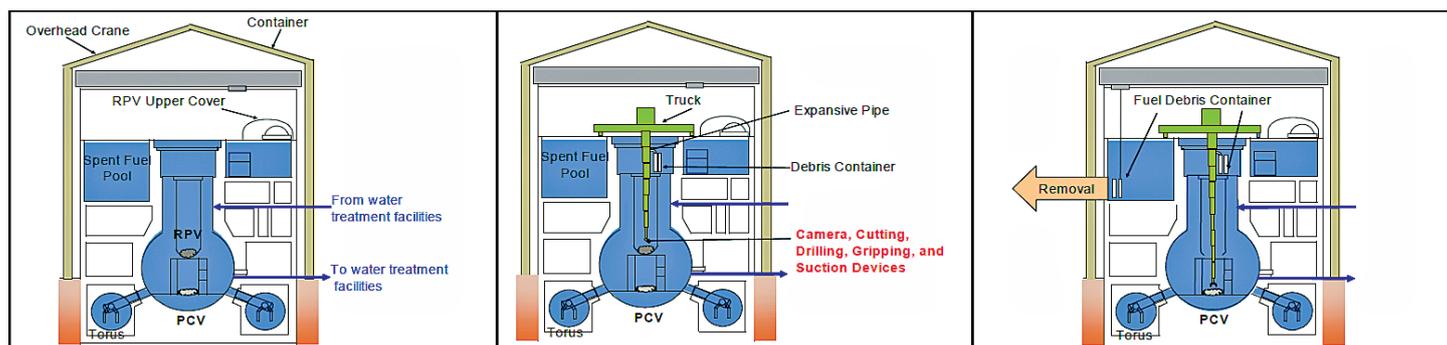


Abb. 6.12: Schematische Darstellung der beabsichtigten Bergung des Kernbrennstoffs aus den gefluteten Containments mithilfe eines ferngesteuerten Krans (Quelle: TEPCO).

7 INES-Einstufung des Unfalls

Zweck und Aufbau der INES-Skala

Nach einem Ereignis in einem Kernkraftwerk oder allgemein im Umgang mit radioaktiven Stoffen soll die Öffentlichkeit möglichst schnell und zuverlässig über die sicherheitstechnische Bedeutung und das Ausmaß möglicher Auswirkungen informiert werden. Dabei reicht eine bloße Beschreibung des Ereignisses – etwa der Ausfall einer bestimmten Komponente der Anlage – oft nicht aus: Die betroffenen Anlagen und die Ereignisse sind in der Regel so komplex, dass sich die Allgemeinheit mit rein technischen Angaben kein fundiertes Urteil über deren Bedeutung bilden kann.

Aus diesem Grund gibt es die Internationale Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (»International Nuclear and Radiological Event Scale«) – kurz: INES [35]. Entwickelt wurde die Skala von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO). Durch die Einordnung eines Ereignisses in eine der Stufen erlaubt die INES, sich auf einen Blick über dessen Bedeutung zu informieren. Weltweit nutzen derzeit über 60 Staaten dieses Instrument.

Die INES-Skala besteht aus verschiedenen Stufen, die zur Einordnung eines konkreten Ereignisses genutzt werden. Diese Stufen reichen von Stufe 1 – der sogenannten »Störung« (engl.: »anomaly«) – bis hin zu Stufe 7, die für einen »Katastrophalen Unfall« (»major accident«) steht. Dabei werden Ereignisse der Stufen 1 bis 3 als »Störungen« bzw. »Störfälle« (»incidents«) bezeichnet; höher eingestufte Ereignisse gelten als »Unfälle« (»accidents«) (► Abb. 7.1). Die sicherheitsbezogene Bedeutung bzw. die Schwere des Stör- oder Unfalls steigt mit jeder Stufe. Im Lauf der Jahre ist es darüber hinaus üblich geworden, Ereignisse ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung in eine inoffizielle »Stufe 0« (»deviation«) einzuordnen.

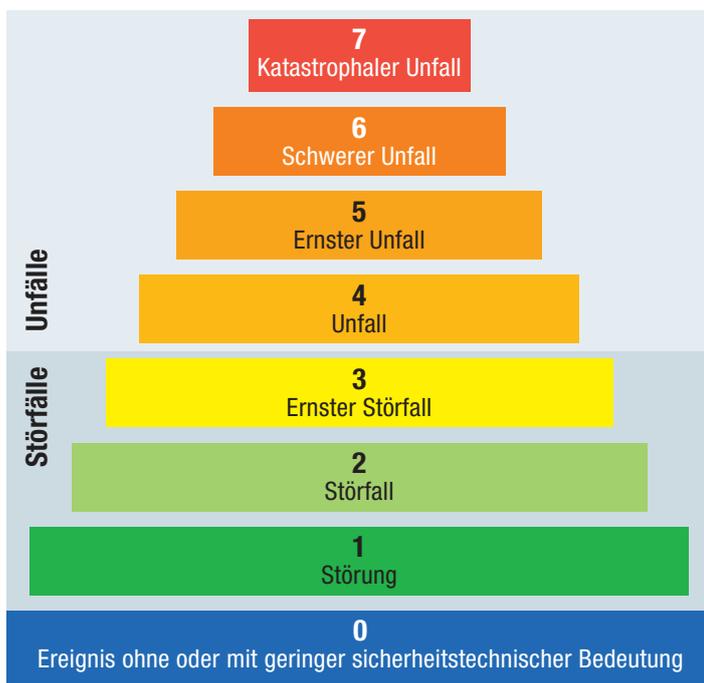


Abb. 7.1: Aufbau der internationalen Bewertungsskala INES.

Zur Einordnung eines Ereignisses wird ein umfangreicher Katalog von Kriterien herangezogen, der in einem Handbuch der IAEA veröffentlicht ist. Die Kriterien lassen sich in folgende Kategorien gliedern (► Abb. 7.2):

- Auswirkung auf Mensch und Umwelt (außerhalb der Anlage)
- Auswirkung auf radiologische Barrieren und Überwachungsmaßnahmen (innerhalb der Anlage)
- Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen (innerhalb der Anlage)

INES-Einstufung Fukushima

Aufgrund der Entwicklungen im Verlauf des Unfalls wurde die INES-Einstufung sowohl für den gesamten Standort als auch für einzelne Blöcke bis zur finalen Einschätzung am 12. April 2011 mehrmals angepasst [4], [36].

INES 3. Die erste INES-Einstufung erfolgte noch am Tag des Erdbebens/Tsunamis am 11. März 2011. Die japanische Aufsichtsbehörde NISA ordnete das Ereignis zunächst als INES 3 ein, als einen »Ernsten Störfall«. Ausschlaggebendes Kriterium für diese Einordnung war der durch die fehlende Stromversorgung bedingte Ausfall der Einspeisepumpen und der Not- und Nachkühlsysteme in den Blöcken 1 bis 3 (► Kap. 3.2.2 und 3.3.2).

INES 5. Nachdem im Verlauf des Unfalls die Kühlwassereinspeisung in die Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 jeweils für längere Zeit nicht funktionierte, lag die Vermutung nahe, dass es dadurch zu Kernschädigungen gekommen war. Die japanische Aufsichtsbehörde sah damit das Kriterium »Schwere Schäden am Reaktorkern« erfüllt und hob aus diesem Grund am 18. März 2011 die Einstufung der Blöcke 1 bis 3 auf INES 5 – »Schwerer Unfall« – an.

INES 7. Während des Unfallverlaufs kam es am Standort Fukushima Daiichi mehrmals zur Freisetzung radioaktiver Stoffe. Wie groß die freigesetzte Menge insgesamt war, haben sowohl NISA als auch die Nuclear Safety Commission (NSC) und die Japan Atomic Energy Agency (JAEA) im Nachgang berechnet. Dazu wurde aus den verfügbaren Messergebnissen das sogenannte Jod-Äquivalent ermittelt. In diesem Wert werden alle freigesetzten Nuklide in einem bestimmten Gewichtungsverhältnis zusammengefasst.

Das von der NISA berechnete ein Jod-Äquivalent für Fukushima beträgt $3,7E + 17$ Bq, NSC und JAEA kamen jeweils auf einen Wert von $6,3E + 17$ Bq. Beide Werte liegen deutlich über dem im INES-Handbuch genannten Wert, der eine Einstufung auf INES 7 vorsieht. Die IAEA gibt hier einen Wert von mehreren 10.000 TBq vor, das entspricht einer Größenordnung von $1E + 16$ Bq.

Aufgrund der Gesamtmenge an Freisetzungen war beim Unfall in Fukushima das Kriterium »Schwerste Freisetzungen, Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt in einem weiten Umfeld« der INES-Tabelle erfüllt. Die NISA stufte den Unfall am 12. April 2011 daraufhin nachträglich auf INES 7 ein.

Stufe/Kurzbezeichnung	Aspekte		
	Erster Aspekt: Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage	Zweiter Aspekt: Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage	Dritter Aspekt: Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen
7 Katastrophaler Unfall	Schwerste Freisetzung: Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt in einem weiten Umfeld		
6 Schwerer Unfall	Erhebliche Freisetzung: Voller Einsatz der Katastrophenschutzmaßnahmen		
5 Ernster Unfall	Begrenzte Freisetzung: Einsatz einzelner Katastrophenschutzmaßnahmen	Schwere Schäden am Reaktorkern/an den radiologischen Barrieren	
4 Unfall	Geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung etwa in der Höhe der natürlichen Strahlenexposition	Begrenzte Schäden am Reaktorkern/an den radiologischen Barrieren Strahlenexposition beim Personal mit Todesfolge	
3 Ernster Störfall	Sehr geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung in Höhe eines Bruchteils der natürlichen Strahlenexposition	Schwere Kontamination Akute Gesundheitsschäden beim Personal	Beinahe Unfall Weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
2 Störfall		Erhebliche Kontamination Unzulässig hohe Strahlenexposition beim Personal	Störfall Begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
1 Störung			Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage
0			Keine oder sehr niedrige sicherheitstechnische Bedeutung

Abb. 7.2: Einstufung von Ereignissen anhand sicherheitstechnischer Aspekte (entspricht der Anfang 2012 in Deutschland geltenden Fassung des INES-Handbuchs).

Quellen

- [1] NIED (National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention), »Preliminary Report of the 2011 of the Pacific Coast of Tohoku Earthquake«, März 2011
- [2] JICA (Japan International Cooperation Agency), »Project Study on the Effective Countermeasures against Earthquake and Tsunami Disasters«, 20. Mai 2011
- [3] JMA (Japan Meteorological Agency), »The 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake Observed Tsunami«, 2011
- [4] NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), »Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety«, Juni 2011
- [5] TEPCO, »The Great Japan Earthquake and Current Status of Nuclear Power Stations«, 31. Mai 2011
- [6] Investigation Committee on the Accidents at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, »Executive Summary of the Interim Report«, 26. Dezember 2011
- [7] TEPCO, »Fukushima Nuclear Accident Interim Report: Effects of the Earthquake and Tsunami on the Fukushima Daiichi and Daiini Nuclear Power Stations, especially on electric and I&C systems and equipments«, 27. Juli 2011
- [8] TEPCO, »Evaluation of operating conditions of Isolation Condenser, Unit 1, Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 22. November 2011
- [9] INPO (Institute of Nuclear Power Operations), »Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, November 2011
- [10] NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), »Additional Report of the Japanese Government to the IAEA«, September 2011
- [11] JANTI (Japan Nuclear Technology Institute), »Review of Accident at Tokyo Electric Power Company Incorporated's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station and Proposed Countermeasures (Draft)«, Oktober 2011
- [12] TEPCO, »Fukushima Nuclear Accident Analysis Report (Interim Report)«, 2. Dezember 2011
- [13] TEPCO, »Japanischer Bericht zu den Ereignissen in Fukushima, Über die Bewertung der Aufzeichnungen, Unfallprotokoll und Bedienprotokoll des AKW Fukushima Daiichi in der Tohoku-Region zur Zeit des Erdbebens im pazifischen Ozean«, Übersetzung aus dem Japanischen, 23. Mai 2011
- [14] NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), »INES (International Nuclear and Radiological Event Scale) Rating on the Events in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station by the Tohoku District - off the Pacific Ocean Earthquake«, 12. April 2011
- [15] TEPCO, »Roadmap towards Settlement of the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, Step 2 Completion Report - Tentative translation - December 16th, 2011 Nuclear Emergency Response Headquarters Government-TEPCO Integrated Response Office
- [16] D. Weiss (GRS), »Contamination of water, sediments and biota of the Northern Pacific coastal area in the vicinity of the Fukushima NPP«, EUROSAFE Forum 2011
- [17] Tokyo Metropolitan Institute of Public Health, <http://monitoring.tokyo-eiken.go.jp/index.html>, 13. Februar 2012
- [18] BfS (Bundesamt für Strahlenschutz), »Messnetz zur Überwachung der Gamma-Ortsdosisleistung«, http://www.bfs.de/de/ion/imis/odl_messnetz.html, 09. Februar 2012.
- [19] BfS (Bundesamt für Strahlenschutz), »Aktuelle Messwerte des BfS für atmosphärische Radioaktivität von der Messstation Schauinsland sowie von bundesweiten und globalen Messnetzen«, http://www.bfs.de/de/ion/imis/aktuelle_messwerte.html, 22. Februar 2012.
- [20] ENSI (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat), »Auswirkung Fukushima 11032011. Radiologische Auswirkungen aus den kerntechnischen Unfällen in Fukushima vom 11.03.2011«, ENSI-AN-7746, 16. Dezember 2011
- [21] TEPCO, »Plant Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 31. Januar 2012
- [22] ICRP (International Commission on Radiological Protection), »1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection«, ICRP Publication 60, 1991
- [23] NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), Pressemitteilungen vom 13. Juli 2011
- [24] Informationskreis Kernenergie, »Kernenergie Basiswissen«, Juni 2007
- [25] UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), »Sources and Effects of Ionizing Radiation«, UNSCEAR 2000 Report
- [26] GRS, »Der Unfall in Fukushima - Zwischenbericht zu den Abläufen in den Kernkraftwerken nach dem Erdbeben vom 11. März 2011«, August 2011

- [27] JAIF (Japan Atomic Industrial Forum), »Environmental impact caused by the nuclear power accident at Fukushima Daiichi nuclear power station«, 9. Februar 2012
- [28] The Asahi Shimbun, »Study shows wide variation in Fukushima radiation exposure«, 13. Dezember 2011
- [29] IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), »Assessment on the 66th day of projected external doses from the nuclear accident in Fukushima«, Report DRPH/2011-10, Mai 2011
- [30] ICRP (International Commission on Radiological Protection), »The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection«, ICRP Publication 103, 2007
- [31] METI (Ministry of Economy, Trade and Industry), »Restricted Area, Deliberate Evacuation Area, Evacuation-Prepared Area in case of Emergency And Regions including Specific Spots Recommended for Evacuation«, 3. August 2011
- [32] TEPCO, »The Evaluation Status of Reactor Core Damage at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 to 3«, 30. November 2011
- [33] TEPCO, »Mid-and-long-Term Roadmap towards the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4«, <http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11122107-e.html>, 25. Januar 2012
- [34] TEPCO, »Mid-and-long Term Roadmap«, http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/images/f12np-gaiyou_e_4.pdf, 27. Januar 2012
- [35] IAEA, »INES THE INTERNATIONAL NUCLEAR AND RADIOLOGICAL EVENT SCALE USER'S MANUAL – 2008 Edition«, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/INES-2009_web.pdf
- [36] IAEA, »Re-evaluation of INES rating; Effect to the Nuclear Facilities from the earthquake on east area of Japan«, <http://www-news.iaea.org/ErfView.aspx?mld=b8d002ae-78cc-435b-a9c6-21860bdb46cc>; 12. April 2011

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200