

Fukushima Daiichi 11. März 2011

Unfallablauf | Radiologische Folgen

2. Auflage 2013



Inhalt

1	Vorwort zur zweiten Auflage	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	12
3.3	Auslegung und Unfallabläufe in den Blöcken 2 und 3	16
3.3.1	Auslegung der Blöcke 2 und 3	16
3.3.2	Chronologie des Unfallablaufs in Block 2	18
3.3.3	Chronologie des Unfallablaufs in Block 3	22
3.4	Chronologie des Unfallablaufs in Block 4	25
3.5	Chronologie des Unfallablaufs in den Blöcken 5 und 6	27
3.6	INES-Einstufung des Unfalls	28
4	Kenntnisstand zu den Kernschäden in den Blöcken 1 bis 3	30
5	Radiologische Folgen des Unfalls	35
5.1	Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe	35
5.2	Radiologische Situation auf dem Anlagengelände	38
5.3	Kontamination in der weiteren Umgebung	41
5.4	Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung	44
6	Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen am Standort	58
6.1	Überblick über die Planungen	58
6.2	Bisherige Maßnahmen und gegenwärtiger Stand	59
6.2.1	Kühlung und Stromversorgung	59
6.2.2	Behandlung und Lagerung kontaminierter Wässer	61
6.2.3	Abstützung des BE-Lagerbeckens von Block 4	63
6.2.4	Reduzierung der luftgetragenen Freisetzungen und der Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände	64
6.2.5	Verminderung der Freisetzungen radioaktiver Stoffe in das Meer	66
6.2.6	Maßnahmen zur Bestimmung von Anlagenzuständen	68
6.3	Planungen zur Bergung des Kernbrennstoffs	70
6.3.1	Bergung der Brennelemente aus den BE-Lagerbecken	70
6.3.2	Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3	71
7	Überblick: Ergebnisse japanischer Untersuchungen des Unfallablaufs	72
8	Folgemaßnahmen auf nationale und internationale Ebene	76
9	Quellen	78

Impressum

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Autoren: Sebastian Band, Stefan Borghoff, Uwe Büttner, Jörg Kaulard, Yvonne Kilian-Hülsmeier, Michael Maqua, Oliver Mildenberger, Thomas Schimpfke, Martin Sonnenkalb, Thorsten Stahl, Stefanie Weiß, Norbert Wetzel

Fachliche Leitung: Gunter Pretzsch, Reinhard Stück

Redaktion: Sven Dokter, Horst May, Verena Güllmann, Sabine Roggenkämper

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

Grafiken: Dieter Komp

Umschlaggestaltung: Regina Knoll, Vivian Scheithe

Satz/Layout/Druck: Media Cologne Kommunikationsmedien GmbH

2., überarbeitete Auflage
März 2013

1 Vorwort zur zweiten Auflage

Am 11. März 2011 ereignete sich vor der Ostküste der japanischen Hauptinsel Honshū 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 verzeichnet 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 verursachten das Beben und 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 verfügbare Lageberichte. Seit Mitte 2011 analysiert die GRS in mehreren vom BMU und dem Bundeswirtschaftsministerium geförderten Projekten den Unfallhergang und erarbeitet eigene Simulationsrechnungen. Im Rahmen des BMU-Projekts wurde im Herbst 2011 ein erster Zwischenbericht veröffentlicht. Zusätzlich zu den projektbezogenen Arbeiten wurde eine sogenannte Weiterleitungsnachricht mit Empfehlungen für eine weitere Optimierung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke erarbeitet.

Die vorliegende zweite, vollständig überarbeitete Auflage bietet zwei Jahre nach dem Unfall einen Überblick über den aktuellen Kenntnisstand zu Ursachen, Ablauf und Folgen des Unfalls. Einen breiteren Raum als in der ersten Auflage nehmen nun die Darstellungen der bisher am Standort durchgeführten Arbeiten und der zwischenzeitlich gewonnenen Erkenntnisse zu den radiologischen Folgen des Unfalls in der betroffenen Umgebung ein. Die neu eingefügten Kapitel 7 und 8 beinhalten schließlich eine Zusammenfassung der wesentlichen Ergebnisse aus den Berichten der staatlichen Untersuchungskommissionen in Japan und der Folgemaßnahmen wie den verschiedenen »Stresstests«, die seit dem Unfall in Deutschland und auf internationaler Ebene durchgeführt wurden.

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 östlich von der Präfekturhauptstadt entfernt liegt am Pazifik das Kernkraftwerk Fukushima Daiichi (Fukushima 1), das aus insgesamt sechs Blöcken besteht. Rund zwölf Kilometer südlich liegt die Schwesteranlage Fukushima Daini mit vier weiteren Blöcken (Fukushima 2).

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 Daini betreibt.

Das gesamte Anlagengelände hat eine Fläche von ca. 3,5 Quadratkilometern und umfasst neben den sechs Blöcken weitere Einrichtungen und Gebäude. Zu den Blöcken eins bis vier gehören zum Meer hin vorgelagerte Maschinenhäuser, in denen sich die Dampfturbinen, die Stromgeneratoren sowie Notstromdieselgeneratoren befinden. Die Blöcke eins und zwei sowie drei und vier teilen sich jeweils einen Abluftkamin. Die Blöcke fünf und sechs liegen einige hundert Meter entfernt in nördlicher Richtung. Zu den übrigen Gebäuden gehören u. a. ein Verwaltungsgebäude, Stromverteilungseinrichtungen und ein Abfallbehandlungsgebäude. Seit 1997 befindet sich in unmittelbarer Nachbarschaft der Blöcke 3 und 4 auch ein separat errichtetes Gebäude mit einem großen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. 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 6 wurde mit einem weiterentwickelten Sicherheitsbehälter vom Typ Mark II gebaut.

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

Daiichi Block 1 sollte ursprünglich 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	Containment	Hersteller
1	1971	460	BWR 3	Mark I	GE
2	1974	784	BWR 4	Mark I	GE/Toshiba
3	1976	784	BWR 4	Mark I	Toshiba
4	1978	784	BWR 4	Mark I	Hitachi
5	1978	784	BWR 4	Mark I	Toshiba
6	1979	1.100	BWR 5	Mark II	GE/Toshiba

Abb. 2.1: Daten zum Kraftwerksstandort 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 geben einen Überblick über den Unfallablauf in seinen wesentlichen Zügen. Diese Chronologie der Ereignisse wird für die einzelnen Blöcke separat dargestellt. Die Darstellung endet jeweils mit dem Zeitpunkt, zu dem für den jeweiligen Block eine Stromversorgung über das Stromnetz und eine stabile Einspeisung von Wasser in den Reaktor und das Brennelementlagerbecken wieder gegeben war. Sowohl für diesen Zeitraum als auch für die nachfolgenden Wochen und Monate bleibt festzustellen, dass mit dem heutigen Kenntnisstand nicht alle Vorgänge hinreichend bekannt oder erklärbar sind.

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

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 Honshū das schwerste Erdbeben seit Beginn entsprechender Aufzeichnungen in Japan. Durch dieses Erdbeben wurde ein Tsunami ausgelöst, der neben den unmittelbaren Erdbebeneinwirkungen in den betroffenen Regionen im Osten Honshūs erheblich zu der hohen Zahl an Opfern und den enormen Schäden beitrug. Bis Januar 2012 verzeichnet die offizielle Statistik der Police Agency of Japan 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.

Erdbeben

Das Erdbeben vom 11. März 2011 (auch als Tohokū-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 aсейsmischen Gleitvorgängen abgebaut.

Das durch einen solchen Entlastungsprozess ausgelöste Tohokū-Beben hatte eine Stärke von 9,0 M_w (Momentmagnitudenskala) und dauerte rund 150 Sekunden. Es ereignete sich vor der 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 $M_w = 7,3$ sowie mehrere schwächere Vorbeben voraus. Die Nachbebenetätigkeit war – zum Teil lediglich messtechnisch – noch über Monate hinweg zu verfolgen.

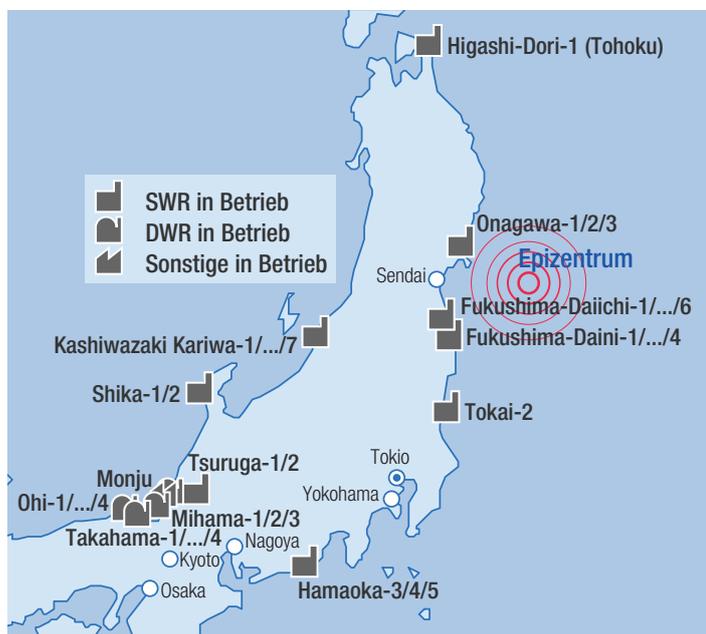


Abb. 3.1: Lage des Epizentrums des Erdbebens vom 11. März 2011.

Tsunami

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

Durch ein Erdbeben wird ein Tsunami typischerweise dann ausgelöst, wenn das Beben drei Kriterien erfüllt: (1) Die Erdbebenstärke beträgt mindestens $6,5 M_w$, (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 Tohokū-Erdbeben gegeben (Erdbebenstärke: $M_w = 9,0$, Vertikalversatz: + 9 m, Hypozentrum: 30 km Tiefe). Abschätzungen zufolge wurde durch den Vertikalversatz ein Wasservolumen von rund 125 Kubikkilometern, also 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 Honshū 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 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 14 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 Auslegungsanforderung 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 mögliche Höhen von etwa 15 m ermittelt. In einem weiteren Modell auf der Grundlage eines Tsunami im Jahr 869 ergaben Höhen von etwa 9 m. Diese Tsunamihöhen wurden jedoch als Auslegungsgrundlage wieder verworfen, da sie als nicht belastbar angesehen wurden [4], [6].



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 Reaktor Gebäudes von Block 4 mit einer Höhe von über 40 Metern erkennbar (Quelle: TEPCO).



Abb. 3.3: Beginn der Überflutung des Anlagengeländes, aufgenommen von einer Überwachungskamera. Aus späteren Luft- und Satellitenaufnahmen wurde ersichtlich, dass einige Tanks (in diesem Fall zwei Dieselvorrattanks und ein Kühlwasserbehälter) 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 Gebäude liegenden Komponenten, insbesondere den Sicherheitsbehälter vor äußeren Einwirkungen schützen. Im oberen Teil des Reaktorgebäudes, 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 unter Wasser gelagert werden. Über dem nach oben offenen Becken befindet sich eine Halle, der sogenannte Beckenflur. Außenwände und Decke dieser Halle, die Teil des Reaktorgebäudes ist, bestehen aus einer Stahlgerüstkonstruktion, auf der Betonplatten befestigt sind.

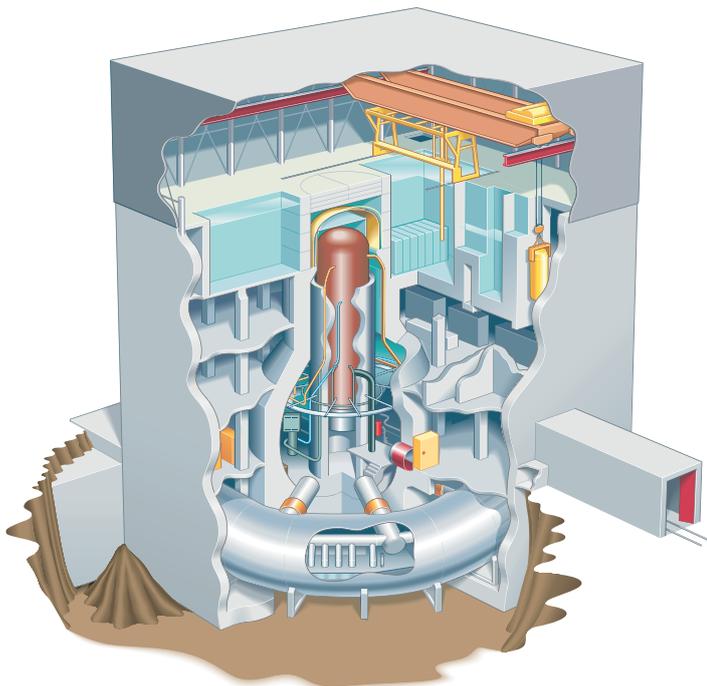


Abb. 3.4: Vereinfachte Darstellung des Reaktorgebäudes mit einem Mark I – Containment (Quelle: NRC).

Reaktordruckbehälter und Containment

Reaktordruckbehälter. Im Zentrum des Reaktorgebäudes, innerhalb des Sicherheitsbehälters, befindet sich der Reaktordruckbehälter (RDB). Der RDB enthält den Reaktorkern, der beim Block 1 aus 400 Brennelementen mit insgesamt 68 Tonnen Kernbrennstoff (Urandioxid) besteht. Der Reaktorkern nimmt dabei nur einen verhältnismäßig kleinen Teil des RDB ein: Während der RDB insgesamt eine Höhe von 19,7 m aufweist, beträgt die Höhe des 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 denen von Druckwasserreaktoren im Fall des Kernschmelzens anfälliger für den Austritt der Schmelze.

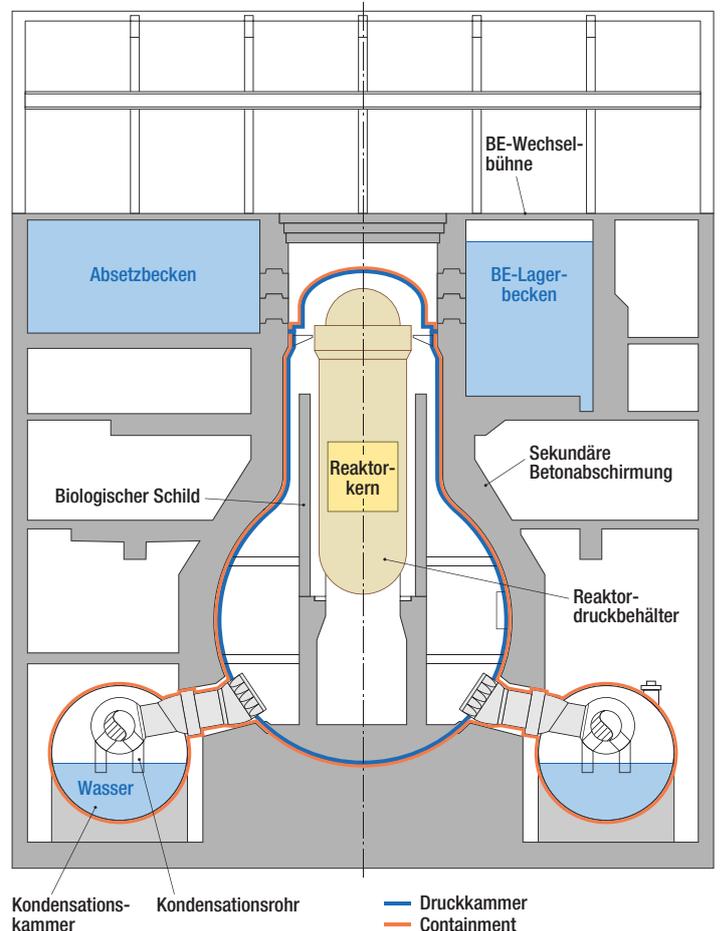


Abb. 3.5: Schematisches Schnittbild des Mark I.

Containment. Das Containment, auch Sicherheitsbehälter genannt, besteht aus der Druckkammer und der Kondensationskammer. Der RDB befindet sich in der Druckkammer. Diese besteht aus einem birnenförmigen Stahlgefäß mit ca. 4 cm Wandstärke. Die Kondensationskammer umgibt als ringförmiger Torus die Druckkammer und ist mit dieser über Rohrleitungen verbunden. Die Kondensationskammer ist teilweise mit Wasser gefüllt. Sie bildet bei Störungen und Störfällen die sogenannte Ersatzwärmesenke. Über Sicherheits- und Entlastungsventile kann dabei durch Dampfabgabe Wärme aus dem RDB in die Kondensationskammer abgeführt werden und so der Druck im RDB geregelt werden. Kommt es zu einem Leckstörfall, gelangt der in die Druckkammer austretende Dampf durch Kondensationsrohre in die Kondensationskammer. Beim Eintrag in das Wasser kondensiert der Dampf. Dies führt dazu, dass der Druck im Containment nicht zu stark ansteigt und die Wärme aus der Druckkammer abgeführt wird.

Das gesamte Containment ist mit Stickstoff gefüllt (fachsprachlich: *inertisiert*). Grund hierfür ist, dass es bei Störfällen und insbesondere bei Unfällen mit Kernzerstörung im Reaktorkern zur Bildung von Wasserstoff kommen kann. In Verbindung mit Sauerstoff entsteht dann sogenanntes Knallgas, das zu Explosionen führen kann. Durch die Inertisierung mit Stickstoff wird die Anwesenheit von Sauerstoff und damit eine Knallgasbildung verhindert, entstehender Wasserstoff sammelt sich allerdings an. Dies kann signifikant zum Druckaufbau im Containment beitragen.

Stromversorgung

Wie jedes konventionelle Großkraftwerk benötigt auch ein 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 zwei Netzanschlüsse (Hauptnetz: 275 kV und Reservenetz des Kraftwerkstandortes 66 kV) sowie Kopplungsmöglichkeiten zu den Blöcken 2 bis 4.

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.

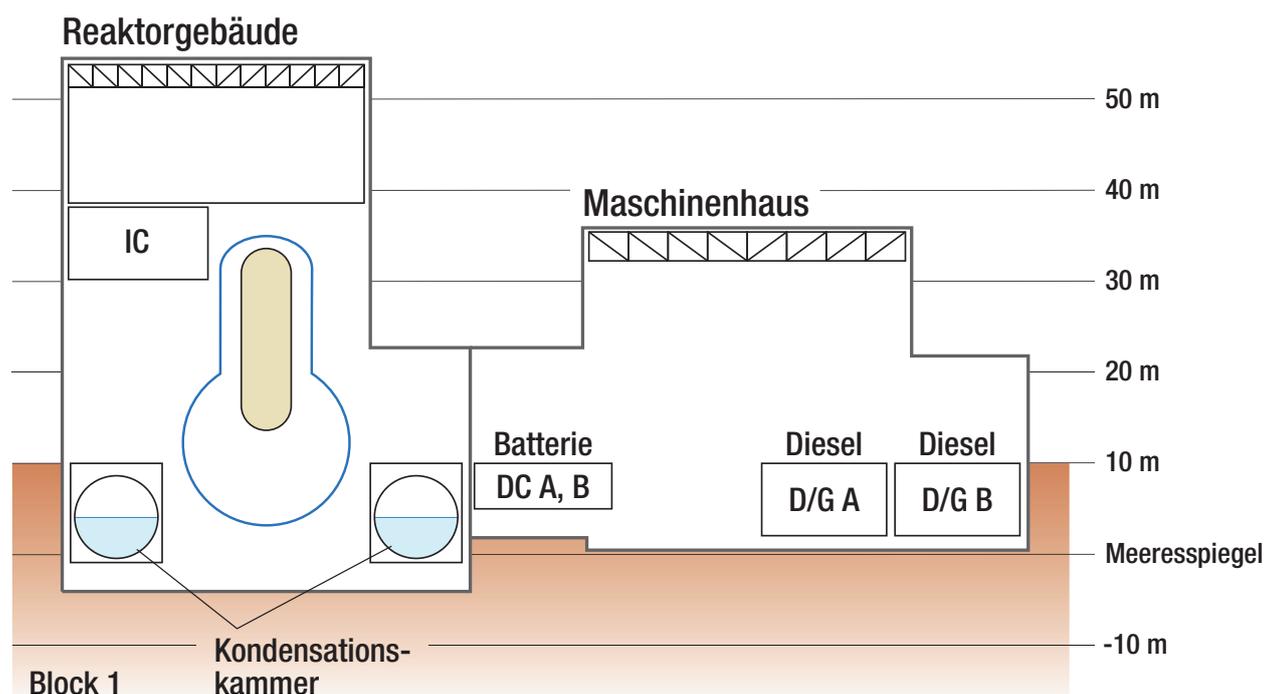


Abb. 3.6: Lage der Notstromdiesel (D/G) und der Batterien (DC) in Block 1.

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

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, sinkt der Wasserspiegel unter die Kernoberkannte und der Kern heizt sich auf. Je nachdem welche Temperaturen erreicht werden, kann es in der Folge zu Kernschäden (ab ca. 900 °C) bis hin zu einem Schmelzen des Kernbrennstoffs (bei ca. 3.100 °C für Uran-dioxid) kommen. Bei der Zerstörung der Brennelemente werden durch exotherme Oxidationsreaktionen, z. B. des Zircaloy der Brennelemente, mit Wasserdampf große Mengen an Wasserstoff gebildet. Ob solche Temperaturen erreicht werden, hängt entscheidend von zwei Faktoren ab: der Höhe der Nachzerfallsleistung und der Länge des Zeitraums, über den keine 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. Die Kühlung erfolgt dabei über das Nebenkühlwasser (aus dem Meer entnommen). Das abgekühlte Medium wird wieder in den RDB eingespeist. Die Entnahme und das Einspeisen des Kühlmittels erfolgt durch elektrisch betriebene Pumpen. Dieses System wird wie auch die weiteren hier beschriebenen im Notstromfall über die Notstromdiesel versorgt.

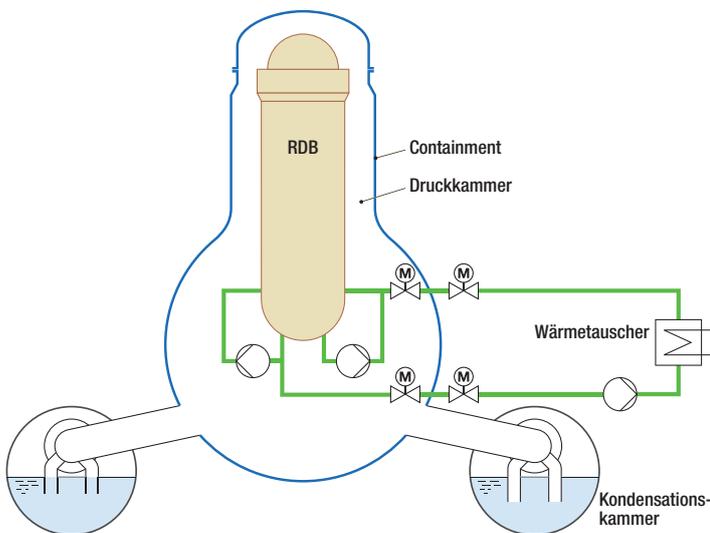


Abb. 3.7: Schematische Darstellung des Reactor Shutdown Cooling System.

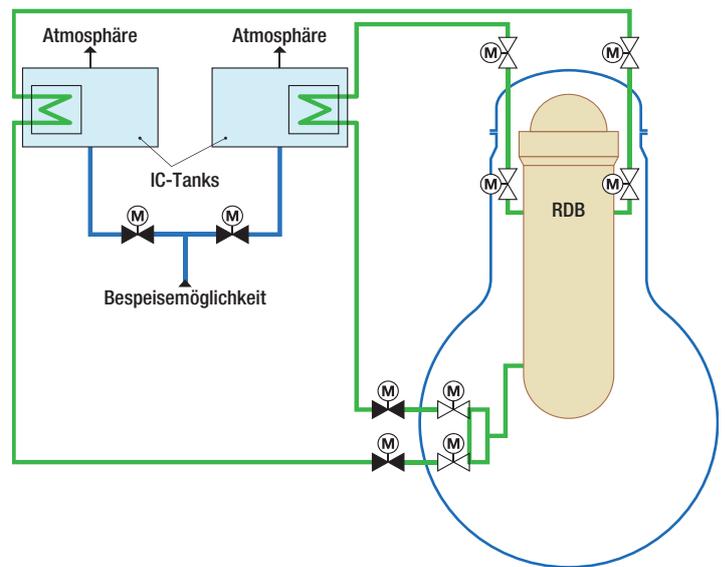


Abb. 3.8: Schematische Darstellung des Notkondensators (Isolation Condenser, IC).

Notkondensationssystem. Mit dem Notkondensationssystem (*Isolation Condenser*, nachfolgend: 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. dass dieses System doppelt vorhanden ist, um bei dem Ausfall eines Stranges nicht vollständig die Notkondensation zu verlieren.

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

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

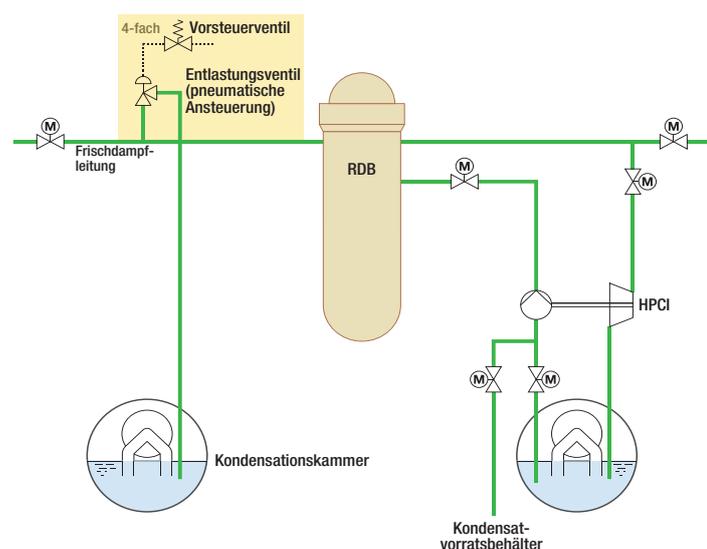


Abb. 3.9: Schematische Darstellung des Hochdruckeinspeisesystems (*High-pressure Coolant Injection System*, HPCI) und der Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile).

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 einem elektrischen Motor, sondern über eine Turbine mit dem Dampf aus dem RDB angetrieben. Der Dampf 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 und verfügt im Unterschied zum Reactor Shutdown Cooling System über keinen Wärmetauscher. Damit wird das Wasser in der Kondensationskammer beim Betrieb sukzessive aufgeheizt.

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 und verfügt ebenfalls über keinen Wärmetauscher.

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. Gekühlt wird über das Nebenkühlwasser (aus dem Meer entnommen). Das Kühlmittel kann mit elektrisch betriebenen Pumpen sowohl in die Druckkammer als auch in die Kondensationskammer eingesprüht werden. Dieses System ist ebenfalls zweisträngig aufgebaut.

Druckbegrenzung

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

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 abgelassen. 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 einen steigenden Druck im gesamten Containment bewirkt, wenn die Wärme nicht abgeführt wird. Zur Wärmeabfuhr wird das oben genannte Containment Cooling System genutzt. Druckausgleichsklappen zwischen Kondensationskammer und Druckkammer sorgen zusätzlich für einen Druckausgleich.

Darüber hinaus ist es möglich, bei Stör- und Unfällen den Druck im Containment über ein Druckentlastungssystem (auch als Ventingsystem bezeichnet, ► Abb. 3.10) zu begrenzen, um ein Überdruckversagen durch langzeitigen Druckanstieg zu verhindern. Spezielle Entlastungsleitungen sind sowohl an die Druckkammer als auch an den Gasraum der Kondensationskammer angeschlossen. Die Ventile werden ebenfalls pneumatisch angesteuert. Zur Betätigung der Ventile werden nicht-federbelastete Magnetvorsteuerventile eingesetzt. Das bedeutet, dass diese, im Unterschied zu den S/E-Ventilen, mit Hilfe von Druckluft über eine Gleichstromversorgung geöffnet und geschlossen werden und nicht bei einem Maximaldruck selbstständig 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. Zwischen dem motorgesteuerten Ventil und dem Abgaskamin befindet sich die sogenannte Berstscheibe. Diese birst bei einem bestimmten Druck und verhindert, dass es im Fall einer fehlerhaften Öffnung der Ventile unterhalb dieses Drucks zu einer ungewollten Druckentlastung kommt. Der Vorgang der Druckentlastung wird auch als *Venting* bezeichnet. Dabei wird das Gasgemisch (d. h. im wesentlichen Stickstoff und Wasserdampf, aber auch Wasserstoff und radioaktive Stoffe), nahezu ungefiltert über den Abgaskamin in die Atmosphäre abgegeben. Damit ist im Fall eines Kernschadens zwangsläufig auch eine Freisetzung radioaktiver Stoffe verbunden. Die Blöcke 1 und 2 sowie die Blöcke 3 und 4 teilen sich jeweils einen Abgaskamin, in welchen das Ventingsystem mündet.

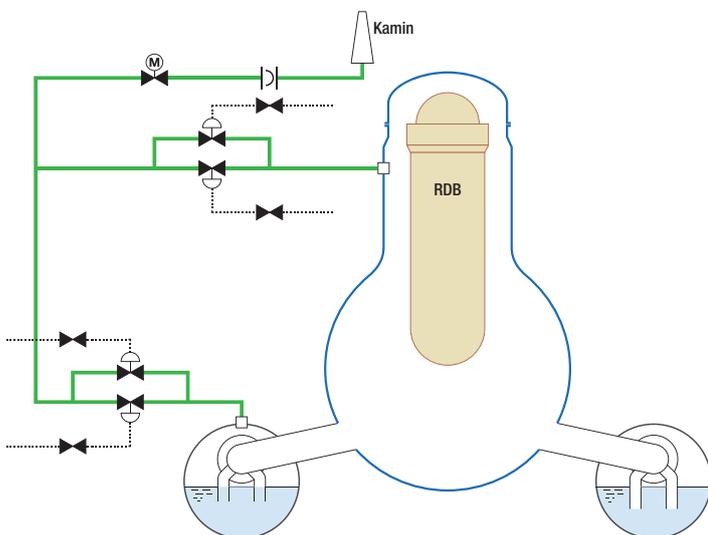


Abb. 3.10: Schematische Darstellung des Ventingsystems.

3.2.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 1

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEA-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [9]. 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 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 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).

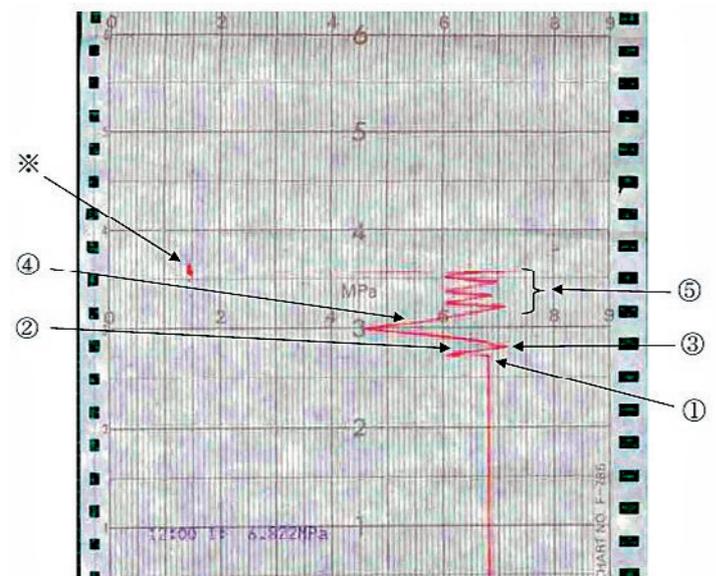


Abb. 3.11: Ausschnitt aus dem Schreiberstreifen, der den Verlauf des Drucks im RDB von Block 1 ab dem Erdbeben wiedergibt. Folgende Ereignisse sind zu erkennen: (1) Unmittelbar nach der durch das Beben ausgelösten Reaktorschnelabschaltung kollabieren die Dampfblasen im RDB, der Druck sinkt ab; (2) die 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 rechts oben) (Quelle: Bericht der japanischen Regierung, Juni 2011).

Ausgelöst durch den Druckanstieg startete der Notkondensator (Isolation Condenser) um 14:52 Uhr automatisch, was zu einer Abkühlung des Kühlmittels führte. Gegen 15:03 Uhr wurde der Notkondensator manuell abgeschaltet, um die maximale betriebliche Abkühlgeschwindigkeit des Kühlmittels von 55 Kelvin pro Stunde nicht langfristig zu überschreiten. Im weiteren Verlauf wurde der Notkondensator bis 15:37 Uhr drei Mal manuell in Betrieb genommen.

Nach den vorliegenden Beschreibungen war das Verhalten des Blockes nach dem Erdbeben auslegungsgemäß.

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. Da die gesamte Stromversorgung (externe Stromversorgung sowie Notstromdiesel und Batterien) ausgefallen war, stand kein System zur Bespeisung und Kühlung des Reaktors mehr zur Verfügung. Der Ausfall der Gleichstromversorgung führte zudem auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss des Notkondensators. Somit war aufgrund des vollständigen Batterieausfalls auch der Notkondensator nicht verfügbar.



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

Durch die Nachzerfallswärme wurde im Reaktor weiterhin Dampf produziert, was zu einem Druckaufbau im RDB führt. 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 Uhr und 21:30 Uhr wurden verschiedene Maßnahmen ergriffen, um den Notkondensator in Betrieb zu nehmen. Um 18:18 Uhr wurde versucht, zwei Ventile von der Warte aus zu öffnen. 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, um mögliche Rohrleitungsbrüche im System des Notkondensators zu vermeiden. In einem weiteren Versuch, den Notkondensator wieder in Betrieb zu nehmen, wurde dieses Ventil schließlich um 21:30 Uhr erneut geöffnet. TEPCO geht nach späteren Überprüfungen davon aus, dass der Notkondensator auch nach dieser Maßnahme nicht 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 ebenfalls 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 Durchführungen oder Schleusentüren am Containment 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 von Feuerlöschfahrzeugen. Zudem konnte eine Einspeisung erst stattfinden, nachdem der Druck im RDB auf etwa 7 bar gesunken war, da die mobile Pumpe nicht gegen höhere Drücke einspeisen kann [10]. Dem Betreiber ist nach wie vor unklar auf welche Art und Weise sich der Reaktordruckbehälter druckentlastet hat. Als mögliche Ursachen werden ein in Offenstellung verklemmtes Sicherheits- und Entlastungsventil, eine Beschädigung des Reaktordruckbehälters oder Lecks in einer anschließenden Leitung in Betracht gezogen.

Der Reaktor wurde bis zu dem Zeitpunkt seit etwa 14 Stunden nicht mehr bespeist. Nach den Analysen von TEPCO und NISA ist es in diesem Zeitraum zu einer Kernfreilegung und in der Folge zu einer Kernschmelze gekommen (► Kapitel 4).

Die Evakuierung der Bevölkerung/des Anlagenpersonals war gegen 9:00 Uhr soweit fortgeschritten, dass mit der Druckentlastung des Containments begonnen werden konnte. Aufgrund des Ausfalls der Energieversorgung sollten Ventile des Ventingsystems (► 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. Im Folgenden wurde ein Druckabfall im Sicherheitsbehälter von 7,5 bar auf 5,8 bar beobachtet. 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.



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

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 aus dem Kraftschlussbecken von Block 3 umgestellt werden. Diese Arbeiten wurden jedoch aufgrund der Explosion um 15:36 Uhr unterbrochen [9].

Meerwasser wurde daher erst ab 19:04 Uhr eingespeist. Später wurde zusätzlich Borsäure eingespeist, mit der die Unterkritikalität des Reaktors sichergestellt werden sollte.

14. März 2011

Um 1:10 Uhr wurde entdeckt, dass das mit Meerwasser gefüllte Kraftschlussbecken von Block 3, aus dem der Reaktor bespeist wurde, leer war. Dabei ist nicht klar, wie lange der Reaktor nicht bespeist wurde. Eine alternative Bespeisung mit Meerwasser wurde gegen 20:00 Uhr wieder aufgenommen. Mittels eines Feuerlöschfahrzeuges wurde Meerwasser direkt aus dem Pazifik gepumpt.

19. – 23. März 2011

Am 19.03. 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 20.03. konnte dann die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes von Block 2 über die notstromgesicherte 6,9 kV Schiene auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung für die Blöcke 1 und 2 angegeben. Die Stromversorgung der Instrumentierung des Blockes wurde am 23.03. von provisorischen Batterien auf die 120 V Drehstromschiene umgeschaltet [7].

23. – 29. März 2011

Am 23.03. wurde eine zusätzliche Möglichkeit geschaffen, Meerwasser über das Speisewassersystem in den Reaktor zu fördern und die Einspeisung hierauf umgestellt. Ab dem 25.03. wurde anstelle von Meerwasser wieder Frischwasser in den RDB eingespeist. Am 29.03. wurde schließlich die bis dahin zur Einspeisung verwendete Feuerlöschpumpe durch eine provisorische elektromotorbetriebene Pumpe ersetzt.

Ab dem 31. März 2011

Am 31.03. wurde damit begonnen, mit einer Autobetonpumpe Wasser in das Brennelementlagerbecken einzuspeisen (► Abb. 3.15), um die dort lagernden Brennelemente (292 abgebrannte und 100 neue) zu kühlen. Die Einspeisung wurde in den folgenden rund zwei Monaten in unregelmäßigen Abständen wiederholt. Dabei wurde zunächst Meerwasser, später wieder Frischwasser verwendet. Ab Ende Mai konnte über die Leitungen des Brennelementlagerbeckenkühl- und Reinigungssystems bespeist werden.



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 548 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, vergleichbar mit Block 1, über zwei externe Netzanschlüsse (Hauptnetz: 275 kV und Reservenetz des Kraftwerkstandortes 66 kV) sowie Kopplungsmöglichkeiten zu den Nachbarblöcken.

Die Notstromversorgungen der Blöcke 2 und 4 besitzen jeweils einen wassergekühlten sowie einen luftgekühlten Notstromdiesel. 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. Beide Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Turbinengebäudes, welches sich seeseitig an die Reaktorgebäude anschließt. Alle Notstromdiesel der Blöcke können bei Störungen oder Störfällen vollständig die benötigte Leistung des jeweiligen Blocks liefern.

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

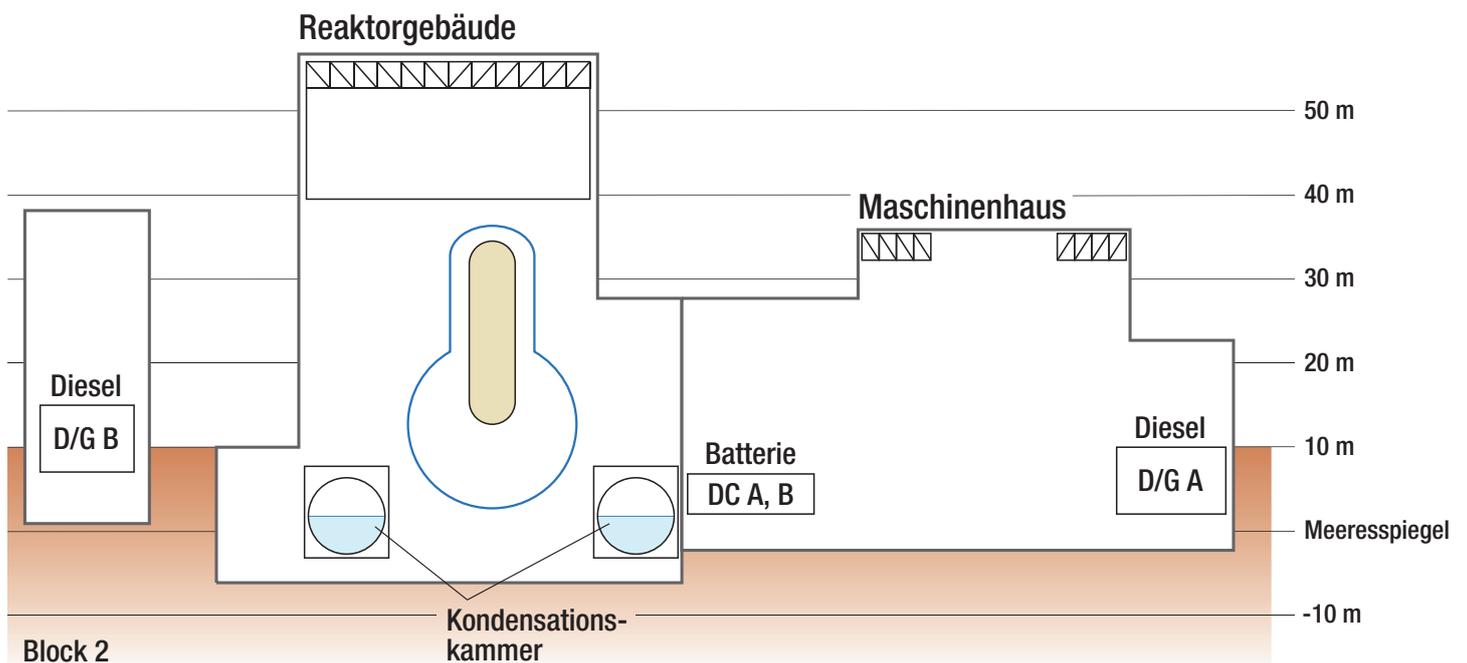


Abb. 3.16: Lage der Notstromdiesel (G/G) und der Batterien (DC) von Block 2.

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). Der Wärmetauscher wird dabei über das Nebenkühlwasser gekühlt. Bei Störungen und Störfällen kann das Kühlmittel auch aus der Kondensationskammer entnommen werden. Eine derartige Notbespeisung des RDB durch das RHR ist nur bei niedrigen RDB-Drücken vorgesehen.

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 den 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.

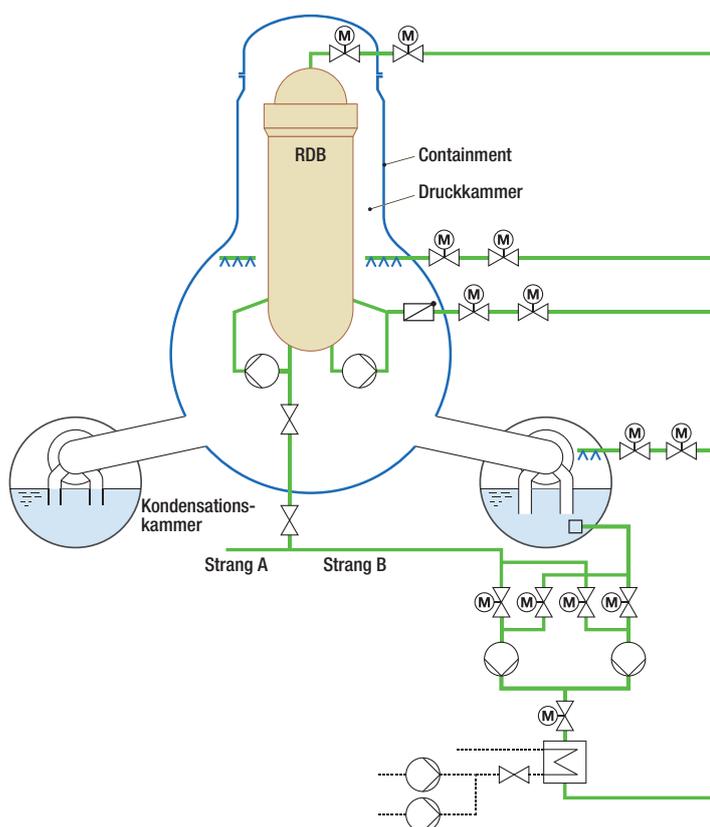


Abb. 3.17: Schematische Darstellung des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System, RHR).

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). Dazu wird Frischdampf aus dem Reaktor benötigt. Mit dem Nachspeisesystem kann gegen den vollen Reaktordruck eingespeist werden. Es benötigt, wie auch das HPCI, lediglich Gleichstrom zur Steuerung. Im Unterschied zum HPCI weist das RCIC eine geringere Fördermenge auf. In diesem System ist wie in Block 1 im HPCI-System kein Wärmetauscher eingebunden, so dass die an die Kondensationskammer abgegebene Wärme langfristig mit anderen Systemen abgeführt werden muss.

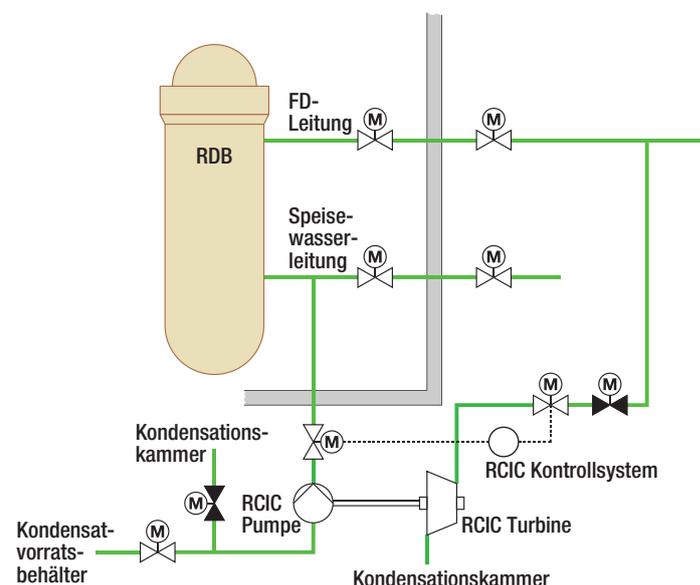


Abb. 3.18: Schematische Darstellung des Nachspeisesystems (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC).

3.3.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 2

Der beschriebene Ereignisablauf beruht weitgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEA-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im Sommer 2011 [9]. 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-Isolationsarmaturen.

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

Um 14:50 Uhr wurde zur Bespeisung des RDB manuell das Nachspeisesystem 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 Nachspeisesystem 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 Druckbegrenzung im RDB erfolgte weiterhin über die S/E-Ventile, so dass immer wieder Kühlmittel in Form von Dampf in die Kondensationskammer geleitet wurde. Dies führte zu einem Temperaturanstieg in der Kondensationskammer. Um diese zu kühlen, starteten die Pumpen des RHR sukzessive ab 15:00 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 Regelung des Nachspeisesystems war ohne Gleichstromversorgung nicht mehr möglich und dessen Funktion deshalb zunächst ungewiss. 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 dampfbetriebene Nachspeisesystem 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 Nachspeisesystems 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 von Block 2 (Quelle: TEPCO).

Um 15:36 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 in diesem Block verhinderte [9].

13. März 2011

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

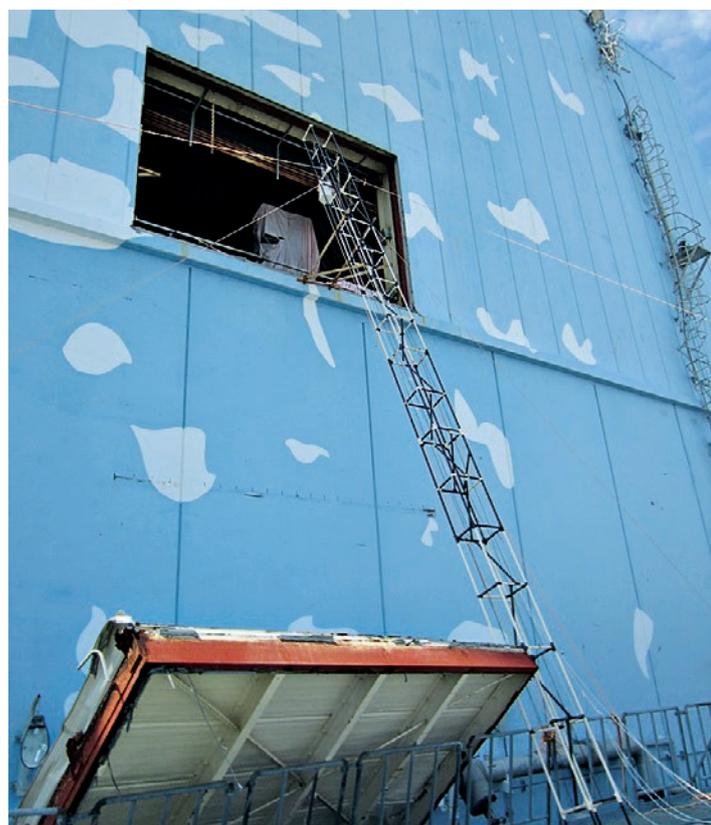


Abb. 3.20: Öffnung im Reaktorgebäude 2 (sog. »blowout panel«), die möglicherweise eine Ansammlung von Wasserstoff und damit eine Explosion verhindert hat (Quelle: TEPCO).

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

14. März 2011

Um 11:01 Uhr kam es zu einer Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes von Block 3. Wahrscheinlich infolge der durch die Explosion hervorgerufenen Erschütterungen schloss in Block 2 das am Tag zuvor zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters geöffnete pneumatische Ventil. Ein Versuch, dieses Ventil kurz darauf wieder zu öffnen, scheiterte [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 Nachspeisesystem nicht mehr funktionstüchtig war. Für den Ausfall des Nachspeisesystems gibt es nach aktuellem Kenntnisstand zwei Theorien. Es ist möglich, dass aufgrund vorliegender Sättigungsbedingungen in der Kondensationskammer die Pumpe des Systems keine Fördermenge mehr erreichte oder, da das System seit dem Ausfall der Batterien unreguliert lief, der RDB überspeist wurde und die Turbine des Nachspeisesystems aufgrund eines Zweiphasengemischs statt Frischdampf als Antriebsmedium versagte. Nach dem Ausfall des Nachspeisesystems war keine weitere Bespeisungsmöglichkeit für den Reaktor vorhanden.

Gegen 14:43 Uhr waren die Arbeiten zur erneuten Vorbereitung der alternativen Bespeisung abgeschlossen [13]. Die dabei angeschlossene mobile Feuerlöschpumpe wurde jedoch erst um 15:30 Uhr gestartet. Da sich der RDB-Druck zu diesem Zeitpunkt bei etwa 70 bar befand und die Pumpe erst bei einem niedrigeren Druck einspeisen kann, wurde versucht, den RDB-Druck über die S/E-Ventile zu senken. Da für das Öffnen der S/E-Ventile Gleichstrom erforderlich war, wurden provisorisch Autobatterien gesammelt und angeschlossen. Erst nach diesen Arbeiten konnte gegen 18:00 Uhr mit der Druckentlastung begonnen werden. Zuerst sank der Druck im RDB, jedoch wurde nachfolgend wieder ein Druckanstieg beobachtet. TEPCO und NISA vermuten, dass die pneumatischen S/E-Ventile aufgrund von Problemen mit der Druckluftversorgung wieder geschlossen haben. Gegen 19:03 Uhr wurde der RDB-Druck bei etwa 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 Start um 15:30 Uhr in Betrieb war und ob bzw. wie viel Wasser nach Unterschreiten des entsprechenden RDB-Drucks gegen 19:00 Uhr in den RDB eingespeist wurde, ist bis heute nicht geklärt. Nach Auffüllen des Treibstoffes wurde ab 19:54 Uhr Meerwasser direkt aus dem Pazifik in den RDB eingespeist [9].

Nach heutigem Kenntnisstand ist wie zuvor erläutert 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 sei. Diese Einschätzung wurde in späteren Analysen aus zwei Gründen revidiert: Zum einen war die Anzeige der Druckmessung der Kondensationskammer nicht – wie zu erwarten – auf den im Fall einer Leckage dort herrschenden Umgebungsdruck sondern auf einen Wert von 0 gefallen [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, die sich etwa zu dieser Zeit ereignete (um 6:14 Uhr) [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 versetztes Frischwasser umgestellt. Mit der Borsäure soll als zusätzliche Maßnahme die Unterkritikalität sichergestellt werden. Danach wurde zur Bespeisung des RDB die mobile Feuerlöschpumpe durch eine provisorische Elektropumpe ersetzt.

Ab dem 20. März 2011

Ab dem 20.03.2011 wurde damit begonnen, das Brennelementlagerbecken über das Brennelementlagerbeckenkühl- und -reinigungssystem mit Meer- wasser zu bespeisen, um die dort befindlichen Brennelemente (587 abge- brannte, 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 weitgehend auf Informationen aus dem Bericht der japanischen Regierung für die IAEA-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im November 2011 [9].

Erdbeben

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11.03.2011 befand sich der Block 3 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi im 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-Isolationsarmaturen. Dies führte zu einem Druckanstieg im RDB über den Normaldruck von etwa 70 bar. Zur Begrenzung des Drucks wurde daraufhin über die Sicherheits- und Entlastungsventile Frischdampf aus dem RDB in die Kondensationskammer geleitet. Dadurch sank der Füllstand des Kühlmittels im RDB.

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

Eintreffen des 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 Nachspeisesystem RCIC erneut zur Bespeisung des RDB manuell in Betrieb genommen. Die Operateure stellten das RCIC System dabei so ein, dass die Einspeisemenge nicht wie sonst üblich zwischen 0 % (aus) und 100 % (ein) alterniert, sondern zwischen 75 % und 100 % kontinuierlich variiert. Diese Fahrweise sollte die Batterien schonen, da so die Ventile weniger verfahren werden müssen. Normalerweise wird das RCIC System gestartet, sobald der Füllstand unter eine bestimmte Marke im RDB fällt und gestoppt, sobald der Füllstand ein bestimmtes Level wieder erreicht.

12. März 2011

Um 11:36 Uhr fiel das Nachspeisesystem aus. Bei der Untersuchung des Ausfalls vor Ort stellte die Schichtmannschaft fest, dass Wasser gemischt mit Öl von der Decke im Raum des Nachspeisesystems tropfte. Dabei traf Wasser auf ein Schließventil für die Frischdampfversorgung des Nachspeisesystems und führte vermutlich zum Schließen dieser Armatur. Anschließend Versuche, das System wieder in Betrieb zu nehmen, schlugen fehl.

Aufgrund der fehlenden Bespeisung fiel der Füllstand im RDB. Daraufhin startete das Hochdruckeinspeisesystem HPCI aufgrund des niedrigen RDB-Füllstandes um 12:35 Uhr automatisch. Infolgedessen stieg der Füllstand im RDB wieder und der Druck im Reaktor sank durch permanente Dampfentnahme bis 20:36 Uhr auf 6,9 bar ab.

13. März 2011

Um 2:42 Uhr wurde die Bespeisung des RDB durch das Hochdruckeinspeisesystem HPCI manuell gestoppt, um eine alternative Einspeisung mittels einer dieselgetriebenen Feuerlöschpumpe zu ermöglichen. Der Druck im RDB war zu diesem Zeitpunkt stark abgefallen (unter 10 bar), da das dampfbetriebene HPCI im Vergleich zum RCIC sehr viel Dampf für die turbinengetriebene Pumpe benötigt. Da nun das HPCI nicht mehr in Betrieb war, stieg der Druck im RDB rasch wieder an und wurde in der Folge über ein S/E-Ventil begrenzt. Die Umstellung auf eine Einspeisung



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

mittels einer dieselgetriebenen Feuerlöschpumpe war nicht möglich, da der zu diesem Zeitpunkt herrschende RDB-Druck wieder über dem Druckwert lag, gegen den mit einer solchen Pumpe eingespeist werden kann. Die zur Einspeisung benötigte Absenkung des RDB-Drucks scheiterte daran, dass mindestens die S/E-Ventile wegen der fehlenden Stromversorgung nicht zur Druckentlastung geöffnet werden konnten. Damit war ab diesem Zeitpunkt keine Bespeisung des RDB mehr gegeben. Es wurde versucht, das HPCI wieder zu starten, was jedoch nicht gelang. Ein Versuch, das Nachspeisesystem erneut in Betrieb zu nehmen, scheiterte ebenfalls [9].

Gegen 4:50 Uhr wurde mit den Vorbereitungen für eine Druckentlastung aus dem Containment (Venting) begonnen. Dafür waren verschiedene manuelle Maßnahmen notwendig. Zum einen wurde mit einem mobilen Generator versucht, die Magnetventile wieder mit Strom zu versorgen, um eines der pneumatischen Ventile zur Kondensationskammer hin zu öffnen. Das Ventil blieb jedoch geschlossen. Mit einer provisorischen Druckluftversorgung konnte das Ventil dann geöffnet werden. Nachdem auch das motorgesteuerte Ventil geöffnet wurde, war die Ventingleitung gegen 8:41 Uhr freigeschaltet. Kurze Zeit später brach die Berstscheibe und ein Druckabfall im Containment wurde festgestellt [9], was für ein erfolgreiches Venting spricht.



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

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 das mit Meerwasser gefüllte Kraftschlussbecken von Block 3 umgestellt und konnte ab 13:12 Uhr wieder aufgenommen werden [9], [10].

Nach heutigem Kenntnisstand war damit zwischen dem Ausschalten des Hochdruckeinspeisesystems um 2:42 Uhr und dem Beginn der Einspeisung mit der dieselbetriebenen Pumpe gegen 9:25 Uhr für rund 6,5 Stunden keine Bespeisung des RDB und damit keine Kühlung des Kerns gegeben. 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) und die Kernaufheizung und -zerstörung einsetzte.

Um 11:17 Uhr wurde bemerkt, dass das pneumatische Ventil der Ventingleitung aufgrund von Problemen mit der Druckluftversorgung wieder 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].

14. März 2011

Um 1:10 Uhr wurde die Bespeisung des RDB unterbrochen, da das Meerwasserbecken leer war. Daraufhin wurde begonnen, das Becken wieder mit Feuerlöschpumpen zu befüllen. Gegen 3:20 Uhr konnte die Einspeisung wieder aufgenommen werden. Im weiteren Verlauf wurde das Wasserbecken mit zusätzlichen Feuerlöschpumpen und Feuerlöschwagen 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, die insbesondere den oberen Bereich des Reaktorgebäudes zerstörte. NISA und TEPCO gehen davon aus, dass es sich hierbei um eine Wasserstoffexplosion gehandelt hat und dass der Wasserstoff sich durch Leckagen am Sicherheitsbehälter im Reaktorgebäude ansammeln konnte [12]. Leckagen im Ventingsystem können jedoch auch nicht vollständig ausgeschlossen werden. Durch die Explosion wurden auch 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 15:30 Uhr wieder aufgenommen werden [9].

17. März 2011

Ab dem 17.03.2011 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 von Hubschraubern aus mit Wasser zu versorgen. Dies wurde jedoch wegen der hohen ODL (Ortsdosisleistung) über dem Reaktorgebäude und wegen fehlender Effektivität nach wenigen Anflügen aufgegeben. Im weiteren Verlauf wurden Versuche mit Wasserwerfern unternommen. Erst durch den Einsatz von Autobetonpumpen konnte jedoch eine ausreichende Bespeisung sichergestellt werden. Ende Mai konnte schließlich eine Einspeisung über Leitungen des Brennelementlagerbeckenkühl- und Reinigungssystems eingerichtet werden.

22. März 2011

Die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes konnte über die notstromgesicherte 6,9 kV Schiene des Blocks auf die provisorische externe Stromversorgung des Blocks geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben [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 einem Hubschrauber über den zerstörten Blöcken (Quelle: NHK).

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 November 2011 [4]. Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet.

Eintreffen des Erdbebens

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11.03.2011 befand sich der Block 4 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Revision. Der Kern war vollständig in das Brennelementlagerbecken entladen. Damit befanden sich 1331 abgebrannte sowie 204 neue Brennelemente in dem Brennelementlagerbecken. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. TEPCO nimmt an, dass ein Notstromdiesel startete, da der Füllstand des Kraftstofftanks gesunken war und die vom Diesel versorgten Komponenten betrieben wurden. Aufgrund der Revision war der Prozessrechner nicht verfügbar, so dass keine Aufzeichnungen über einen erfolgreichen Start des Diesels existieren. Der zweite Notstromdiesel war aufgrund von Instandhaltungsarbeiten nicht verfügbar.

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

Eintreffen des 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, der sich in Block 3 gebildet hat, durch das Lüftungssystem, welches zum Venting in Block 3 genutzt wurde, in das Reaktorgebäude von Block 4 gelangen konnte. Die Leitungen der Lüftungssysteme der Blöcke 3 und 4 sind in Kaminnähe miteinander verbunden, da sie in den gleichen Kamin münden. Zudem sind keine Rückschlagklappen vorhanden, die ein Rückströmen bzw. Einströmen in das System des anderen Blocks verhindern, wenn die Ventile nicht geschlossen sind. Die pneumatischen Ventile des Lüftungssystems sind so ausgelegt, dass diese bei einem Verlust der Stromversorgung öffnen. Zusätzlich wurden die vorhandenen Filter im Lüftungssystem des Blocks 4 untersucht. Die Ergebnisse zeigten, dass die Dosisleistung zum Kamin hin anstieg, was die Theorie bekräftigt, dass der Wasserstoff aus dem Block 3 für die Explosion verantwortlich war [4], [7], [9]. Diese Tatsachen weisen zudem darauf hin, dass es in Block 3 zu einer signifikanten Zirkon-Wasser-Reaktion gekommen ist.



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

Ab dem 20. März 2011

Ab dem 20.03.2011 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 [9].



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 IAEA-Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit im November 2011 [4]. Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet.

Eintreffen des Erdbebens

Zum Zeitpunkt des Erdbebens gegen 14:46 Uhr am 11.03.2011 waren die Blöcke 5 und 6 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi in Revision. In beiden Blöcken befand sich der Kern im RDB. Da in Block 5 zum Zeitpunkt des Erdbebens eine Druckprobe durchgeführt wurde, betrug der Druck im RDB etwa 72 bar. Der Reaktor des Blocks 6 war zu diesem Zeitpunkt drucklos. Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Die beiden Notstromdiesel des Blocks 5 und die drei Notstromdiesel des Blocks 6 starteten auslegungsgemäß.

Eintreffen des 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 zu einem 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 13.03.2011 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: TEPCO).

3.6 INES-Einstufung des Unfalls

Zweck und Aufbau

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. Entwickelt wurde die Skala von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO). Weltweit nutzen derzeit über 60 Staaten dieses Instrument. Durch die Einordnung eines Ereignisses in eine der acht Stufen erlaubt die INES, sich auf einen Blick über dessen Bedeutung zu informieren. Diese Stufen reichen von Stufe 0 – Ereignisse ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung – 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. 3.34). Die sicherheitsbezogene Bedeutung bzw. die Schwere des Stör- oder Unfalls steigt mit jeder Stufe.

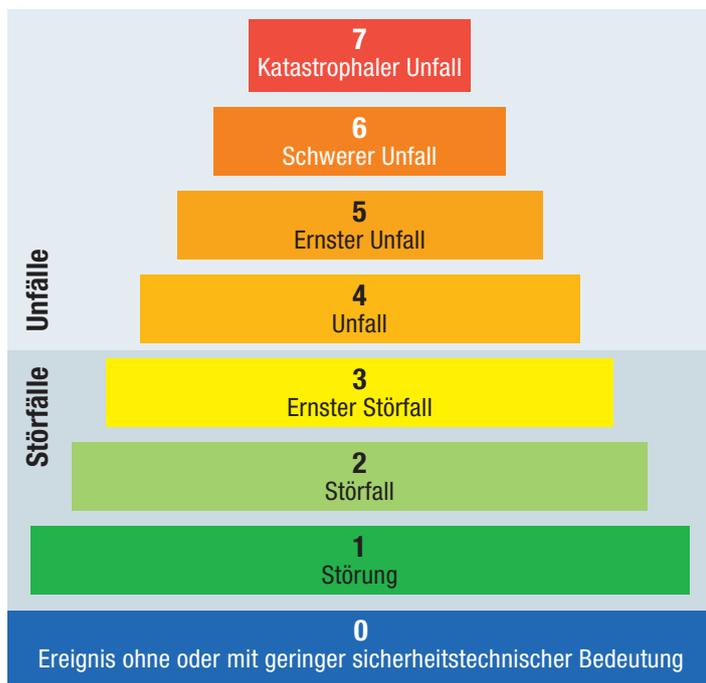


Abb. 3.34: Aufbau der internationalen Bewertungsskala INES

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. 3.35):

- 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 in Stufe 7 am 12. April 2011 mehrmals angepasst.

Während des Unfallverlaufs kam es am Standort Fukushima Daiichi wiederholt zu erheblichen Freisetzungen 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 wird die radiologische Bedeutung aller freigesetzten Nuklide 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 für die INES-Stufe 7 maßgeblichen Wert von etwa $5E+16$ 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.

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. 3.35: INES-Einstufung von Ereignissen anhand sicherheitstechnischer Aspekte

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 Reaktor-druckbehälter (RDB) immer weiter ab: Die Nachzerfallsleistung führt zum Verdampfen des Wassers; der Dampf wird dann, wie in Fukushima geschehen, über ein oder mehrere Sicherheitsventile in der Frischdampfleitung in die Kondensationskammer abgeführt. Kommt es in der Folge zur Freilegung (d. h. der Füllstand des Kühlmittels fällt unterhalb der Oberkante des Kerns) und damit 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 RDB nach Verlagerung von Schmelze auf dessen Boden kann es zudem zum Austrag von Kernmaterial in darunter liegende Räume im Sicherheitsbehälter kommen. Diese Entwicklung ist verbunden mit weiteren Folgewirkungen wie z. B. Schmelze-Beton-Wechselwirkung (mit zusätzlicher Bildung von brennbaren Gasen wie Wasserstoff und Kohlenmonoxid) oder einer Beschädigung des Sicherheitsbehälters.

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 der Zwischenzeit veröffentlichte Fotos aus dem Inneren des Sicherheitsbehälters von Block 1 haben hier keine wesentlichen neuen Erkenntnisse gebracht.

In den nachfolgenden Abschnitten wird der Kenntnisstand aus Simulationsrechnungen von TEPCO und NISA (jetzt NRA) dargestellt.

Die bisherigen Nachrechnungen der GRS zur Analyse der Unfallabläufe in den Blöcken 2 und 3 mit den gekoppelten Programmen ATHLET-CD / COCOSYS konnten wegen der bislang nur begrenzt verfügbaren Anlagen-daten noch nicht mit dem langfristig angestrebten Detaillierungsgrad durchgeführt werden. Mit den bislang erzielten Ergebnissen lassen sich aber prinzipiell die beschriebenen Abläufe nachvollziehen.

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 und keine Nachwärmeabfuhr mehr vorhanden war. Dies führte 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 RDB gegen 17:45 Uhr (etwa drei Stunden nach dem Erdbeben) unter die Kernoberkante. Die Brennelemente beginnen sich stark aufzuheizen, die Oxidation setzt ein und Wasserstoff wird gebildet. Nach etwa einer weiteren Stunde entstehen erste Kernschäden. Gegen 20:00 Uhr ist der Füllstand bis unterhalb des Kerns abgesunken. Aus der Analyse ergibt sich, dass dadurch der Kern fast vollständig geschmolzen sein muss und sich auf den Boden des RDB verlagert hat. Die Beschädigung und Durchdringung des RDB wird etwa 15 Stunden nach dem Erdbeben angenommen. Die Schmelze und das Restwasser aus dem RDB verlagern sich dadurch auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter und eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung ist zu erwarten. Dabei wird ebenfalls Wasserstoff und Kohlenmonoxid gebildet. 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 hat TEPCO eine mutmaßliche Verteilung des Kernmaterials schematisch dargestellt (► Abb. 4.1).

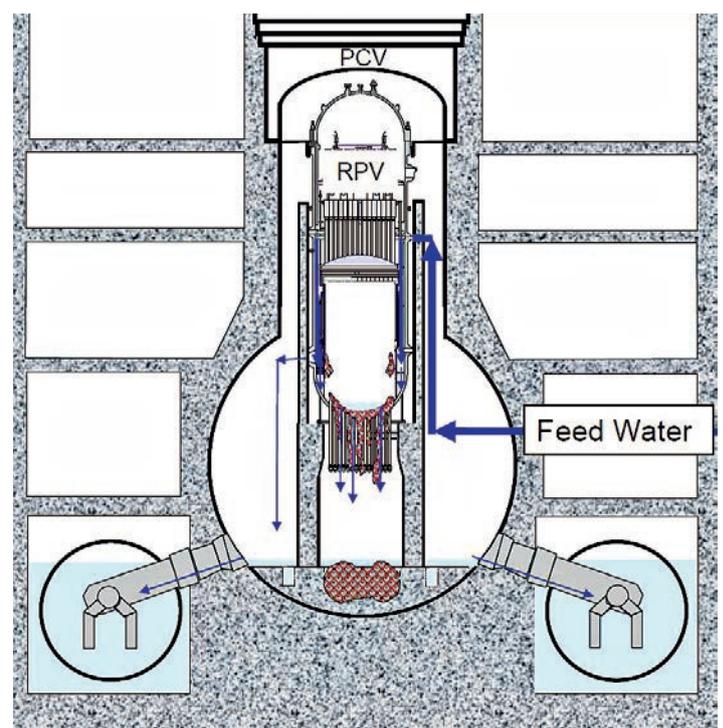


Abb. 4.1: Schematisch vereinfachte Darstellung der aus den Analysen abgeleiteten mutmaßlichen Verteilung des Kernmaterials (braun schraffiert) in Block 1 nach Wiederherstellung einer Bespeisung (Quelle: TEPCO).

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 mit 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.

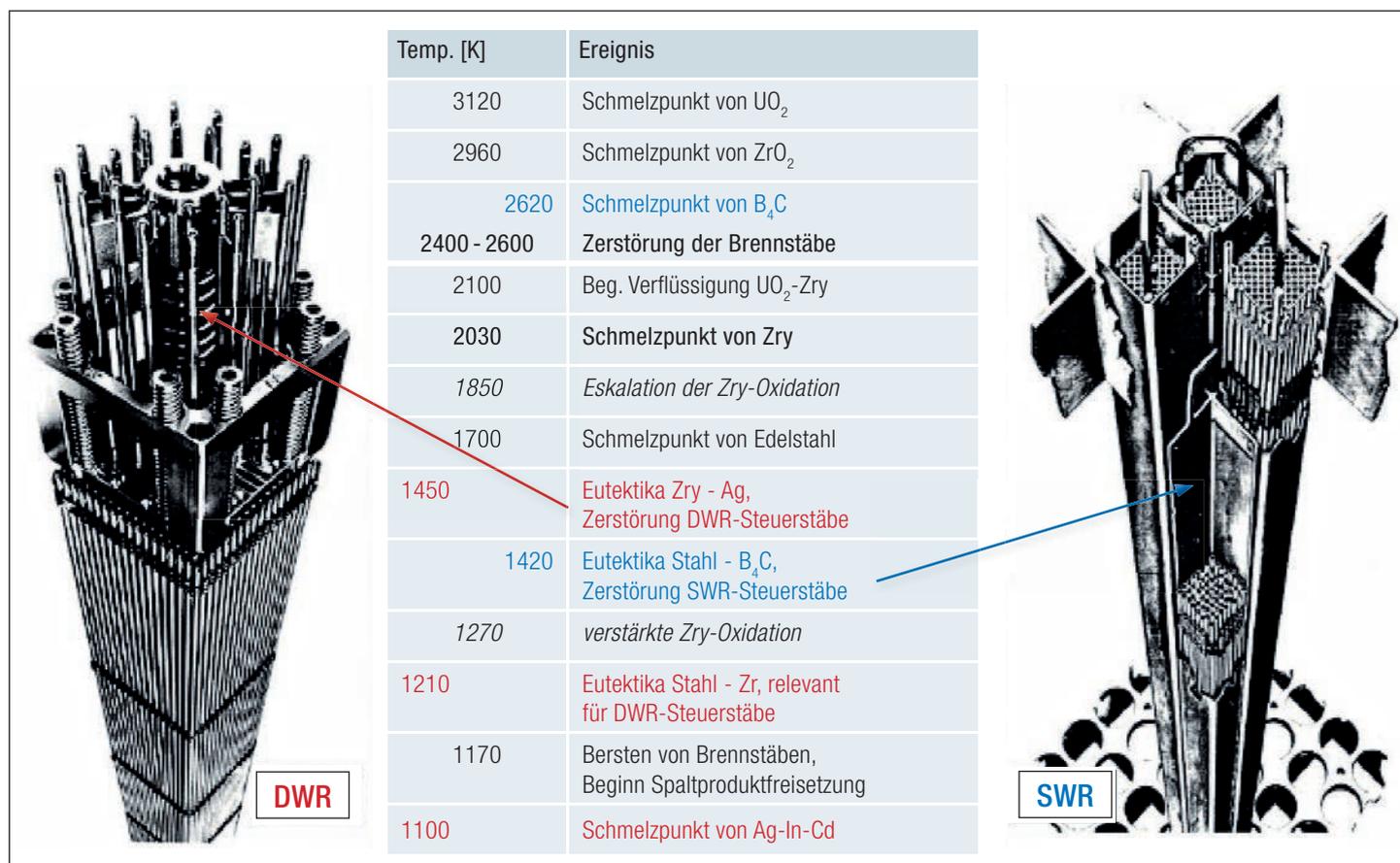


Abb. 4.2: Überblick über Schädigungsvorgänge und zugehörige Temperaturniveaus bei einer Kernschmelze in einem Druckwasser- (rot) bzw. Siedewasserreaktor (blau).

Inwieweit die beschriebenen Analysen die tatsächliche Situation wiedergibt, lässt sich nicht mit Sicherheit sagen. 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 die Kernzerstörung bereits im Gange war. Auch eine nachfolgende Beschädigung des RDB erscheint wahrscheinlich.

Die heute vorliegenden Messungen der Temperaturentwicklung an verschiedenen Punkten innerhalb des Reaktordruck- sowie des Sicherheitsbehälters (► Abb. 4.3) deuten darauf hin, dass von einer weitgehenden Verlagerung von geschmolzenem Kernmaterial aus dem RDB auf den Beton des Sicherheitsbehälters in einer frühen Unfallphase auszugehen ist. Im Verlauf einiger Wochen sanken die Temperaturwerte dann deutlich ab und egalisierten sich auf niedrigem Niveau. Darüber hinaus wurde nach einer neuen Kalibrierung der Füllstandsmessung des RDB am 11. Mai 2011 immer noch ein Füllstand unterhalb des Kerns gemessen.

Von TEPCO durchgeführte Analysen bezüglich des Erosionsfortschritts im Beton ergeben eine Eindringtiefe der Kernschmelze von ca. 70 cm, wobei die Unsicherheiten hierbei sehr groß sind. Die Dicke des Betons im Sicherheitsbehälter beträgt ca. 2,6 m [4]. In Gasproben aus dem Sicherheitsbehälter konnten keine für Schmelze-Beton-Wechselwirkung typische Gase nachgewiesen werden. Dieses Ergebnis wird von TEPCO dahin gehend interpretiert, dass die Kühlung einer Kernschmelze im Sicherheitsbehälter stets ausreichend war bzw. ist, um eine weitere Erosion zu unterbinden.

Block 2

In Block 2 fiel die Bespeisung des Reaktors am Mittag des 14. März 2011 aus, was sich durch eine sinkende RDB-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 RDB gegen 17:45 Uhr 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.

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 RDB und möglicherweise nach dessen Beschädigung (findet in der Analyse nicht statt) zum Teil auch weiter auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter.

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 für Block 1. Der Kern wird fast vollständig zerstört und größere Mengen Wasserstoff entstehen. Das geschmolzene Kernmaterial verlagert sich auf den Boden des RDB und nach dessen Beschädigung (in der Analyse etwa um 4:00 Uhr am 16. März 2011) zum Teil auch weiter auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter.

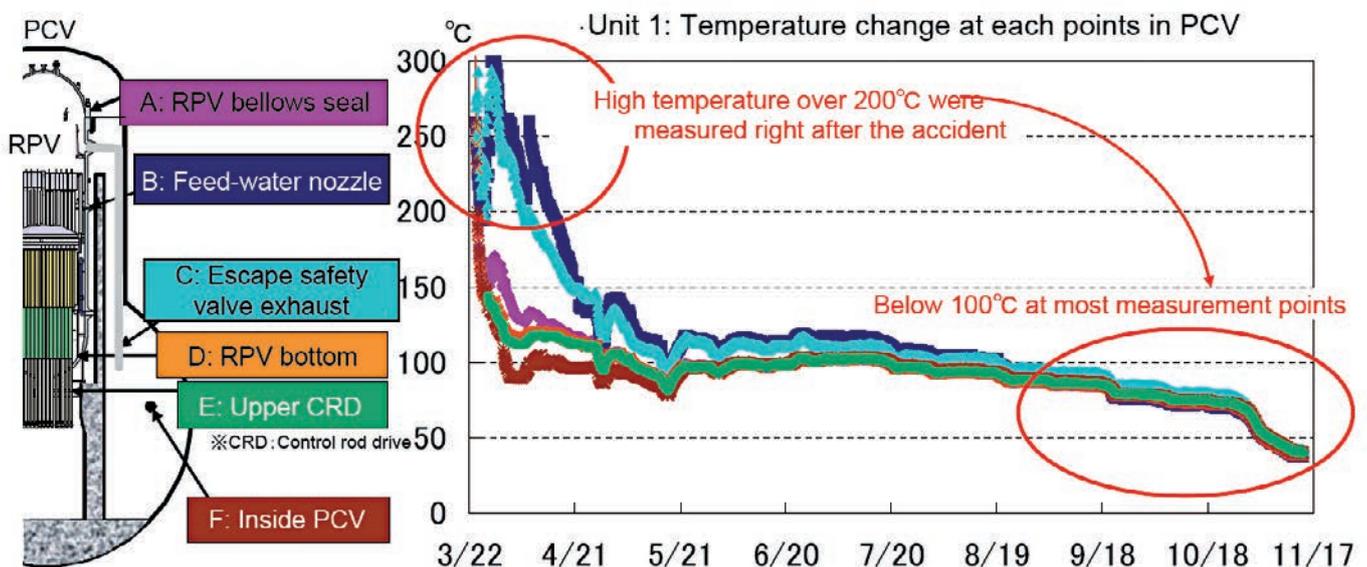


Abb. 4.3: Temperaturentwicklung innerhalb des Reaktordruck- und Sicherheitsbehälters für Block 1 (Quelle: TEPCO) [4].

Dass es nach Ausfall der Bespeisung zu einer Kernfreilegung und signifikanten Kernzerstörung mit Oxidation und Wasserstoffbildung gekommen ist, erscheint plausibel. Auch wird heute davon ausgegangen, dass der RDB im Bodenbereich beschädigt ist. Große Mengen Kernschmelze sind vermutlich nicht ausgetreten, so dass auch keine Beton-Schmelze-Wechselwirkung stattgefunden hat [4]. Die weitere Entwicklung ist mit der für Block 1 angenommenen vergleichbar, birgt allerdings ebenfalls immer noch Unsicherheiten. Durch die unklare Effektivität der Wiederbespeisung des RDB ergibt sich zudem eine Bandbreite an möglichen Entwicklungen, wie auch die Analysevarianten ausweisen. Allerdings zeigt der gemessene Temperaturverlauf (► Abb. 4.4) an verschiedenen Messstellen im RDB und im Sicherheitsbehälter für Block 2 auch, dass langfristig eine Kühlung und Wärmeabfuhr erreicht wurde. Der zeitliche Ablauf zeigt ein anderes Verhalten als bei Block 1 auf (► Abb. 4.3). Es wurden über einen deutlich längeren Zeitraum Temperaturen von über 200 °C gemessen. Erst die Einspeisung über das Kernsprühsystem (CS) senkte die Temperaturen auf unter 100 °C. Da die Temperaturen im RDB und im Sicherheitsbehälter einen ähnlichen Verlauf nehmen, kann geschlussfolgert werden, dass der RDB nicht mehr intakt ist und Wasser in den Sicherheitsbehälter austreten kann. Hier deutet der gemessene Wasserstand im RDB – wiederum nach einer Neukalibrierung – darauf hin, dass der Kern gekühlt wird [4].

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 RDB 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 RDB-Füllstandsanzeige nach Beginn der alternativen Einspeisung ebenfalls zwei 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 und es wird mit einer beginnenden Kernzerstörung und einer starken Oxidation inkl. Wasserstoffbildung gerechnet. In dieser Variante ergibt sich auch eine Beschädigung des RDB gegen 8:00 Uhr am 14. März 2011. Dieser Ablauf erscheint insofern plausibel, da Wasserstoffexplosionen in der Folge die Blöcke 3 und 4 (Übertrag über Ventingsystem des Sicherheitsbehälters) stark zerstört haben. Die Aussagekraft dieser Analyseergebnisse ist sinngemäß wie bereits für Block 1 und 2 dargestellt zu bewerten.

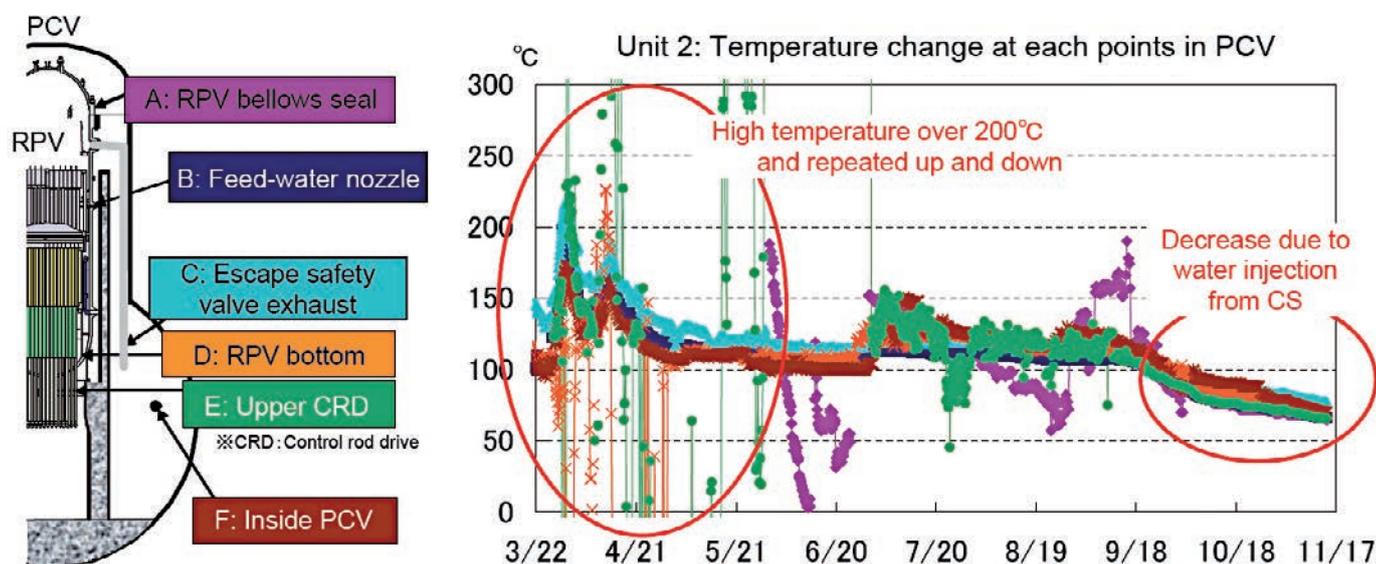


Abb. 4.4: Temperaturentwicklung innerhalb des Reaktordruck- und Sicherheitsbehälters für Block 2 (Quelle: TEPCO) [4].

Der in ► Abb. 4.5 dargestellte Temperaturverlauf an verschiedenen Messstellen im RDB und im Sicherheitsbehälter legt dieselben Schlüsse nahe, wie sie schon für Block 2 diskutiert wurden. Nach anfänglich starken Temperaturschwankungen gelingt es langfristig, die Wärme abzuführen und die Temperaturen sinken. Diese Entwicklung wird durch die Einspeisung mit dem Kernsprühsystem (CS) ab Mitte September 2011 beschleunigt. Die dauerhafte Einspeisung in den RDB spricht dafür, dass auch hier Schäden am RDB zu erwarten sind, da dieser sonst aufgefüllt worden wäre. Allerdings war es in Block 3 nicht möglich die RDB-Füllstandsmessung neu zu kalibrieren, da wegen hoher Strahlenpegel im Bereich des Messsystems kein Zugang möglich war. Daher können diese Messwerte nicht für die Bewertung des Schadenszustands am RDB genutzt werden.

Einschätzung der Analyseergebnisse

Die japanische Behörde NISA hat die Unfallverläufe in den Blöcken 1 bis 3 mit einem anderen Rechenprogramm (MELCOR) simuliert als TEPCO. Diese Analysen ergaben bei vergleichbaren Randbedingungen qualitativ ähnliche Ergebnisse [4]. Alle Analyseergebnisse sind immer noch mit großen Unsicherheiten behaftet, insbesondere hinsichtlich Ausmaß und Auswirkung einer Wiederbespeisung, Umfang der Kernzerstörung und der dabei entstandenen Menge an Wasserstoff sowie dem Zeitpunkt und der Art einer Beschädigung des RDB.

Die Informationen und Analyseergebnisse stärken die Erkenntnis, dass es in allen drei Blöcken zu schweren Kernschäden und einer Beschädigung des RDB gekommen ist. Dafür sprechen vor allem die beobachteten Freisetzungen von Spaltprodukten und die Zerstörungen der Blöcke 1, 3 und 4 durch Wasserstoffexplosionen (in Block 2 wurde dies durch eine Gebäudeöffnung vermutlich verhindert), die ohne massive Kernschäden nicht zu erklären sind. Aufgrund der zeitweise fehlenden RDB-Bespeisung ist der Füllstand im RDB jeweils nach wenigen Stunden unter die Kernoberkante gesunken. Ob die einzelnen Kerne vollständig (zumindest für Block 1 sehr wahrscheinlich) oder nur zum Teil (den Analysen zufolge bei den Blöcken 2 und 3 zu erwarten) zerstört wurden, lässt sich derzeit noch nicht abschließend klären. Eine mögliche Beschädigung der RDB und ein damit verbundener Austritt von Kernmaterial und mögliche Folgereaktionen zwischen Schmelze und Beton können derzeit nicht belastbar beschrieben werden, werden aber zumindest für Block 1 in relevantem Umfang erwartet.

Verschiedene Organisationen auf der ganzen Welt, darunter auch die GRS, haben kurze Zeit nach den Unfällen mit Projekten zur Aufarbeitung des Unfallhergangs begonnen. In diesen Arbeiten soll durch Sammlung und Auswertung von Fakten sowie Analysen ein klareres Bild von den Unfallabläufen und den damit verbundenen Kernschäden gewonnen werden. Sie wurden Ende 2012 in einem OECD Benchmark Projekt gebündelt. Es wird erwartet, dass die bis Ende 2013 durchgeführten Unfallanalysen mit anlagenspezifischen Daten weitere wichtige Beiträge zur Klärung der Abläufe liefern werden.

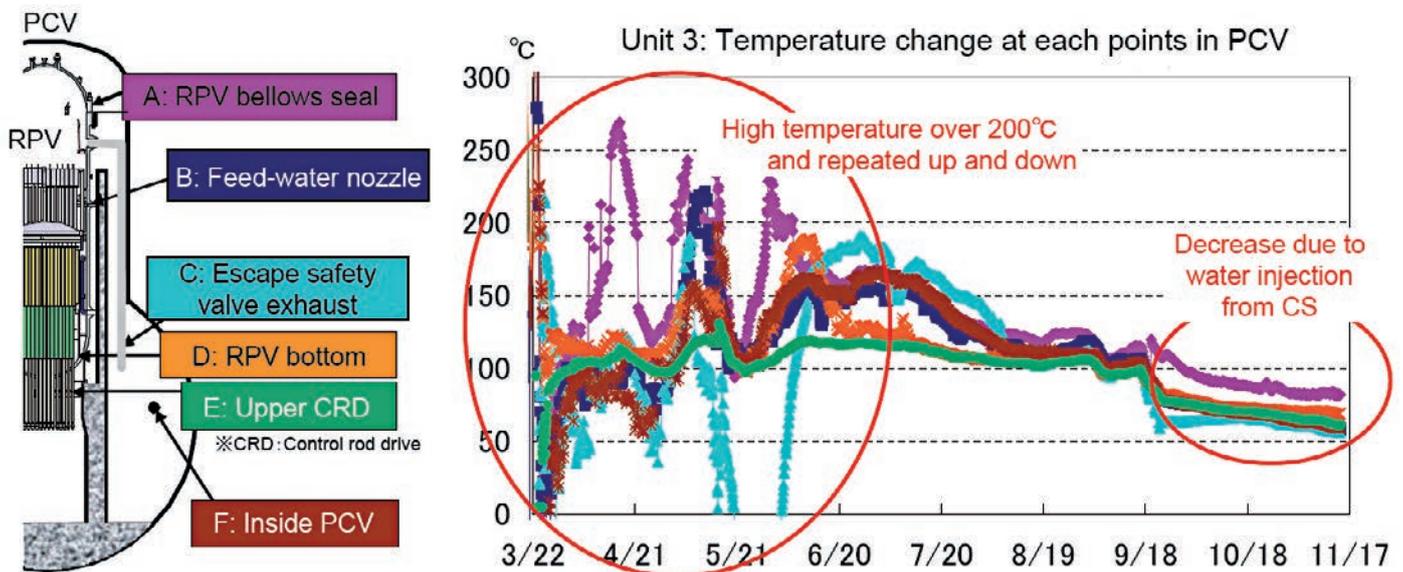


Abb. 4.5: Temperaturentwicklung innerhalb des Reaktordruck- und Sicherheitsbehälters für Block 3 (Quelle: TEPCO) [4].

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 Umwelt freigesetzt. Der Großteil stammte aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3 [34]. Die in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Aerosole und gasförmigen 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 darüber hinaus auch flüssige radioaktive Stoffe als kontaminiertes Wasser in den Pazifik.

Luftgetragene Freisetzungen

Abschätzungsmethoden. Genaue Abschätzungen der freigesetzten Menge an radioaktiven Stoffen gestalten sich aus mehreren Gründen 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 Simulationen des Anlagenverhaltens während des Unfallablaufs. Auch hier bestehen eine Reihe von Unsicherheiten, die Auswirkungen auf die Genauigkeit der abgeschätzten Freisetzungsmengen haben.

Abgeschätzte Mengen. Die japanische Regierung geht aufgrund solcher Abschätzungen davon aus, dass die Gesamtfreisetzung in die Umgebungsluft für Jod-131 bei etwa $1 \text{ bis } 2 \times 10^{17} \text{ Bq}$ und für Cäsium-137 eine Größenordnung niedriger bei etwa $1 \text{ bis } 2 \times 10^{16} \text{ Bq}$ gelegen hat [10]. Weitere in unabhängigen Abschätzungen – beispielsweise von IRSN [46] und der WHO [42] – ermittelte Werte, liegen in der gleichen Größenordnung. In einer Abschätzung des Betreibers TEPCO vom Mai 2012 wurde für Jod-131 ein Wert von etwa $5 \times 10^{17} \text{ Bq}$ und für Cäsium-134 und Cäsium-137 Werte von jeweils etwa $1 \times 10^{16} \text{ Bq}$ ermittelt [35]. Laut dieser Studie erfolgten im März 2011 etwa 99 % der Gesamtfreisetzungen in die Umgebungsluft.

Nach Angaben der japanischen Aufsichtsbehörde NISA (heute NRA) lag der Gesamtbetrag der Freisetzungen von Jod-131 und Cäsium-137 damit in der Größenordnung von etwa 10 % der in Tschernobyl freigesetzten Radioaktivität [16].

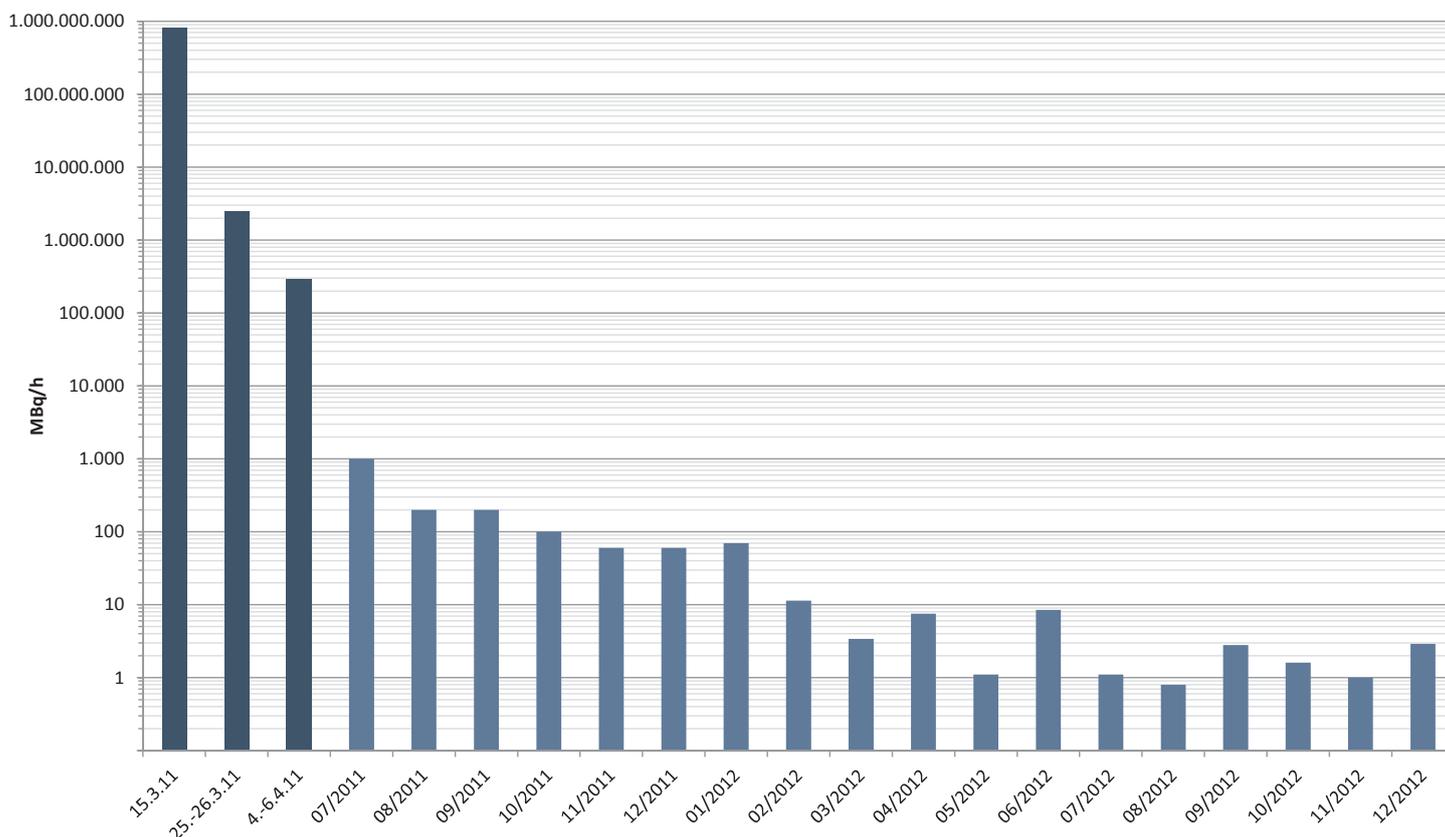


Abb. 5.1: Zeitlicher Verlauf der abgeschätzten Freisetzungsraten von radioaktivem Cäsium in MBq pro Stunde aus den Blöcken 1 bis 3 vom 15. März 2011 bis Ende 2012. Hinweis: die Freisetzungsraten beziehen sich teilweise auf unterschiedliche Mittelungszeiträume, die auf der Abszisse angegeben sind (Datenquelle: TEPCO).

Bodenproben zeigten, dass sich hauptsächlich radioaktives Jod-131, Cäsium-134 und Cäsium-137 in der Umgebung ablagerten. Aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 8 Tagen war Jod-131 nur in den ersten Wochen nach dem Unfall radiologisch relevant. Es wird 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 des Graphitmoderators 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 2013) nach wie vor radioaktive Stoffe aus den Blöcken 1 bis 3 freigesetzt – bezogen auf den Zeitpunkt des Unfalls allerdings in deutlich geringem Umfang. Um deren Menge abschätzen zu können, analysiert der Betreiber regelmäßig Luftproben, die zunächst im Bereich des Anlagenzaunes und seit Mai 2011 auch im oberen Bereich der Reaktorgebäude genommen werden. Die Ergebnisse der Berechnungen werden veröffentlicht (► Abb. 5.1). Nach Angaben des Betreibers führen die zuletzt so ermittelten Freisetzungsraten zu einer zusätzlichen maximalen Strahlenexposition von etwa 0,03 Millisievert pro Jahr (mSv/a) an der Grenze des Anlagengeländes [36] (Anm.: Bei der Einheit Sievert (Sv) handelt es sich um ein Maß für die bewertete biologische Wirkung ionisierender Strahlung in unterschiedlichem Gewebe, die in Form einer sog. effektiven Dosis angegeben wird. 1 Sv sind 1.000 mSv oder 1.000.000 μ Sv).

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 2011 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.

Der Betreiber leitete zudem Anfang April 2011 mit Zustimmung der Behörde etwa 10.000 Tonnen schwach 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 unter anderem 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 im Fisch 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 [18].

Aktuelle Situation. Zur Ermittlung der Kontamination von Meerwasser und Fischereierzeugnissen 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 veröffentlicht die Messergebnisse. Radiologisch relevante Konzentrationen im Meerwasser lassen sich nur noch in direkter Nähe zur Anlage Fukushima Daiichi nachweisen. Ende Mai 2011 wurde in Sandaal aufgrund der kurzen Halbwertszeit kein Jod-131 mehr nachgewiesen [18]. Insbesondere im Bereich der Anlage wird auch mit Stand Ende 2012 im Meer regelmäßig radioaktives Cäsium in Fisch- und Schalentierproben nachgewiesen, teilweise auch in Konzentrationen oberhalb des Grenzwertes von 100 Bq/kg. Innerhalb des Hafensbereichs der Anlage werden aufgrund einer höheren Cäsiumkonzentration im Meerwasser deutlich höhere Werte erreicht. So wurde beispielsweise im Dezember 2012 ein Maximalwert von 254.000 Bq/kg an radioaktivem Cäsium in einem Stachelkopf nachgewiesen [39].

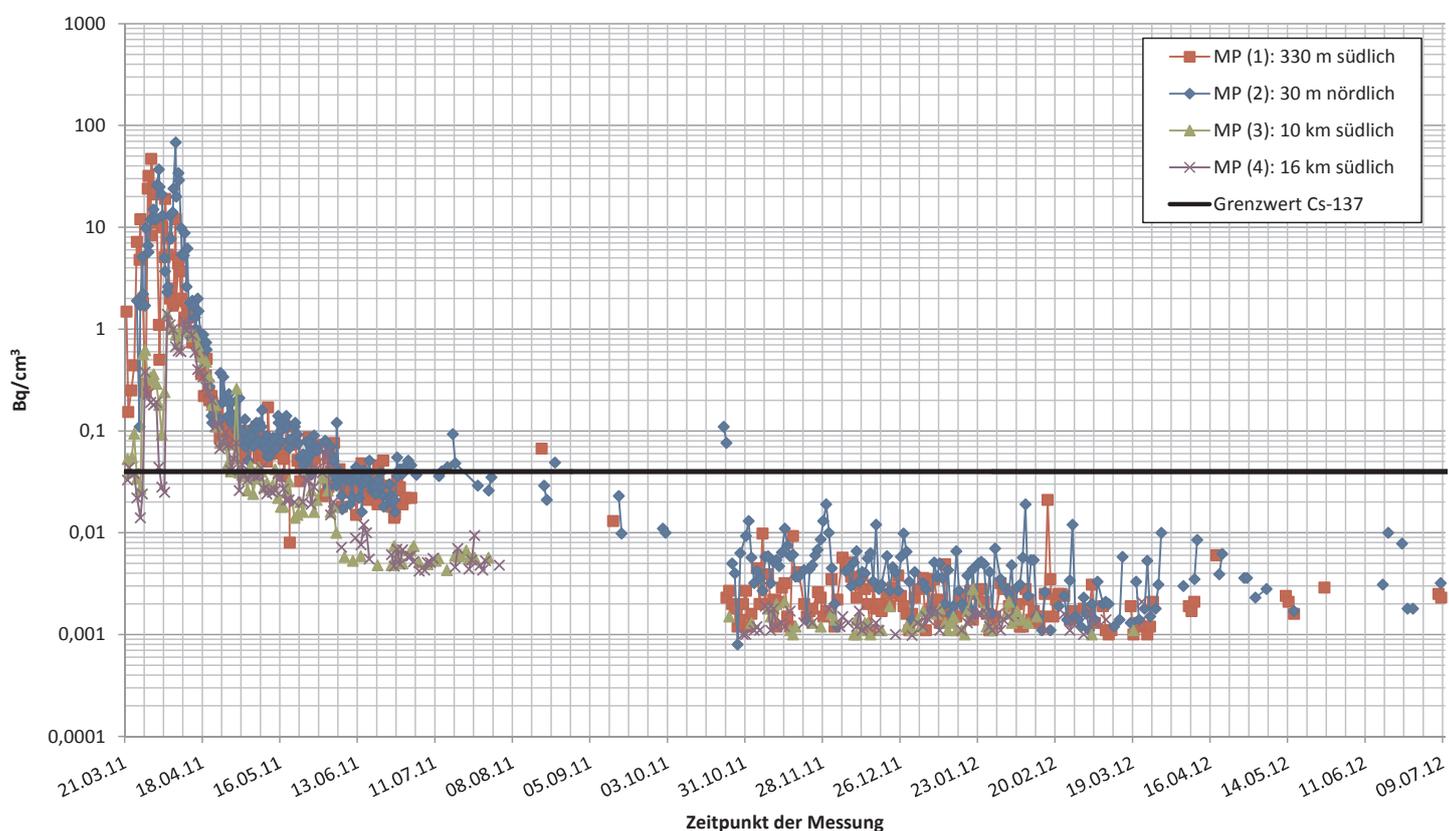
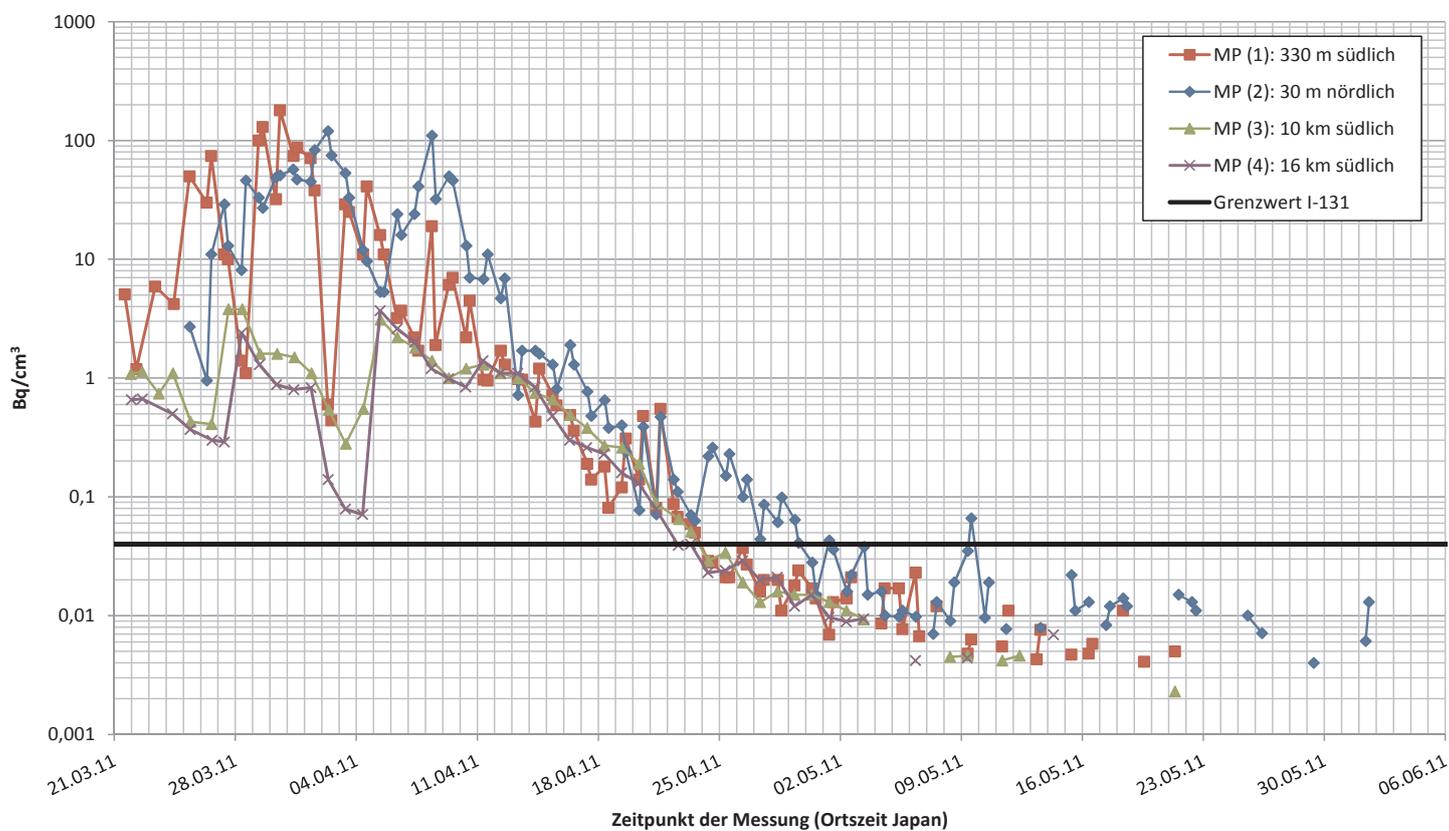


Abb. 5.2: Messdaten zur Kontamination von Seewasser mit Jod-131 (oben) und Cäsium-137 (unten) an vier Messpunkten entlang der Küste in Standortnähe. Seit Juni 2011 wird an den Messpunkten aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 8 Tagen kein Jod-131 mehr nachgewiesen. Im Herbst 2011 wurde auf ein empfindlicheres Messverfahren umgestellt, so dass Cäsium wieder in einem geringeren Konzentrationsbereich nachgewiesen werden konnte (Datenquelle: TEPCO).

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 automatisch Messdaten zur ODL erfassten. 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 (MP) zur Verfügung standen. Erst mit Wiederherstellung der Stromversorgung am 25. März 2011 konnten diese wieder in Betrieb genommen werden. Als Ersatz wurden vom Betreiber mobile Messstationen (u. a. Messfahrzeuge) verwendet, die im Verlauf des Unfallgeschehens mehrfach ihre Position wechselten.

Zusätzlich zu den ursprünglich vorgesehenen Messpunkten an der Grenze des Anlagengeländes ermittelt und veröffentlicht der Betreiber die ODL automatisch auch von weiteren Punkten auf dem Anlagengelände. Zur Orientierung ist in ► Abb. 5.3 die Lage der verschiedenen Messpunkte eingetragen.

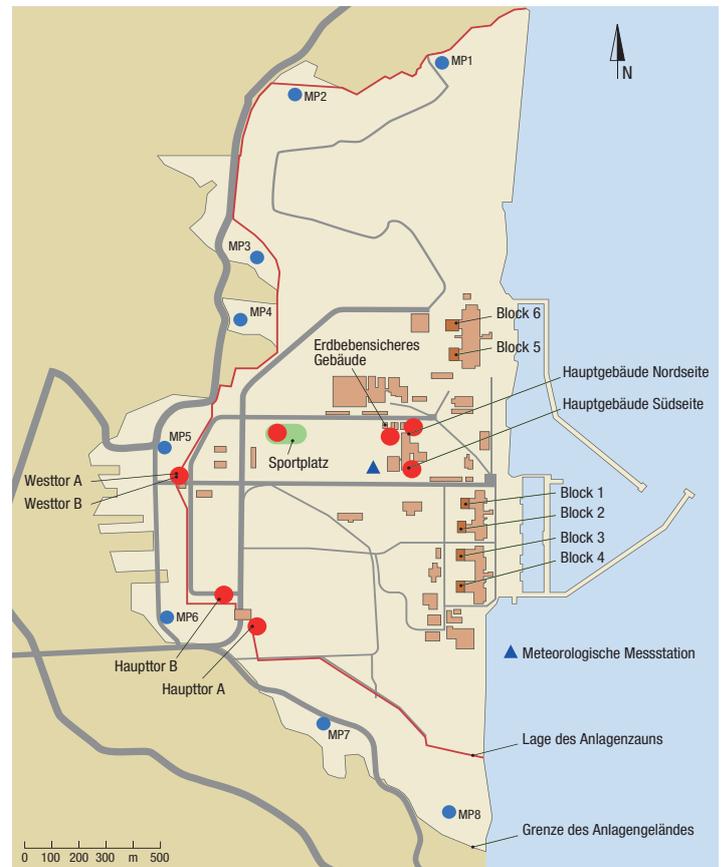


Abb. 5.3: Überblick über die Lage der verschiedenen Messpunkte zur Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Daiichi.

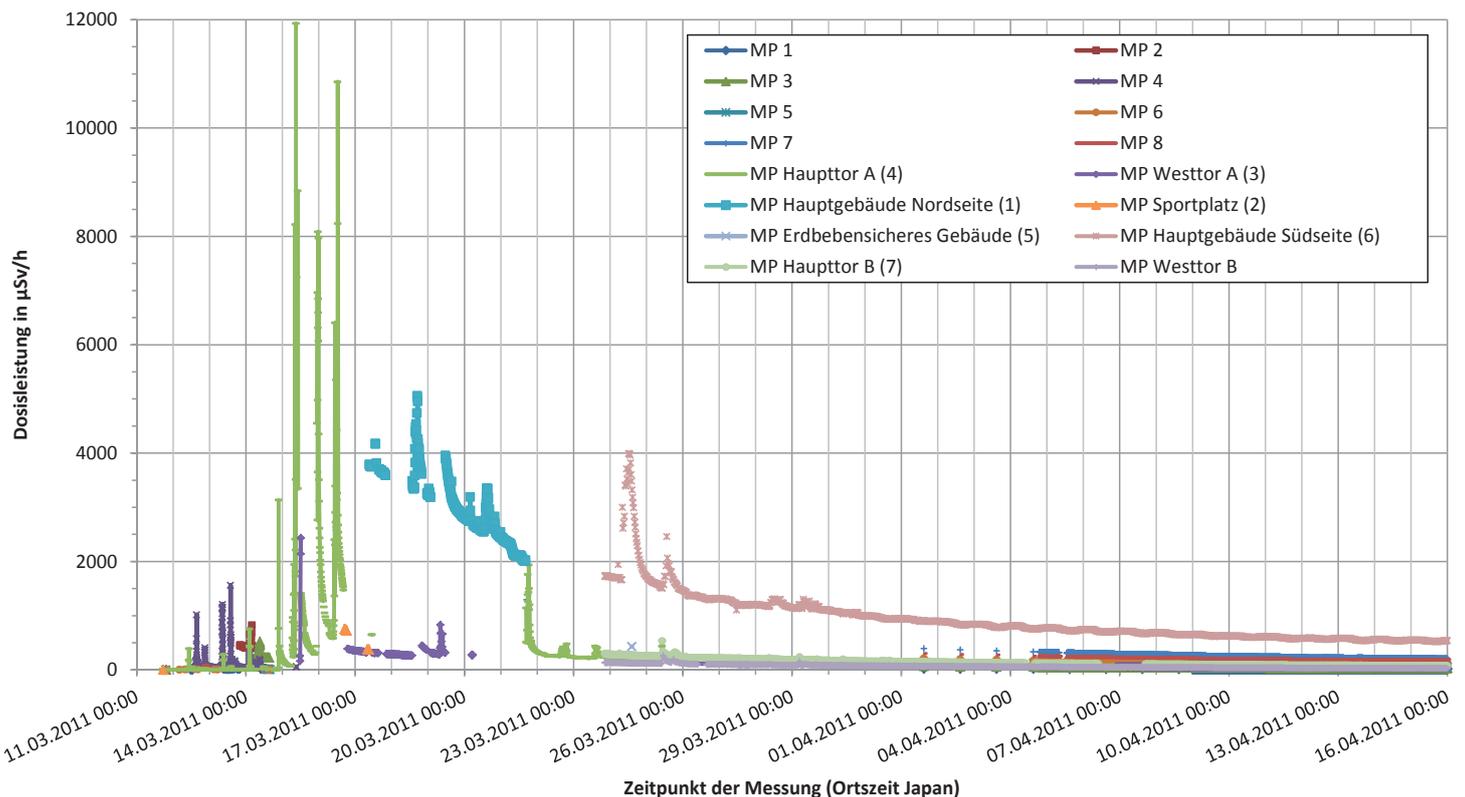


Abb. 5.4: Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Daiichi zwischen 11. März 2011 und 15. April 2011 an verschiedenen Messpunkten (MP).

Phasen der Freisetzung. In ► Abb. 5.4 ist der an den verschiedenen Messpunkten gemessene zeitliche Verlauf der ODL am Standort bis Mitte April 2011 dargestellt. Deutlich sind zwei Unfallphasen zu unterscheiden. In der ersten Phase bis etwa Ende März 2011 sind mehrere einzelne Maxima erkennbar, die aus Freisetzungen in Verbindung mit Explosionen, Druckentlastungen und anderen Prozessen stammen. Dabei wurden an einzelnen Messpunkten kurzzeitig Spitzenwerte der ODL von bis zu 12 mSv pro Stunde (mSv/h) ermittelt. Die in die Luft freigesetzten radioaktiven Stoffe lagerten sich teilweise in der Umgebung ab und erhöhten so die ODL auf dem Anlagengelände.

Die darauffolgende Phase ist gekennzeichnet durch eine allmähliche Abnahme der ODL. Dieser Trend setzt sich bis heute fort, auch wenn immer noch radioaktive Stoffe in geringem Umfang freigesetzt werden (► Abb. 5.1). So lag beispielsweise der Messwert am Messpunkt »Hauptgebäude Südseite«, der sich in etwa 250 m Entfernung nordwestlich zu Block 1 befindet (► Abb. 5.3), Ende Januar 2013 bei etwa 0,2 mSv/h. Hier wurden Anfang April 2011 Werte um 0,7-0,9 mSv/h gemessen (► Abb. 5.4).

ODL-Werte auf dem Anlagengelände. Insbesondere in unmittelbarer Nähe der Blöcke 1 bis 4 wurden und werden auch zwei Jahre nach dem Unfall z. T. noch deutlich höhere Werte gemessen. Hier ermittelt der Betreiber zusätzlich zu den fest installierten Messsonden regelmäßig die ODL auf dem Anlagengelände mit mobilen Messgeräten und veröffentlicht die vorgefundene Situation in Form von Übersichtskarten, wie sie beispielsweise in ► Abb. 5.5 dargestellt ist.

Durch den Unfall wurde eine große Menge Schutt auf dem Anlagengelände verteilt, was die Arbeiten auf dem Gelände erschwerte. Der Schutt wurde zum Teil mit ferngesteuerten Maschinen entfernt, wodurch die ODL in den geräumten Bereichen verringert werden konnte. Darüber hinaus wurden und werden zur weiteren Reduzierung der ODL auf dem Anlagengelände Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt. So wurden beispielsweise Bäume gefällt, Asphaltflächen gereinigt, kontaminierte Flächen umgepflügt bzw. mit Erde abgedeckt sowie Deponien für kontaminierten Schutt und kontaminierte Erde angelegt. Nach Angaben des Betreibers lagerten Ende Oktober 2012 etwa 54.000 m³ Schutt und 69.000 m³ gefällte Bäume in solchen Deponien auf dem Gelände [40].

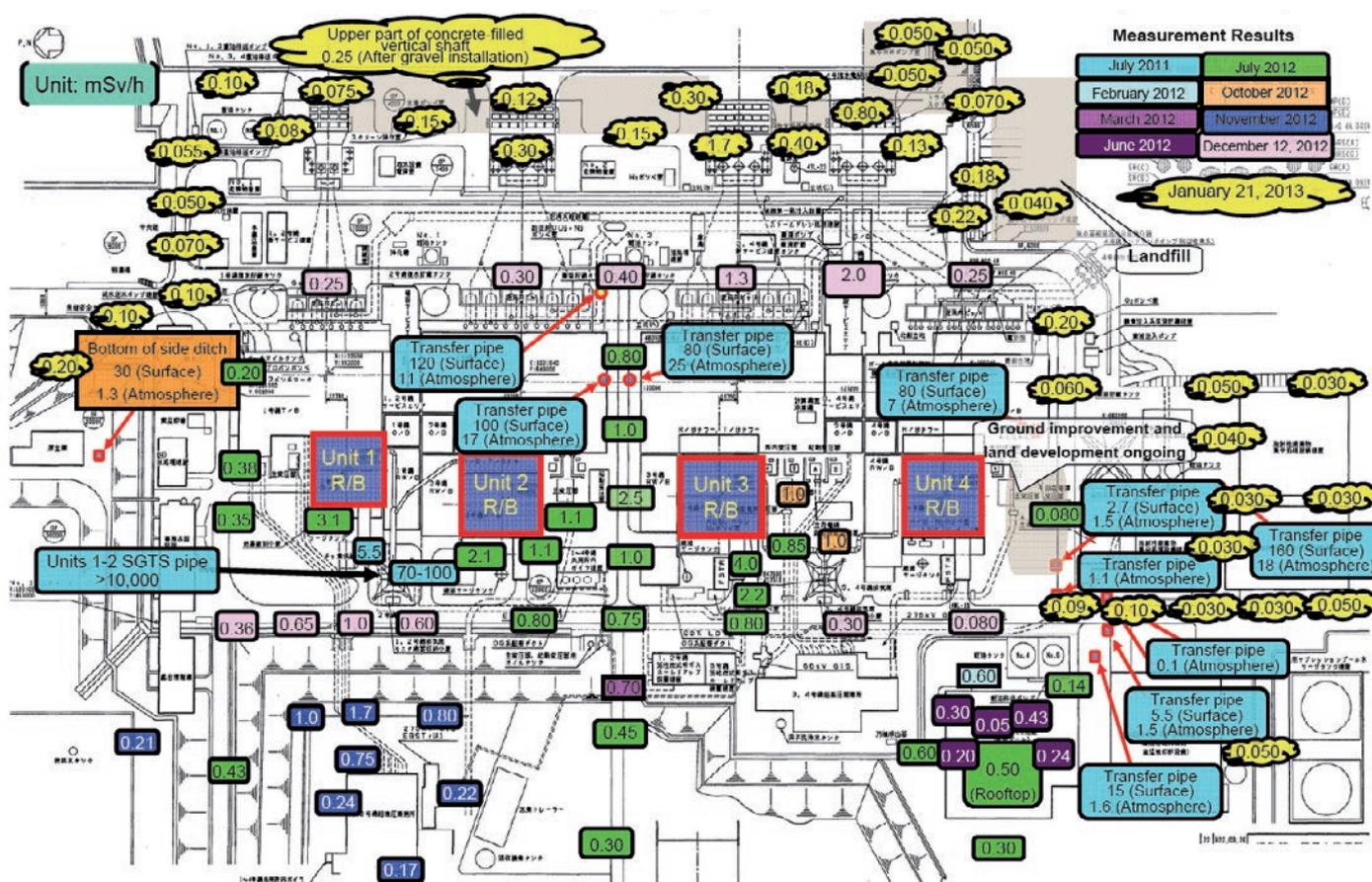


Abb. 5.5: Gemessene Ortsdosisleistung an verschiedenen Punkten des Anlagengeländes in mSv pro Stunde (Quelle: TEPCO, Stand: 21. Januar 2013).

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 Angaben des japanischen Senders 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 radio-aktiver Stoffe in der Leitung abgelagert.

Auf Grundlage von Daten vom September 2012 zu den radioaktiv kontaminierten Trümmern auf dem Anlagengelände wurde die potenzielle maximale effektive Dosis für eine Person, die sich im Bereich des Anlagenzaunes aufhält, mit einem Wert von 9,7 mSv/a abgeschätzt. Mit weiteren Dekontaminations- und Abschirmungsmaßnahmen ist beabsichtigt, in 2013 einem Wert von unter 1 mSv/a zu erreichen [40].



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 luftgetragenen 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 nordwestlicher Richtung in eine Entfernung von bis zu einigen Dutzend Kilometern erstreckt.

Zur Veranschaulichung der großräumigen 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. Aufgrund einer vorübergehenden Drehung des Windes zeigt sich auch für die Präfektur Ibaraki, die sich südlich von Fukushima befindet, ein kurzzeitiger Anstieg der Bodenstrahlung mit einem kontinuierlichen Rückgang im weiteren Verlauf.

Messung der Ortsdosisleistungen

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) beginnend ab 17. März 2011 die Gebiete im Bereich des Unfallorts überflogen, um auf der Grundlage von Messungen aus der Luft eine Kartierung der ODL projiziert auf 1 m über Grund vorzunehmen (► Abb. 5.8 links). Im weiteren Verlauf wurden diese Messungen verfeinert und auch auf entferntere Gebiete ausgedehnt. Ein Ergebnis mit Stand von Juni 2012 ist in ► Abb. 5.8 (rechts) dargestellt. Deutlich ist in der Abbildung das Gebiet erhöhter ODL in nordwestlicher Richtung zu erkennen. Die Messflüge wurden bisher mehrfach wiederholt und miteinander verglichen. Für den Überflug vom Juni 2012 zeigte sich in der 80 km-Zone beispielsweise eine mittlere Verringerung der ODL im Vergleich zu den vorangegangenen acht Monaten von 23 % [37].

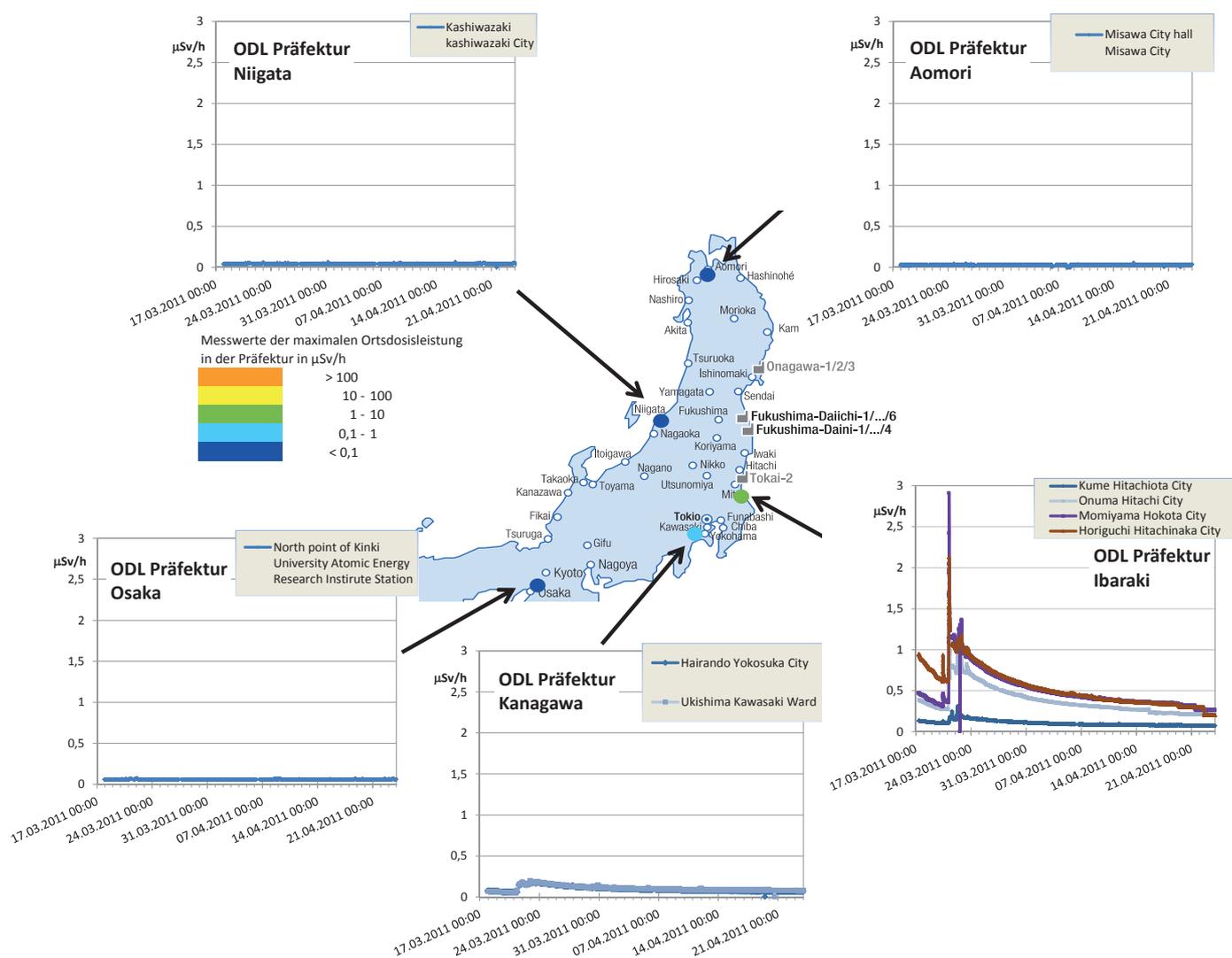


Abb. 5.7: Übersicht der Ortsdosisleistung in ausgewählten Präfekturen für den Zeitraum vom 17. März bis 24. April 2011.

Im dem am stärksten betroffenen Gebiet in nordwestlicher Richtung wurde im Evakuierungsgebiet der 20-30 km-Ringzone Anfang Januar 2013 ein Maximalwert der ODL von 23 $\mu\text{Sv/h}$ gemessen [41]; ein Jahr zuvor lag dieser Wert bei 30 $\mu\text{Sv/h}$ [47]. Am Rande der 30 km-Zone lag der Maximalwert Anfang Januar 2013 bei 12 $\mu\text{Sv/h}$ [41] im Vergleich zu 17,8 $\mu\text{Sv/h}$ ein Jahr zuvor [40]. In diesem Bereich wurden unmittelbar nach dem Unfall am 17. März 2011 Werte von 170 $\mu\text{Sv/h}$ gemessen [48].

Nichtregierungsorganisationen. Mittlerweile werden auch zunehmend Messungen durch Nichtregierungsorganisationen durchgeführt. So hat beispielsweise Greenpeace umfangreiche Messungen der ODL in der Präfektur Fukushima durchgeführt und einzelne Bereiche erhöhter ODL ausgemacht [50]. Weiterhin hat die Organisation »Safecast« eine frei verfügbare Datenbank zur Erfassung und Verbreitung von Messergebnissen aufgebaut. Hierzu wurde u. a. ein eigenes Sensornetzwerk errichtet, das aus mobilen und ortsfesten Detektoren besteht. Mit Stand Juli 2012 wurden über 3,5 Millionen Messergebnisse gesammelt und sind im Internet verfügbar [51].

Bei der Bewertung und dem Vergleich der Daten unterschiedlicher Organisationen muss berücksichtigt werden, dass die Messergebnisse und deren Interpretation u. a. von der Messmethode und den verwendeten Messgeräten abhängen können und es dadurch zu Abweichungen kommen kann.

Vergleich mit natürlicher ODL. Die natürliche ODL für Tokio liegt beispielsweise bei etwa 0,03 bis 0,08 $\mu\text{Sv/h}$ [19]. In Deutschland wird die ODL durch ein etwa 1.800 Messstellen umfassendes Messnetz kontinuierlich überwacht, welches Teil des Integrierten Mess- und Informationssystems zur Überwachung der Umweltradioaktivität (IMIS) ist. Je nach Lage des Messortes liegt der Wert zwischen 0,05 und 0,2 $\mu\text{Sv/h}$. Bezogen auf ► Abb. 5.8 entspricht der natürliche Bereich der ODL in Deutschland etwa den unteren beiden blauen Kategorien der Farbskala (dunkles, mittleres Blau).

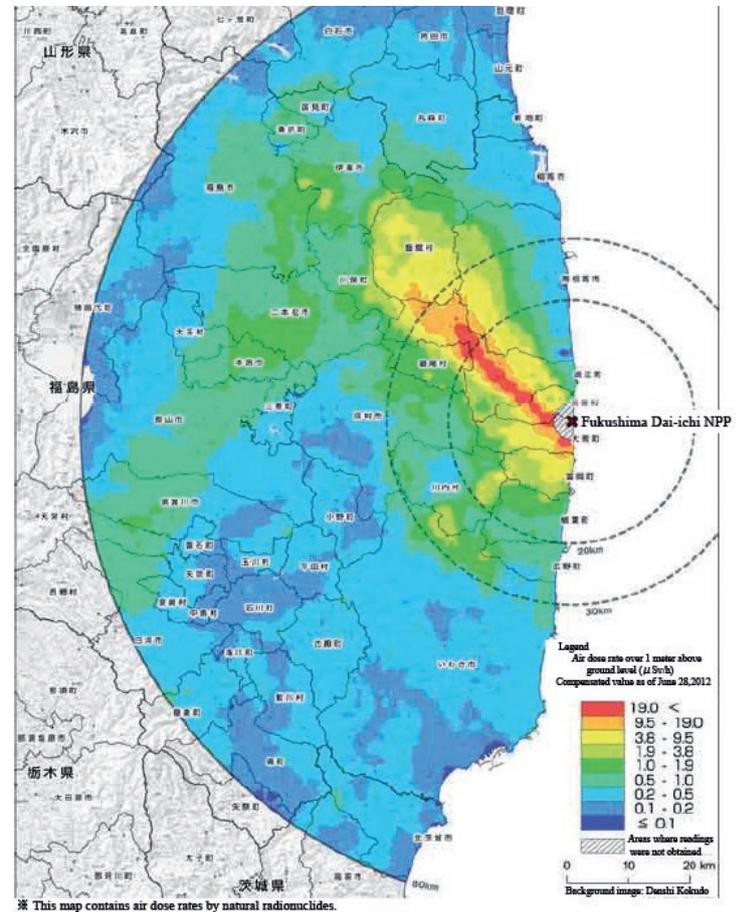
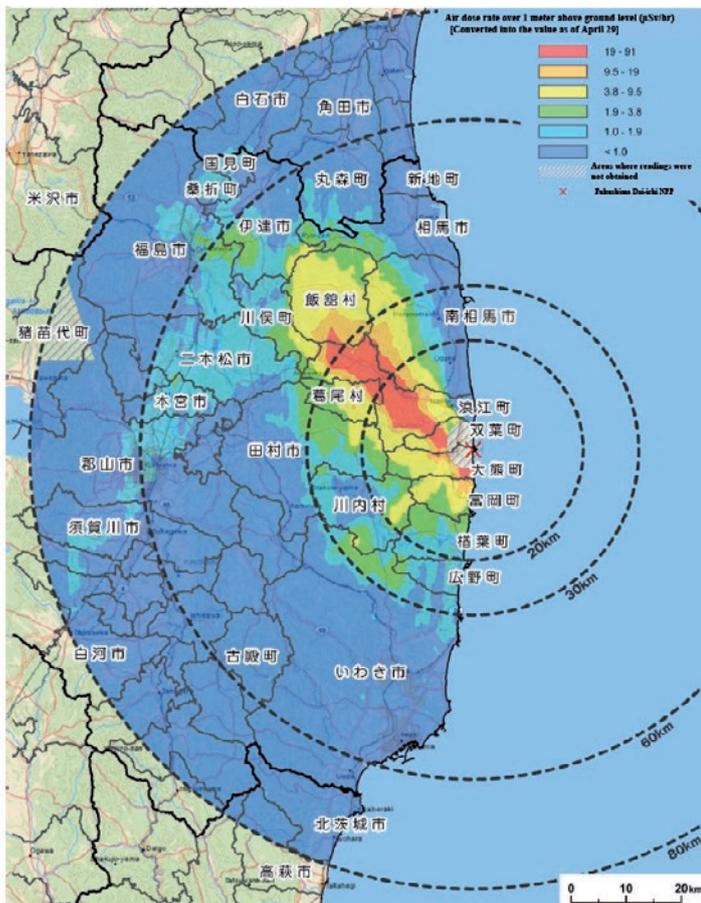


Abb. 5.8: Karte der Ortsdosisleistung 1 m über Grund bezogen auf den 29. April 2011 (links) und 28. Juni 2012 (rechts). In beiden Abbildungen werden unterschiedliche Farbskalen für die Dosisleistungsintervalle verwendet (Quelle: MEXT).

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. Im Vergleich hierzu liegt die natürliche Strahlung im Freien aufgrund des natürlich vorkommenden Edelgases Radon in Deutschland etwa um das 1000-fache höher, nämlich bei einigen Becquerel je Kubikmeter Luft. Die Messwerte nahmen kontinuierlich ab und liegen seit Ende Mai 2011 wieder auf dem Niveau, das vor der Katastrophe herrschte [21] (► Abb. 5.9). Eine Erhöhung der ODL in Deutschland aufgrund dieser Messungen war nicht nachgewiesen worden [20].

Vergleich mit dem Unfall in Tschernobyl. Aufgrund der Explosion und dem anschließenden Brand im Inneren des Reaktors wurde beim Unfall in Tschernobyl eine größere Menge an Aktivität radioaktiver Stoffe freigesetzt. Im Gegensatz zu Tschernobyl wurde in Fukushima ein Großteil der Freisetzungen aufgrund der überwiegenden Luftströmung aus westlichen Richtungen auf den Pazifik geweht. Als Konsequenz ist das von radioaktiven Stoffen betroffene Gebiet um Tschernobyl deutlich größer und zeigt eine höhere ODL (► Abb. 5.10).

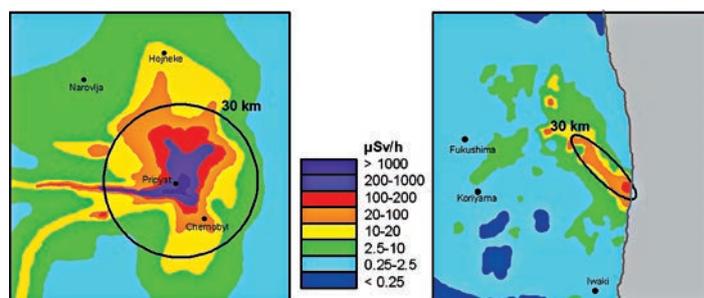


Abb. 5.10: Vergleich der Ortsdosisleistung in Bodennähe für die Umgebung Tschernobyl und Fukushima, bezogen auf etwa einen Monat nach dem Unfall (Quelle: ENSI).

Aktivitätskonzentration in der Luft in Becquerel pro Kubikmeter [Bq/m³]

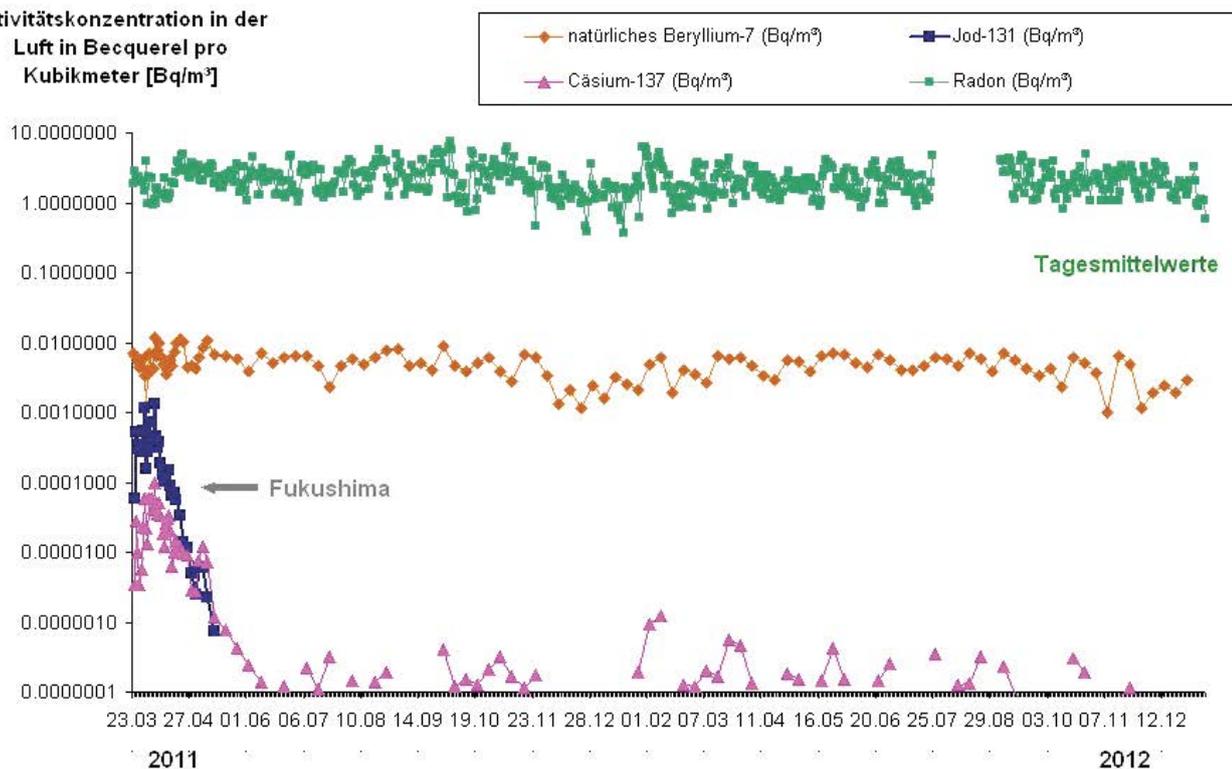


Abb. 5.9: Aktivitätskonzentration in der Luft in Bodennähe an der deutschen Messstation Schauinsland/Freiburg für die Jahre 2011 und 2012, aufgetragen auf einer logarithmischen Skala (Quelle: BfS).

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 der durchschnittlichen 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, wobei der Wert im Einzelfall deutlich schwankt, abhängig beispielsweise vom Wohnort oder den Lebensgewohnheiten des Einzelnen. Hinzu kommen im Mittel 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 vererbaren 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 durch Strahlenexposition nach heutigem Kenntnisstand mit statistischen Mitteln nicht mehr vom allgemeinen Krebsrisiko zu unterscheiden [32].

Deterministische Schäden. Deterministische Schäden hingegen sind Schäden, die direkt zu Reaktionen des Zellgewebes oder dessen Schädigung in Folge der Strahlenexposition 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.

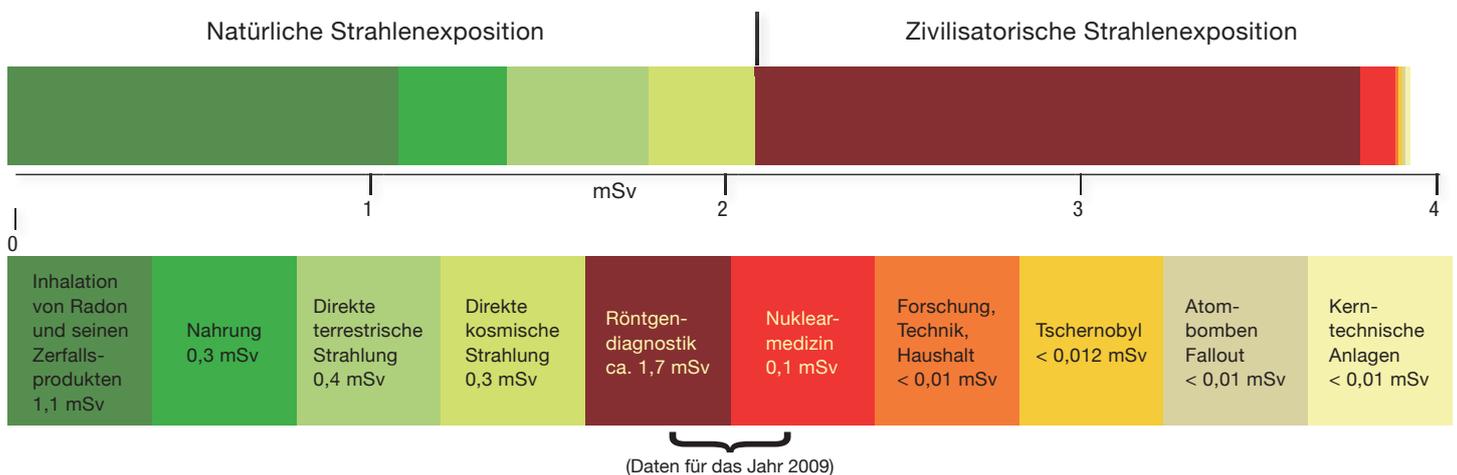


Abb. 5.11: Mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland für das Jahr 2010 (Quelle: Parlamentsbericht 2010, BfS, grafisch überarbeitet).

Strahlenexposition des Personals

Auf der Anlage und im Umfeld tätige Personen. Während des Unfallablaufs sowie in der sich anschließenden Phase der Stabilisierung der Reaktoren, der Beseitigung erster Unfallfolgen und vorbereitender Maßnahmen zur späteren Stilllegung, kamen auf dem Anlagengelände von März 2011 bis November 2012 insgesamt 24.934 Personen zum Einsatz [53]. Das Personal bestand aus Mitarbeitern des Betreibers TEPCO (3.609 Personen) [53] und externem Personal (21.325 Personen) [53]. 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 [22].

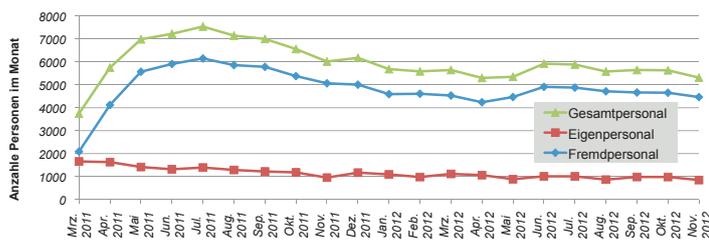


Abb. 5.13: Zeitlicher Verlauf der Anzahl des monatlich auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals (Datenquelle: TEPCO).

Dosisgrenzwerte für das Anlagenpersonal. 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 Stoffen ausgesetzt. Dies führt zu einer äußeren Strahlenexposition durch die vorherrschende Direktstrahlung. Bei einer Aufnahme radioaktiver Stoffe in den Körper (Inkorporation), insbesondere durch Inhalation radioaktiver Partikel mit der Atemluft, 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 mehrfach angepasst (► Abb. 5.14). Der Grenzwert galt für das mit den erforderlichen Notfallmaßnahmen (sogenannte »unavoidable emergency activities«, [56]) betraute Personal während des Unfallablaufes und der Phasen danach und wurde durch das Ministry of Health, Labour and Welfare (MHLW) festgelegt.

Unmittelbar nach Beginn des Unfalls wurde am 14. März 2011 der bis dahin gültige Grenzwert von 100 mSv auf 250 mSv angehoben [22], [4], [6], [34]. Mit diesem Wert blieb das Ministerium unterhalb der von der

Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) 1990 empfohlenen maximal zulässigen Dosis von 500 mSv [24], [6], [34] und ebenso unterhalb des in der ICRP-Empfehlung von 2007 enthaltenen Dosisbereichs von 500 mSv bis 1.000 mSv [6].

Mit der Deklaration des Anlagenzustandes »Cold Shutdown« am 16. Dezember 2011, wurde der Grenzwert für die erforderlichen Notfallmaßnahmen wieder auf 100 mSv herabgesetzt [54], [6], [34], [57]. Dieser Grenzwert darf jedoch nur für Personen in Anspruch genommen werden, die in Arbeitsbereichen mit hoher ODL wie z. B. zur Kühlung der Reaktoren oder zur Verringerung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlichen Notfallmaßnahmen eingesetzt werden (sogenannte »specific workers«) [53], [54], [34]. Abweichend hiervon wurde für etwa 50 Personen des TEPCO-Personals der ursprüngliche Grenzwert für erforderliche Notfallmaßnahmen von 250 mSv bis zum 30. April 2012 beibehalten. Dieser höhere Grenzwert war erforderlich, um das hiervon betroffene TEPCO-Personal noch für einen begrenzten Zeitraum bei erforderlichen Notfallmaßnahmen einsetzen zu können [54], [34], da diese bis zum 16. Dezember 2011 bereits eine Dosis von mehr als 100 mSv (bis zu 197,65 mSv, [52]) erhalten hatten. Aufgrund ihrer Spezialkenntnisse und deren Bedeutung für die Sicherheit der Anlage konnten diese nicht unmittelbar durch anderes Personal ersetzt werden. Für sonstige Arbeiten blieb der allgemeine jährliche Dosisgrenzwert für das beruflich strahlenexponierte Personal von 50 mSv/a bei gleichzeitig 100 mSv in fünf aufeinander folgenden Jahren (5-Jahres-Grenzwert) gültig [54], [57], der auch während des Unfalls für solche Arbeiten galt, die nicht den erforderlichen Notfallmaßnahmen zuzurechnen waren [34], [56] (Hinweis: der Zeitrahmen für den jährlichen Dosisgrenzwert bezieht sich jeweils auf ein Geschäftsjahr in Japan, das mit dem 1. April beginnt und mit dem 31. März des Folgejahres endet).

Dosisgrenzwerte für Behörden, Einsatzkräfte und Self-Defense-Forces. Bereits im April 2011 hatte die zuständige Behörde klargestellt, unter welchen Bedingungen eine Person, die bei der Durchführung von erforderlichen Notfallmaßnahmen eine Strahlenexposition erfahren hat, auch danach noch Arbeiten durchführen darf, die mit einer Strahlenexposition verbunden sind [53], [56], [57]: Bei einer notfallmaßnahmenbedingten Strahlenexposition von bis zu 100 mSv darf die Person weiterhin eingesetzt werden, solange sie eine Gesamtdosis von 100 mSv in fünf Jahren (Geschäftsjahre 2011 – 2015) nicht überschreitet, also den o. g. 5-Jahres-Grenzwert einhält. Bei einer notfallmaßnahmenbedingten Strahlenexposition von mehr als 100 mSv ist ein weiterer Einsatz in den fünf Jahren (Geschäftsjahre 2011 – 2015) nicht mehr zulässig.

Für Behördenvertreter wurde der Grenzwert für erforderliche Notfallmaßnahmen von 100 mSv im Nachgang zur Anhebung des Grenzwertes für das Personal in der Anlage am 17. März 2011 auf 250 mSv erhöht [6]. Allerdings waren Vertreter der atomrechtlichen Behörde nicht an unmittelbaren Notfallschutzmaßnahmen beteiligt [6]. Der Dosisgrenzwert für Angehörige der »Self Defense Forces«, die ab dem 17. März 2011 an Maßnahmen zum Kühlen eines Brennelementbeckens beteiligt waren, sollte sich entsprechend japanischen Vorschriften an demjenigen für beruflich strahlenexponierte Personen orientieren, so dass ein Grenzwert von 250 mSv

einzuhalten war [6]. Für Angehörige der Polizei und der Feuerwehr wurde der Grenzwert am 14. März 2011 auf 250 mSv erhöht [6]. Weder für Angehörige der »Self Defense Forces« noch der Polizei und Feuerwehr wurden Strahlenexpositionen oberhalb von 100 mSv ermittelt [6].

Dosisgrenzwerte in Deutschland. In Deutschland beträgt der Grenzwert für beruflich strahlenexponiertes Personal 20 mSv/a. Um Gefahren für Personen abzuwehren, ist eine effektive Dosis von 100 mSv nur einmal im Jahr bzw. 250 mSv nur einmal im Leben vorgesehen. Für Angehörige der Feuerwehr gilt ein Richtwert von 250 mSv zur Lebensrettung, wobei dieser Wert nur einmalig im Leben erreicht werden soll. Für Angehörige der Polizei gilt ein Grenzwert von 250 mSv, der nur einmal im Leben erreicht werden darf. Die Strahlenschutzkommission empfiehlt als oberen Richtwert für Menschenrettung einen Wert von 1 Sv einmal im Leben, der nicht überschritten werden sollte.

Schutzmaßnahmen in der Anlage und auf dem Anlagengelände. Um Schutzmaßnahmen zur Vermeidung bzw. zur Begrenzung der Strahlenexpositionen in Fukushima festlegen zu können, wurden und werden u. a. das Anlagengelände und die einzelnen Reaktorgebäude 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 am 2. Mai 2011 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], [6], [57], [40]. Fahrzeuge, insbesondere Busse zum Transport des Personals, die das Anlagengelände verlassen wollen, werden auf Kontaminationen hin untersucht [40]. 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) [25]. Weitere Raumbereiche, in denen sich das Personal während Ruhepausen auf dem Anlagengelände aufhält, wurden eingerichtet und Maßnahmen zur Reduktion der ODL durchgeführt. Bereits am 17. März 2011 wurde ein Zentrum zum Aufenthalt von Personal und zur Vorbereitung von Arbeitseinsätzen in einer Sporteinrichtung (das »J-Village«, ca. 20 km südlich des Standorts) als Alternative zu Gebäuden auf dem Anlagengelände eingerichtet. Hier wurde und wird das Personal u. a. mit Schutzausrüstung für den Arbeitseinsatz ausgestattet und nach Rückkehr auf Kontaminationen überprüft [20], [4].

Zum Schutzkonzept zur Vermeidung der Aufnahme radioaktiver Stoffe gehört das bereits angesprochene Tragen von Filtermasken auf dem Anlagengelände und innerhalb der Reaktorgebäude [57]. Auf Grundlage der kontinuierlichen Überwachung der Kontaminationen und des Rückgangs der Luftaktivität konnten die Anforderungen an die Filtermasken zum 19. Dezember 2012 hin gelockert werden; insbesondere konnten die Bereiche, in denen Vollmasken mit Aktivkohlefilter getragen werden müssen, reduziert werden, so dass in diesen Bereichen nun das Tragen von Vollmasken mit Staubfiltern ausreichend ist. Diese Maßnahme führte zu einer deutlich geringeren physischen Belastung bei den Personen, die eine Maske tragen müssen (► Abb. 5.15) [57].

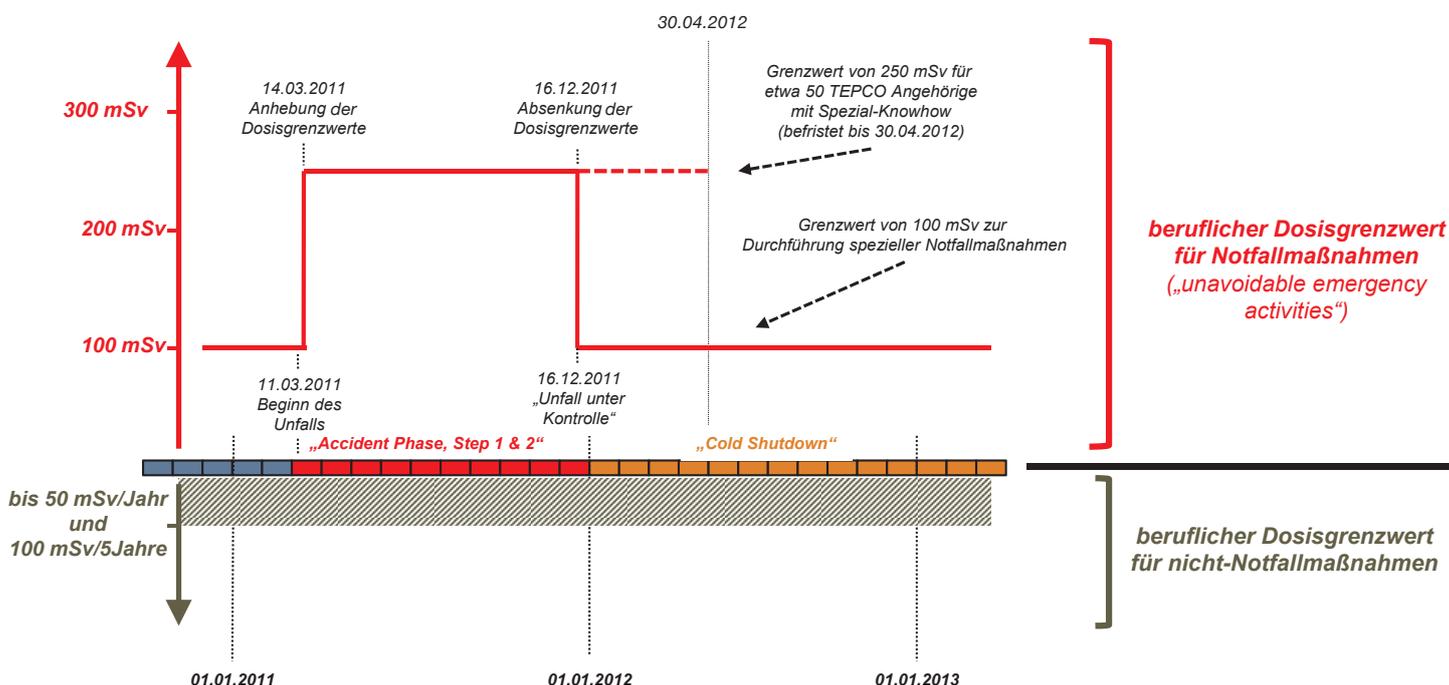


Abb. 5.14: Entwicklung des Dosisgrenzwertes für das beruflich strahlenexponierte Personal während und nach dem Unfallablauf.

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 und zugehörige Auswerteeinrichtungen weitestgehend beschädigt wurden [22]: Von etwa 5.000 APD vor dem Tsunami standen ab 11. März 2011 nur noch 320 APD zur Verfügung [22], die im Eingangsbereich der Blöcke 5 und 6 und im Bereich der zentralen Abfallbehandlungsanlage gelagert waren. Weitere 30 APD aus einer anderen Anlage kamen am 12. März 2013 hinzu [55].

Während TEPCO anfänglich davon ausging, dass die vorhandenen APD ausreichen würden, um die Überwachung der Strahlenexposition einer jeden Person mit einem eigenen APD sicherzustellen, führte die zunehmende Anzahl an Personen zu Engpässen [55]. Dies wurde in der Übergangszeit dadurch kompensiert, dass bei Arbeiten außerhalb der Reaktorblöcke und abhängig vom Einsatzort, der durchzuführenden Arbeit und der erwarteten Strahlenexposition, Arbeitsgruppen meistens mit nur

einem APD ausgestattet wurden [55], [34]. Dieses wurde dem Leiter der Arbeitsgruppe zugeordnet [55]. Nach Abschluss des Einsatzes wurde die so ermittelte Dosis allen Personen der Arbeitsgruppe zugeordnet [55]. In ähnlicher Weise wurde das Personal in den Kontrollräumen der Blöcke 1 und 2 bzw. 3 und 4 mit jeweils einem APD für die jeweilige Personengruppe ausgestattet, um deren Dosis messen zu können; diese Messungen wurden notwendig, da aufgrund der Explosionen radioaktive Stoffe in die Kontrollräume eingedrungen waren und hier zu ODL und damit zu einer Strahlenexposition des Personals führten [34]. 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. Laut einer nur eingeschränkt repräsentativen Umfrage des NAIIC aus 2012, an der sich 2.415 von ca. 5.500 zur unmittelbaren Unfallbewältigung eingesetzten Personen beteiligten, lag der Anteil der Personen ohne eigenes Dosimeter bei etwa 50 % [34].

Nach entsprechender Intervention durch die Behörde wurde ab dem 1. April 2011 wieder jede Person bei Zutritt zum Anlagengelände mit einem eigenen APD ausgestattet, nachdem der Bestand an APD bereits bis zum

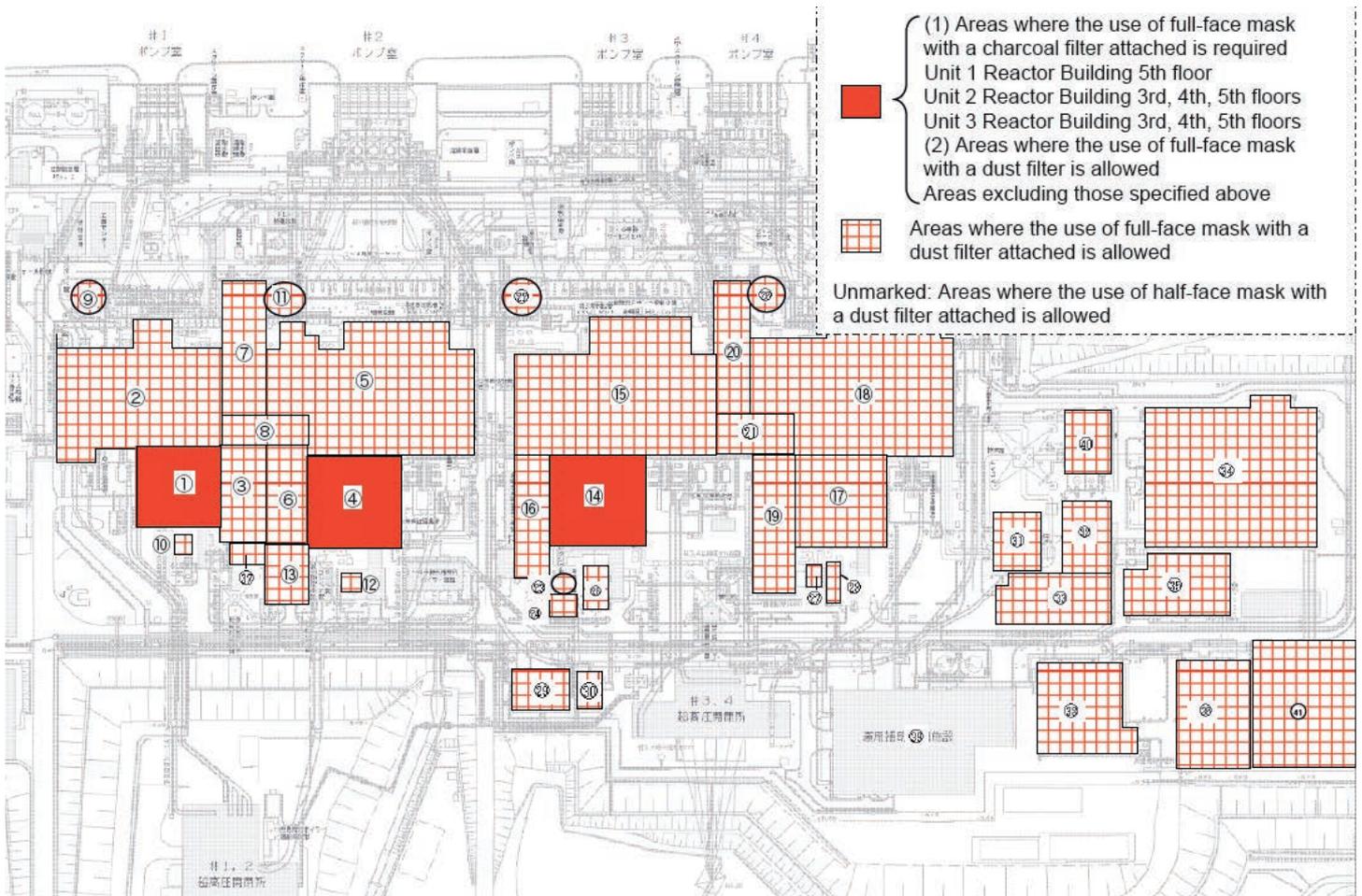


Abb. 5.15: Kennzeichnung der Anlagen- und Reaktorbereiche, in denen derzeit Filtermasken getragen werden müssen (Stand Dezember 2012, Quelle: TEPCO).

21. März 2011 auf 1050 APD mit Unterstützung verschiedener anderer Anlagen und Hersteller aufgestockt worden war [22], [4]. Da neben den APD auch die zugehörigen Lesestationen zur automatischen Auslesung der APD an den verschiedenen Eingängen der Gebäude beschädigt wurden, mussten die APD in der Anfangsphase manuell abgelesen und die Werte den Trägern in einer Datenbank zugeordnet werden [22], [4]. Mitte April 2011 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 [22]. Bis zum 1. Quartal 2013 ist die Inbetriebnahme zentraler Kontrollbereichseingänge vorgesehen, über die sämtliche Zu- und Austritte zum Anlagengelände erfolgen sollen [57].

Im Laufe des Jahres 2012 wurde vereinzelt über Unregelmäßigkeiten bei der Ermittlung der Strahlenexposition einzelner eingesetzter Personen berichtet [57], [58], [59], [63]. Hierzu zählten beispielsweise der Verlust von APD oder der Zutritt zum Anlagengelände ohne APD; berichtet wurde aber auch über einen gezielten Versuch, den Messwert der Strahlenexposition durch Abschirmung des APD mit Blei zu manipulieren [63]. TEPCO hat zur Vermeidung entsprechender Fälle sein System zur Überwachung der Strahlenexposition des Personals Ende 2012 weiterentwickelt [57], [60]. Neuerungen betreffen hierbei u. a. (1) die Anpassung individueller Dosisalarme unter Berücksichtigung der Bedingungen der durchzuführenden Arbeiten, (2) die tagesaktuelle Bewertung der gemessenen Dosis und Klärung der Hintergründe für Dosen, die deutlich von den für eine Arbeit zu erwartenden Dosen bzw. den Dosen innerhalb einer Arbeitsgruppe abweichen und (3) das Überprüfen des Tragens von Dosimetern und den Vergleich von Dosiswerten. Da Personen neben den APD auch integrierende Glasdosimeter zur Ermittlung der Strahlenexposition in einem Monat

mit sich führen müssen, wird somit eine Bestimmung der Strahlenexposition mit zwei unabhängigen Verfahren ermöglicht. Daher wurde in das System zur Überwachung auch ein Vergleich für solche Personen mit aufgenommen, für die der Wert von 1 mSv pro Tag für die tägliche, mit einem APD gemessene Dosis überschritten wurde. Verglichen wird dabei der monatliche Dosiswert, der sich aus der Summe der einzelnen APD Dosen ergibt, mit dem, der mit dem Glasdosimeter bestimmt wurde.

Neben den o. g. Einschränkungen bei der Ermittlung der äußeren Strahlenexposition ergaben sich in der frühen Phase des Unfalls und seiner Bewältigung bis Juli 2011 auch gravierende Engpässe bei der Erkennung möglicher Inkorporationen radioaktiver Stoffe und damit bei der Ermittlung der inneren Strahlenexposition. Aufgrund der auf dem Anlagengelände abgelagerten radioaktiven Stoffe und der hiermit verbundenen, die Messungen 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 [22]. Seit August 2011 befindet sich ein Ganzkörpermonitor im »J-Village«. Aufgrund der hohen Zahl an zu überprüfenden Personen hatte TEPCO insbesondere in den ersten Monaten vorrangig diejenigen Personen, die eine hohe externe Strahlenexposition erfahren hatten oder an Notfallarbeiten im März 2011 beteiligt waren, ausgemessen [22]. Damit lagen entsprechende Messergebnisse zur inneren und äußeren Strahlenexposition des gesamten Personals erst zeitlich verzögert vor. Mit Stand 17. Dezember 2012 konnte die innere Strahlenexposition für 10 Personen, die als Fremdpersonal im März und April 2011 eingesetzt worden waren, nicht ermittelt werden, da deren Aufenthaltsort unbekannt war [6], [61].



Abb. 5.16: Beispiel für eine entdeckte Manipulation der Messung der Strahlenexposition: Abschirmung aus Blei, in die das APD eingelegt wird, damit das APD eine niedrigere Dosis misst (Quelle: IAE0).

Gesamtstrahlenexposition. Mit Stand 30. November 2012 wurde für das auf dem Anlagegelände und in der Anlage eingesetzte Personal eine Gesamtstrahlenexposition von etwa 300 Pers.Sv (effektive Dosis) infolge äußerer und innerer Strahlenexposition ermittelt (Anm.: Mit Personen-Sievert, kurz: Pers.Sv, wird die Gesamtstrahlenexposition einer bestimmten Personengruppe («Kollektivdosis») angegeben. Zu deren Berechnung werden die Strahlenexpositionen (innere und äußere) der einzelnen Personen dieser Gruppe aufsummiert [23]). Die Verteilung der Anzahl der eingesetzten Personen mit Strahlenexpositionen (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall (► Abb. 5.17) zeigt, dass für sechs Personen der Grenzwert für die effektive Dosis von 250 mSv überschritten wurde; die maximale Strahlenexposition (äußere und innere) einer dieser Personen beträgt hierbei etwa 680 mSv. Signifikante Beiträge der inneren Strahlenexposition zur Strahlenexposition der einzelnen Personen werden laut TEPCO seit Oktober 2011 nicht gemessen [53] und in den monatlichen Berichten zur Strahlenexposition der eingesetzten Personen nicht mehr gesondert ausgewiesen.

Im Sinne einer Teilmenge der in ► Abb. 5.17 enthaltenen Daten, stellt ► Abb. 5.18 die Verteilung der Anzahl der o. g. »specific workers« mit Strahlenexpositionen (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall dar. Die Strahlenexposition der einzelnen Personen infolge aller

von ihnen seit 11. März 2011 durchgeführten und noch durchzuführenden erforderlichen Notfallmaßnahmen darf den Wert von 100 mSv nicht überschreiten. Laut Informationen von TEPCO wurde mit Stand 30. November 2012 nur TEPCO-eigenes Personal als »specific workers« eingesetzt [53]. Ebenfalls als Teilmenge zur ► Abb. 5.17 gibt ► Abb. 5.19 die Verteilung der Anzahl des TEPCO Personals mit Spezialwissen mit Strahlenexpositionen (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall wieder. Wie erläutert, durfte die Strahlenexposition jeder einzelnen Person infolge sämtlicher seit 11. März 2011 von ihr durchgeführten und noch bis 30. April 2012 durchzuführenden Arbeiten den Wert von 250 mSv nicht überschreiten. Beide Abbildungen zeigen, dass mit Stand 30. November 2012 bzw. Stand 30. April 2012 die Dosisgrenzwerte eingehalten wurden. Beginnend mit dem TEPCO Bericht zur beruflichen Strahlenexposition für den Monat Mai 2012 werden keine Daten zur Strahlenexposition für die TEPCO Mitarbeiter mit Spezialwissen bereitgestellt; dies erscheint plausibel, da die betroffenen Personen mit Ende November 2011 schon Strahlenexpositionen von mehr als 100 mSv aufwiesen und entsprechend nach dem 30. April 2012 nicht mehr eingesetzt werden durften.

Laut der japanischen Untersuchungskommission ICANPS [6] lag die Strahlenexposition der Angehörigen der »Self Defense Force«, der Feuerwehr und der Polizei unterhalb von 100 mSv.

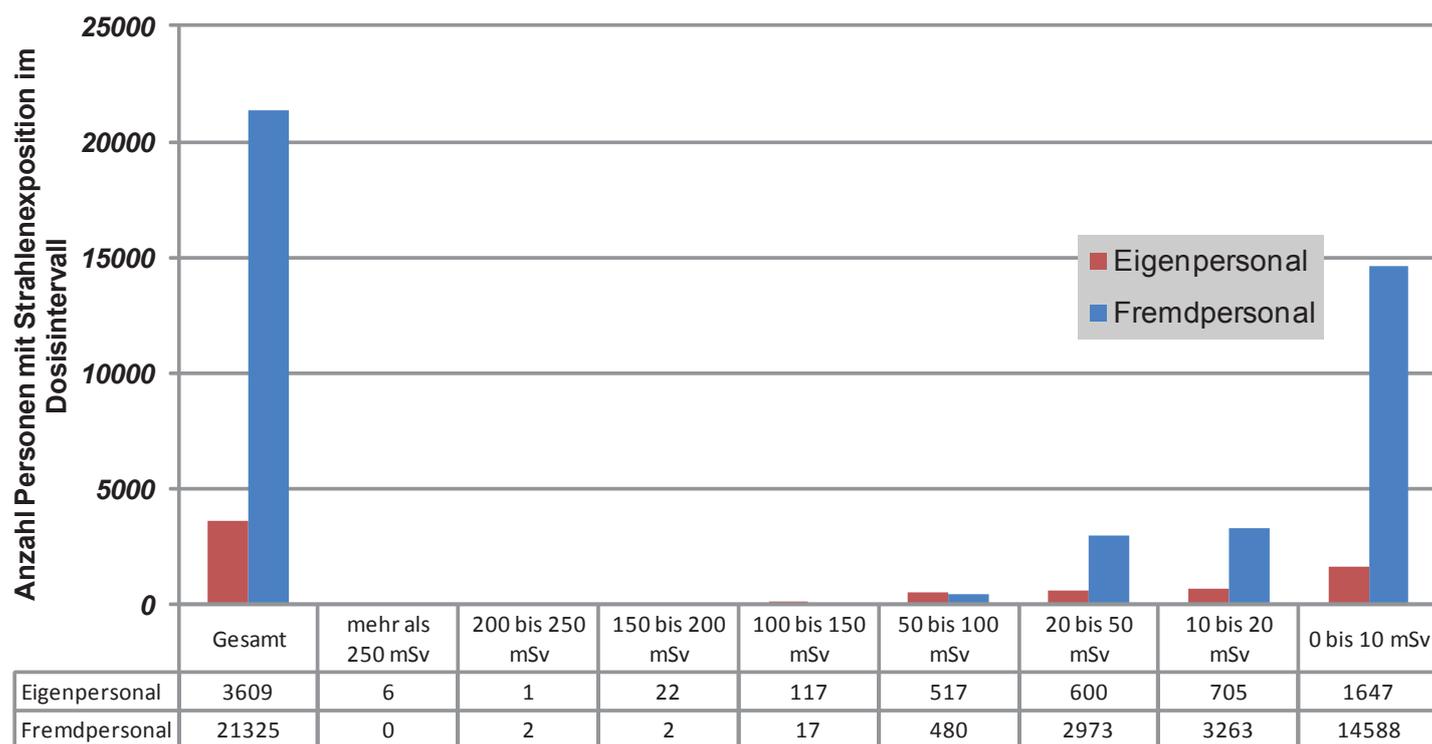


Abb. 5.17: Verteilung der Anzahl der eingesetzten Personen mit Strahlenexposition (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall. Der Expositionszeitraum beträgt von März 2011 bis November 2012 (Datenquelle: TEPCO).

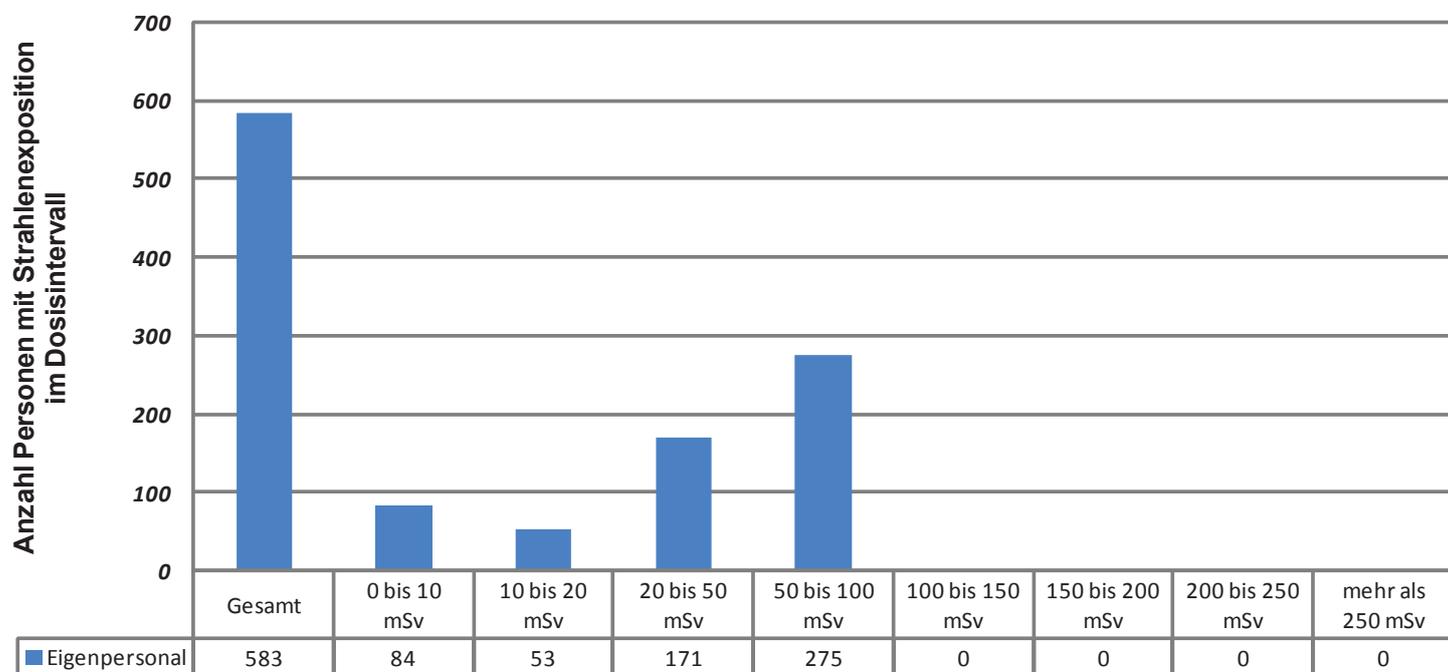


Abb. 5.18: Verteilung der Anzahl der »specific workers« mit Strahlenexposition (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall. Der Expositionszeitraum beträgt von März 2011 bis November 2012 (Datenquelle: TEPCO).

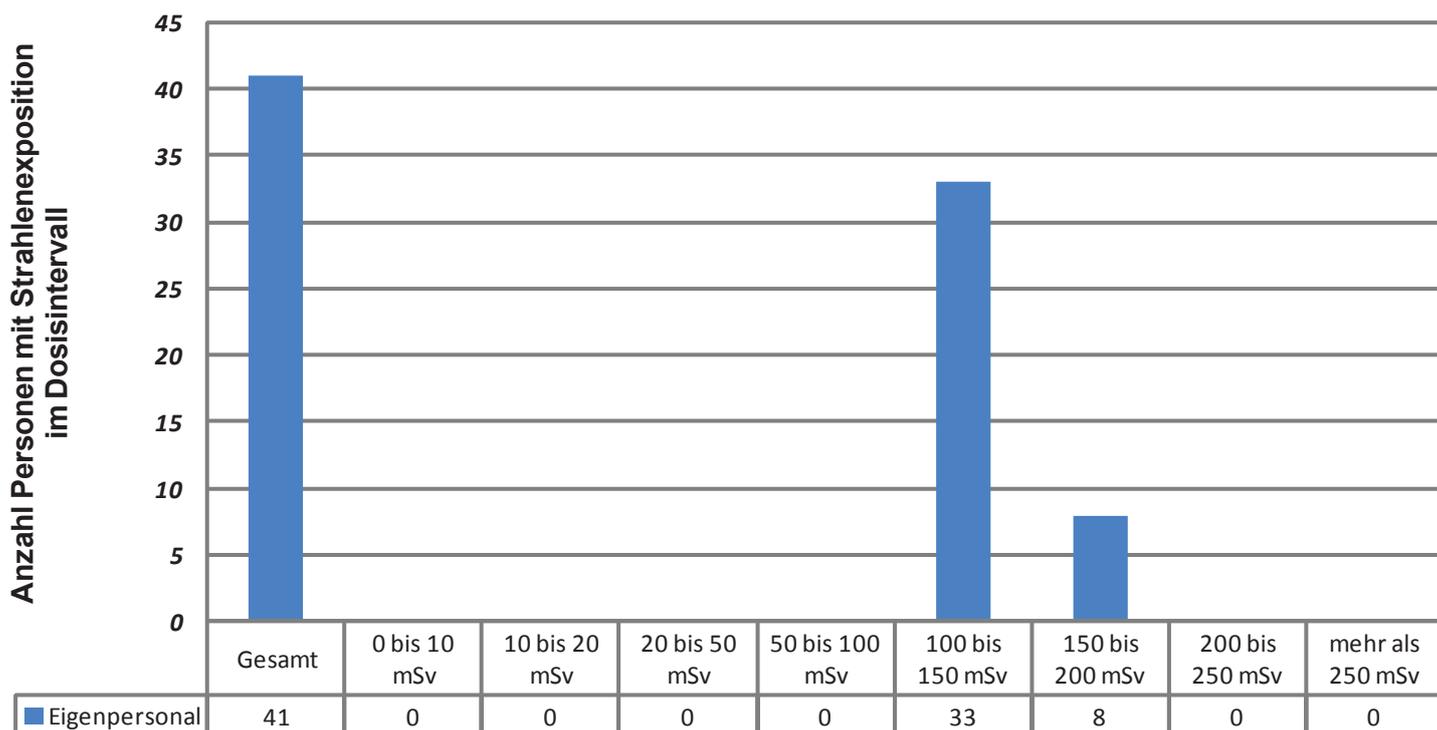


Abb. 5.19: Verteilung der Anzahl des am Standort tätigen TEPCO Personals mit Spezialwissen mit Strahlenexposition (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall. Der Expositionszeitraum beträgt von März 2011 bis April 2012 (Datenquelle: TEPCO).

Grenzwertüberschreitungen. 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 [6], [55]. Betroffen hiervon waren Personen, die während der Freisetzungsphasen im Hauptkontrollraum der Blöcke 1 und 2 und im Hauptkontrollraum der Blöcke 3 und 4 tätig waren. Zur Versorgung beider Hauptkontrollräume mit Strom waren die Notfalltüren zum Anlagengelände jeweils einen Spalt geöffnet, durch den Stromversorgungsleitungen von einem externen Generator verlegt werden konnten. Durch diese Türspalte traten insbesondere nach den Explosionen radioaktive Stoffe in die Hauptkontrollräume ein; im Falle des Hauptkontrollraums der Blöcke 1 und 2 wurde durch die Explosion der Spalt sogar verbreitert. U. a. infolge nur notdürftiger und unvollständiger Abdichtung der Türspalte, unzureichender Schutzanweisungen und fehlerhafter Verwendung oder Fehlens von Filtermasken kam es zur beobachteten Inhalation radioaktiver Stoffe [6], [55].

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 Expositionen der Haut mit Werten von 2 bis 3 Sv ermittelt und damit der geltende Grenzwert von 1 Sv

überschritten [22], [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. 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 für die effektive Dosis 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]. Von TEPCO sind darüber hinaus Meldungen über Vorkommnisse bekannt, bei denen die Möglichkeit der Inkorporation nicht a priori auszuschließen war; laut dieser Meldungen konnten entsprechende Messungen die Inkorporation von radioaktiven Stoffen nicht bestätigen.

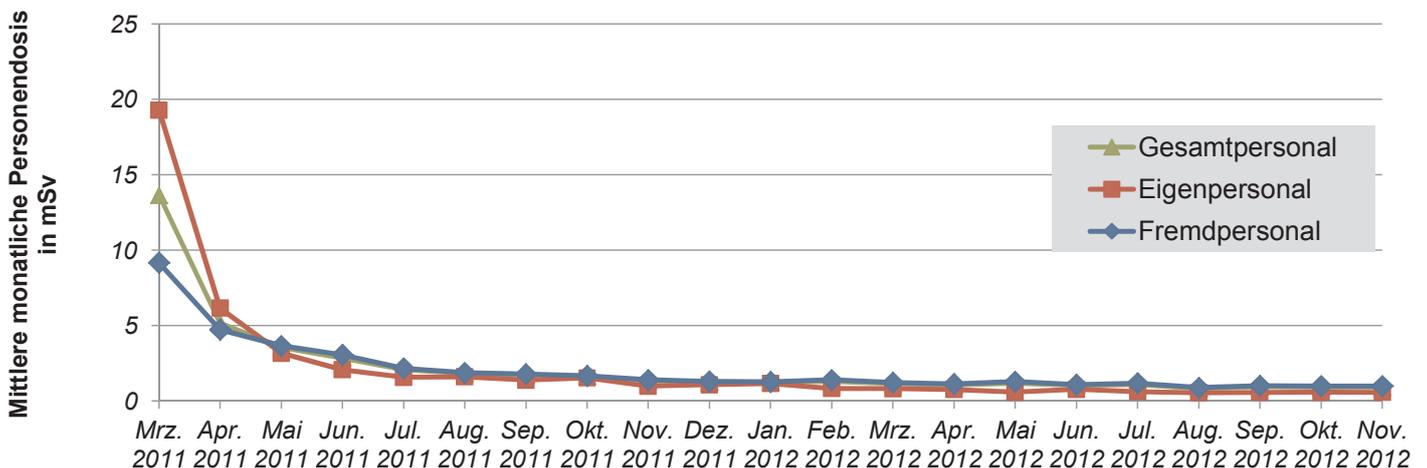


Abb. 5.20: Zeitlicher Verlauf der monatsbezogenen durchschnittlichen Strahlenexposition des auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals infolge Direktstrahlung (Datenquelle: TEPCO).

Mögliche gesundheitlichen Folgen für das Personal. Zur Verfolgung möglicher gesundheitlicher Langzeitfolgen hat das Ministry of Health, Labour and Welfare (MHLW) am 27. Juni 2011 eine Kommission (*Investigative Commission for Long-Term Health Management of Workers at TEPCO's Fukushima Daiichi NPS*) eingesetzt, die den Fragen nachgehen sollte, wie eine Langzeitüberwachung des Personals erfolgen kann, insbesondere auch nachdem das Personal die Anlage verlassen hat [6]. Die Kommission hat ihren Bericht hierzu am 26. September 2011 vorgelegt [6]. Aus diesem Bericht ergibt sich, dass Maßnahmen des MHLW u. a. ein Screening der Personen mit einer Dosis von mehr als 50 mSv hinsichtlich Krebserkrankungen beinhalten [40].

Die von der GRS bisher ausgewerteten Quellen enthalten keine weitergehenden Informationen über anhaltende deterministische Strahlenschäden oder bereits aufgetretene Langzeitschäden infolge der Strahlenexposition. Laut Informationen des UNSCEAR starben mit Stand 31. Januar 2012 insgesamt sechs Personen, die in der Anlage tätig waren, wobei jedoch kein Zusammenhang zwischen Todesursache und Strahlenexposition bestand [62]. Eine im Februar 2013 veröffentlichte Studie der WHO kommt zu dem Schluss, dass bei Arbeitern mit höheren Expositionen, das Risiko, an Krebs zu erkranken, gegenüber den natürlichen Inzidenzraten erhöht ist.

Insbesondere bei Arbeitern, die während des Unfalls signifikante Mengen an radioaktivem Jod inhaliert hätten, könnten darüber hinaus Erkrankungen der Schilddrüse auftreten [49].

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 [26]. 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 [27].

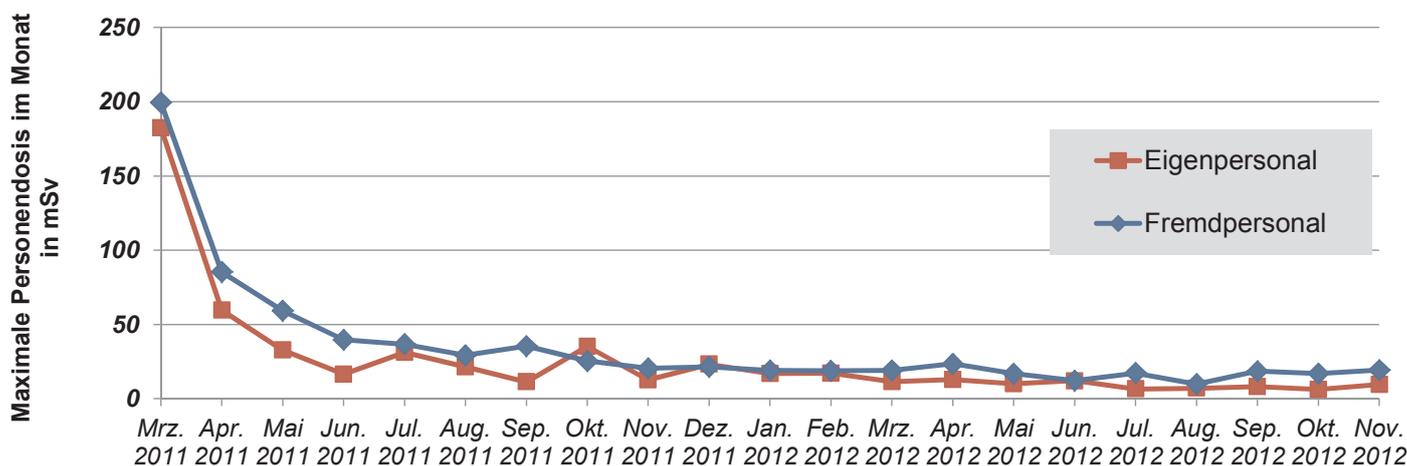


Abb. 5.21: Zeitlicher Verlauf der Maximalwerte der monatsbezogenen Strahlenexposition des auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals infolge Direktstrahlung (Datenquelle: TEPCO).

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 2011 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.

Zur Verhinderung der Ansammlung von radioaktivem Jod in der Schilddrüse waren Jodpräparate mit stabilem Jod in den betroffenen Regionen vorhanden. Es liegen allerdings keine gesicherten Erkenntnisse über die genaue Anzahl an Personen vor, die ausgegebene Jodtabletten eingenommen haben. In [34] und [42] wird davon ausgegangen, dass es sich nur um eine begrenzte Anzahl an Personen handelte, da in den meisten Orten keine offizielle Empfehlung zur Einnahme ausgesprochen wurde.

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. 5.23 ersichtlich ist. Die betroffenen Einwohner wurden aufgefordert, das Gebiet bis Ende Mai zu verlassen. Die 20 km-Zone wurde zum Sperrgebiet erklärt [29]. Der betroffenen Bevölkerung wurde die Möglichkeit eingeräumt, das Sperrgebiet unter bestimmten Bedingungen für kurze Zeit zu betreten. Die Zone innerhalb des 3 km-Radius war von dieser Möglichkeit ausgenommen.

Darüber hinaus wurde im April 2011 außerhalb der 20 km-Zone ein Gebiet definiert, in dem bei einem weiteren Notfall Maßnahmen der Evakuierung bzw. Aufenthalt in Gebäuden nötig werden würden.

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. 5.23), 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 empfahlen die Behörden, besondere Vorsichtsmaßnahmen einzuhalten und eine Evakuierung zu unterstützen [10]. Bis Mai 2012 betraf das 260 Bereiche beziehungsweise 282 Haushalte [34]. Die japanische Regierung geht davon aus, dass bis Ende August 2011 etwa 146.500 Personen evakuiert wurden, wovon etwa 78.000 aus der 20 km-Zone stammten (► Abb. 5.22) [34]. Über die genannten Maßnahmen hinaus wurden und werden lageabhängig Maßnahmen zur Unterbindung einer Strahlenexposition durch den Verzehr kontaminierter Lebensmittel ergriffen. Hierzu wurden anhand von Messungen nach dem Unfall lokale Lebensmittelsperren ausgesprochen und regelmäßig angepasst. Auch mit Stand Dezember 2012 galten noch einige Beschränkungen. So war beispielsweise das Inverkehrbringen von speziellen Pilzen oder Reis aus einigen Regionen verboten.

Überschreitungen des Grenzwertes für Jod-131 im Trinkwasser unmittelbar nach dem Unfall führten dazu, dass die Bevölkerung angehalten wurde, kurzfristig auf Trinkwasser aus Oberflächenwässern zu verzichten. Seit Ende März 2011 werden die Grenzwerte im Trinkwasser wieder eingehalten.

Aktuelle Schutzmaßnahmen. Mit der Deklaration des Anlagenzustandes »Cold Shutdown« am 16. Dezember 2011, wurde damit begonnen, die bestehenden Evakuierungs- und Sperrzonen anhand der zu erwarteten Jahresdosis umzustrukturieren. Erste Beschränkungen wurden ab April 2012 aufgehoben. In Bereichen der Klasse 1 (»Area 1«) werden nachweislich Jahresdosen unterhalb 20 mSv/a erreicht und die Evakuierungsorder mit Einschränkungen aufgehoben. Betroffene Personen dürfen sich in dem Gebiet frei bewegen und vorübergehend ihre Häuser betreten; Übernachtungen sind allerdings nicht gestattet. Bestimmte Arbeitstätigkeiten können

wieder aufgenommen werden. Bereiche, in denen Jahresdosen oberhalb von 20 mSv/a erwartet werden (»Area 2«), dürfen mit Einschränkungen betreten werden. Es ist jedoch u. a. untersagt, dort zu leben und insbesondere zu übernachten. Grundsätzlich gelten die Beschränkungen der »Deliberate Evacuation Areas«. In Bereichen der Klasse 3 (»Area 3«) wird davon ausgegangen, dass die Bevölkerung für längere Zeit nicht zurückkehren kann. Die erwarteten Jahresdosen für die nächsten fünf Jahre liegen dort oberhalb von 20 mSv/a, wobei die bisherige Jahresdosis oberhalb von 50 mSv/a liegt. Ein Betreten ist nur unter bestimmten Voraussetzungen kurzzeitig erlaubt.

In den betroffenen Gebieten werden darüber hinaus Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt. In Wohngebieten werden beispielsweise Dächer gereinigt, Ablagerungen in Dachrinnen entfernt und Oberflächen von Böden abgetragen. Langfristiges Ziel der Maßnahmen in Gebieten mit Jahresdosen von weniger als 20 mSv ist, Werte unterhalb von 1 mSv/a zu erreichen. Die Maßnahmen gründen sich auf ein hierzu erlassenes Gesetz [38], das seit 1. Januar 2012 in Kraft ist. Geregelt werden hierin neben finanziellen Aspekten u. a. die Planung und Durchführung der Maßnahmen sowie die Sammlung, der Transport und die Lagerung der hierbei entstehenden radioaktiven Abfälle [36].

	Restricted Area	Deliberate Evacuation Area	Evacuation-Prepared Area in case of emergency	Total (no. of persons)
Okuma Town	Approx. 11,500			Approx. 11,500
Futaba Town	Approx. 6,900			Approx. 6,900
Tomioke Town	Approx. 16,000			Approx. 16,000
Namie Town	Approx. 19,600	Approx. 1,300		Approx. 20,900
Iitate Village		Approx. 6,200		Approx. 6,200
Katsurao Village	Approx. 300	Approx. 1,300		Approx. 1,600
Kawamata Village	Approx. 1,100		Approx. 1,700	Approx. 2,800
Kawamata Town		Approx. 1,200		Approx. 1,200
Tamura City	Approx. 600		Approx. 4,000	Approx. 4,600
Naraha Town	Approx. 7,700		Approx. 10	Approx. 7,710
Hirono Town			Approx. 5,400	Approx. 5,400
Minamisoma City	Approx. 14,300	Approx. 10	Approx. 47,400	Approx. 61,710
Total	Approx. 78,000	Approx. 10,010	Approx. 58,510	Approx. 146,520

Abb. 5.22: Anzahl der aus den Evakuierungszonen evakuierten Personen bis Ende August 2011 (Datenquelle: NAIIC [34]).

Mit Stand Juni 2012 befanden sich in der Präfektur Fukushima etwa 1.800 Quadratkilometer mit einer potenziellen Ortsdosisleistung von 5 mSv/a oder mehr und etwa 515 Quadratkilometer mit einer Ortsdosisleistung von über 20 mSv/a [34].

Abschätzung der Strahlenexpositionen für das erste Jahr. Im Nachgang zu den Evakuierungsmaßnahmen wurden Maßnahmen zur Abschätzung der Strahlenexposition und Kontamination der betroffenen Bevölkerung durchgeführt, von denen einige hier aufgeführt sind:

- 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 [22].
- Auf Aufforderung der japanischen Nuclear Safety Commission (NSC; inzwischen wurden die Aufgaben der NSC in die NRA integriert) hin wurden in einem vereinfachten Verfahren Messungen zur Strahlenexposition

der Schilddrüse infolge der Aufnahme von radioaktivem Jod für 1.149 Kinder (0 bis 15 Jahre) aus Iwaki City, Kawamata Town und Iitate Village im Zeitraum 24. bis 30. März 2011 durchgeführt [10], [34]. Für 66 Kinder konnten die Messungen aufgrund der Messbedingungen nicht mit der notwendigen Genauigkeit durchgeführt werden. Für alle übrigen 1.080 Kinder wurden keine erhöhten Werte oder nur Werte gefunden, die entsprechend der NSC als unbedenklich gelten (► Abb. 5.25).

Im Rahmen des Gesundheitsüberwachungsprogrammes (»Health Management Survey for the Residents in Fukushima Prefecture«) soll die äußere Strahlenexposition von rund 2 Millionen Menschen aus der Präfektur Fukushima für den Zeitraum 11. März bis 11. Juli 2011 auf Basis individueller Lebensgewohnheiten von der Fukushima Medical University abgeschätzt werden. Grundlage bildet ein Bewertungssystem auf Basis eines Fragebogens [54], das vom National Institute of Radiological Sciences (NIRS) entwickelt wurde [34]. Mit Stand 5. Dezember 2012 lagen für 361.906 Personen Dosisabschätzungen vor, hierunter 7.170 Personen, die auf der Anlage und im Umfeld eingesetzt waren (»radiation worker«).

Als Ergebnis der 354.736 Rückäußerungen der Bevölkerung lagen die abgeschätzten Dosen für mehr als 90 % der Personen aus den Regionen Kenpoku und Kenchu unterhalb von 2 mSv. Unterhalb von 1 mSv lagen in der Region Kenman etwa 91 % und in den Regionen Aizu, Minami-aizu

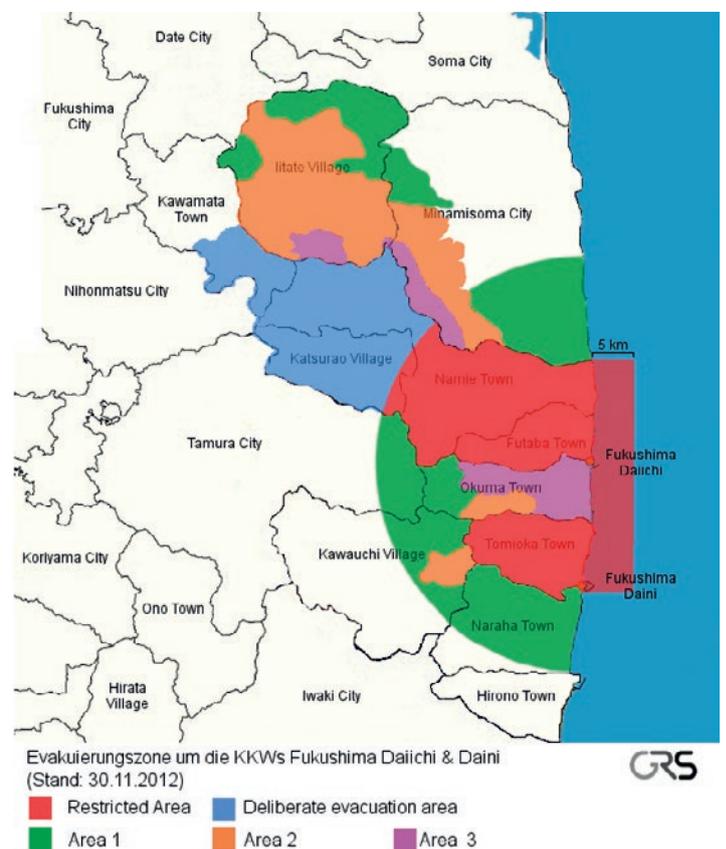
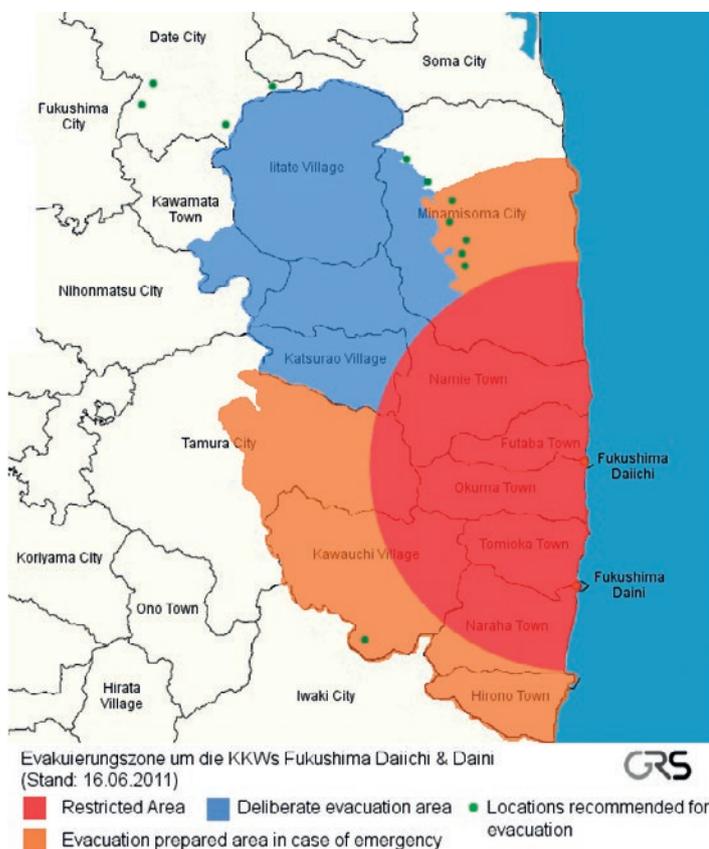


Abb. 5.23: Evakuierungs- und Sperrzonen um Fukushima Daiichi mit Stand Juni 2011 (links) und Dezember 2012 (rechts). Die »Evacuation-Prepared Area« wurde Ende September 2011 wieder aufgehoben (Datenquelle: METI).

und Iwaki 99 % der Personen. Für die Region Soso einschließlich Iitate lagen 78 % unterhalb von 1 mSv. In ► Abb. 5.24 ist die Verteilung der in dieser Studie abgeschätzten externen Dosis der Bevölkerung der Präfektur Fukushima dargestellt.

Eine umfangreiche erste Studie zu der im ersten Jahr erwarteten Dosis wurde von der Gesundheitsorganisation WHO im Mai 2012 veröffentlicht. Ziel der Studie war es, die potenziellen Risiken aufgrund der Strahlenexposition im ersten Jahr nach dem Unfall zu ermitteln [42]. Abgeschätzt wurden effektive Dosen (► Abb. 5.26) und Dosen der Schilddrüse für die drei Altersgruppen Kleinkind (1 Jahr), Kind (10 Jahre) und Erwachsener. Die Dosen aus der Präfektur Fukushima, aus benachbarten Präfektoren, in Gesamtjapan, benachbarten und weiteren Ländern weltweit wurden jeweils getrennt betrachtet. Die Altersabstufung wurde gewählt, um die unterschiedlichen radiologischen Wirkungen zu berücksichtigen. Grundlage bildeten öffentlich zugängliche Informationen japanischer Behörden mit Stand September 2011.

Für die Präfektur Fukushima liegen die abgeschätzten effektiven Dosen im Bereich von 1 – 10 mSv. Ausnahme bilden zwei Gebiete, an denen die Dosis im Bereich 10 – 50 mSv liegt. In benachbarten Präfektoren liegen die effektiven Dosen im Bereich 0,1 – 10 mSv.

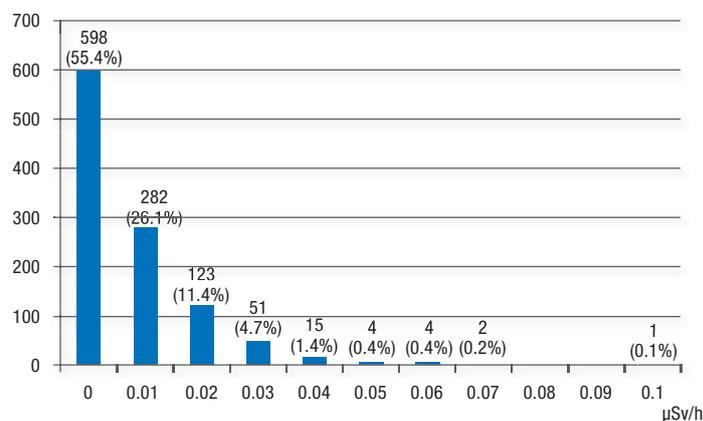


Abb. 5.25: Ergebnis der vereinfachten Messungen zur Aufnahme von Jod in der Schilddrüse von Kindern: Anzahl der untersuchten Kinder abhängig von der gemessenen Dosisleistung; Werte unterhalb von 0,2 µSv pro Stunde gelten als unbedenklich (Quelle: Bericht der jap. Regierung, Sept. 2011).

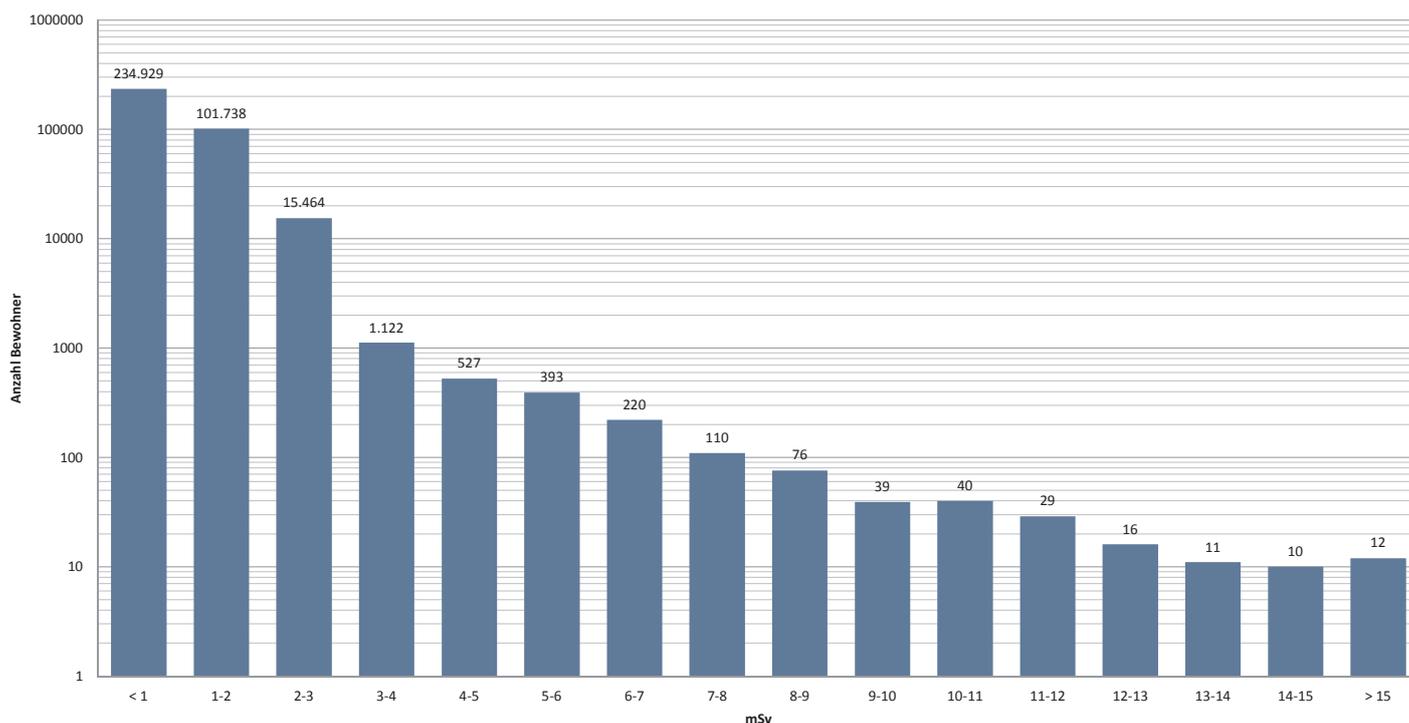


Abb. 5.24: Verteilung der abgeschätzten externen Strahlenexposition für die ersten vier Monate nach dem Unfall für Personen in der Präfektur Fukushima [45].

Die Studie kommt auch zu dem Schluss, dass die effektiven Dosen in der Bevölkerung außerhalb Japans deutlich unterhalb der Werte liegen, die die internationale Strahlenschutzkommission ICRP als bedenklich ansieht.

Abschätzung erwartender langjähriger Strahlenexposition. Mögliche Langzeitauswirkungen der Dosis aufgrund von Bodenstrahlung wurden vom Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) auf Grundlage der Bodenkontaminationen erstmalig Anfang April 2011 abgeschätzt (► Abb. 5.28) [31]. Dieser Abschätzung liegen zwei konservative Annahmen zugrunde: (1) dass sich eine Person über den gesamten Zeitraum ununterbrochen auf der kontaminierten Fläche aufhält und (2) dass in dieser Zeit keinerlei Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt werden.

Vergleich mit Tschernobyl. Das Eidgenössische Nuklearinspektorat der Schweiz (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. 5.27).

Mögliche gesundheitliche Folgen für die Bevölkerung. Laut dem Untersuchungsbericht des japanischen Parlamentes [34] liegt mit Stand von Juni 2012 bisher kein bestätigter Fall von ernsthaften Gesundheitsfolgen in der allgemeinen Bevölkerung vor, der direkt auf die Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus dem Kraftwerk zurückzuführen wäre.

Zur Verfolgung möglicher gesundheitlicher Langzeitfolgen und zur Durchführung künftiger Gesundheitsmaßnahmen wurde im Juni 2011 das bereits angesprochene Gesundheitsüberwachungsprogramm gestartet (»Health

Management Survey for the Residents in Fukushima Prefecture«) [10]. In diesem Programm werden Daten zur Strahlenexposition und zum aktuellen Gesundheitszustand von Personen aus der Präfektur Fukushima erfasst und langfristig verfolgt.

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 [30]. Im Rahmen des Gesundheitsprogramms ist daher vorgesehen, bei den etwa 360.000 Kindern der Präfektur Fukushima, die zum Zeitpunkt des Unfalls noch keine 18 Jahre alt waren, lebenslang regelmäßige Untersuchungen der Schilddrüse (bis zum Alter von 20 Jahren alle zwei und danach alle fünf Jahre) durchzuführen. Eine Ultraschall-Erstuntersuchung aller Kinder soll bis Ende März 2014 abgeschlossen werden. Die Fukushima Medical University rechnet mit keiner signifikanten Zunahme von Schilddrüsenkrebsfällen innerhalb dieses Zeitraums. Dies geht auf Erfahrungen mit dem Unfall aus Tschernobyl zurück: Die dort beobachteten Fälle von Schilddrüsenkrebs setzten in der Bevölkerung erst 4 bis 5 Jahre nach dem Unfall ein [43].

In diesem Zusammenhang wird im Untersuchungsbericht des japanischen Parlamentes bemängelt, dass weder seitens der Regierung noch durch die Präfektur Fukushima in der Bevölkerung ausreichende Messungen von anfänglich tatsächlich aufgenommenem radioaktivem Jod durchgeführt worden waren. Diese Tatsache erschwert eine genaue Abschätzung der langfristigen Gesundheitsrisiken durch Jod [34].

Die WHO geht in einer weiteren, im Februar 2013 veröffentlichten Studie [49] davon aus, dass keine erkennbare Zunahme gesundheitlicher Risiken

Location	Committed effective dose in first year following accident, mSv								
	Adult			Child (10 years)			Infant (1 year)		
	Dose band, key pathways to nearest 10% ^{2,3}			Dose band, key pathways to nearest 10% ^{2,3}			Dose band, key pathways to nearest 10% ^{2,3}		
Fukushima prefecture, more affected locations (examples only, for location of measurements used see Figure 3)									
Futaba county, Namie town (committed dose from the first four months only ²)	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%
Soma county, Itate village (committed dose from the first four months only ²)	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	10–50	External (groundshine) Inhalation Ingestion	80% 10% 10%	10–50	External (groundshine) Inhalation Ingestion	80% 10% 10%
Futaba county, Katsurao village (committed dose from the first four months only ²)	1–10	External (groundshine) Inhalation	80% 20%	1–10	External (groundshine) Inhalation Ingestion	80% 10% 10%	1–10	External (groundshine) Inhalation Ingestion	70% 20% 10%
Minami Soma city	1–10	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	1–10	External (groundshine) Ingestion Inhalation	80% 10% 10%	1–10	External (groundshine) Ingestion Inhalation	80% 10% 10%
Futaba county, Naraha town	1–10	External (groundshine) Inhalation	80% 20%	1–10	External (groundshine) Ingestion Inhalation	80% 10% 10%	1–10	External (groundshine) Ingestion Inhalation	80% 10% 10%
Iwaki city	1–10	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	1–10	External (groundshine) Ingestion	60% 40%	1–10	External (groundshine) Ingestion	60% 40%
Rest of Fukushima prefecture (less affected)	1–10	Ingestion External (groundshine)	50% 50%	1–10	Ingestion External (groundshine)	50% 50%	1–10	Ingestion External (groundshine)	80% 20%
Neighbouring Japanese prefectures ⁴	0.1–10	External (groundshine) Ingestion	80% 20%	0.1–10	External (groundshine) Ingestion Inhalation	80% 10% 10%	0.1–10	External (groundshine) Ingestion	80% 20%
Rest of Japan ⁵	0.1–1	Ingestion External (deposit)	70% 30%	0.1–1	Ingestion External (groundshine)	70% 30%	0.1–1	External (groundshine) Ingestion (groundshine)	80% 20%
Neighbouring countries ⁶	<0.01	Ingestion External (groundshine)	80% 20%	<0.01	Ingestion External (groundshine)	80% 20%	<0.01	Ingestion External (groundshine)	80% 20%
Rest of the world	<0.01	Ingestion External (groundshine)	80% 20%	<0.01	Ingestion External (groundshine)	80% 20%	<0.01	Ingestion External (groundshine)	80% 20%

Abb. 5.26: Abgeschätzte charakteristische Dosisbereiche für verschiedene Bevölkerungsgruppen im ersten Jahr nach dem Unfall (Quelle: WHO).

aufgrund der Strahlenexposition der Bevölkerung außerhalb Japans zu erwarten ist. In Bezug auf Japan wird außerhalb der am stärksten betroffenen Gebiete keine signifikante Erhöhung der Krebsrate erwartet. Allerdings hat sich der Studie zufolge das Risiko einer Krebserkrankung für bestimmte Bevölkerungsgruppen aus den beiden am stärksten betroffenen Gebiete innerhalb der Präfektur Fukushima gegenüber der natürlichen Inzidenzrate erhöht. Die Studie differenziert zwischen den Kategorien Kleinkind (1 Jahr), Kind (10 Jahre) und junger Erwachsener (20 Jahre) sowie verschiedenen geographischen Gebieten innerhalb und außerhalb der Präfektur Fukushima. Für das Dorf Namie, eines der am stärksten betroffenen Gebiete innerhalb der Präfektur Fukushima, geht die WHO beispielsweise davon aus, dass sich das relative Leukämierisiko für Kleinkinder um etwa 7 % erhöht. Dies bedeutet, dass sich die spontane Leukämierate, die in Japan vor dem Unfall bei 0,60 % (1-jähriger Junge) bzw. bei 0,43 % (1-jähriges Mädchen) lag, auf etwa 0,64 % (1-jähriger Junge) bzw. 0,46 % (1-jähriges Mädchen) erhöht. Statistisch sind damit unter 10.000 zum Unfallzeitpunkt ein Jahr alten Jungen 64 anstatt 60 Fälle zu erwarten.

Bezüglich der Entstehung von Brustkrebs wird abgeschätzt, dass sich die spontane Inzidenzrate für Frauen, die in demselben Dorf als Kleinkinder exponiert wurden, von 5,5 % auf 5,9 % erhöht, was einem relativen Zuwachs

von etwa 6 % entspricht. Das Gesamtrisiko an Krebs zu erkranken, erhöht sich der Studie zur Folge beispielsweise für einjährige Mädchen hier um 4 %, d.h. von 29,0 % auf 30,2 %. Für die Entwicklung von Schilddrüsenkrebs wird für den Ort Namie erwartet, dass sich die Wahrscheinlichkeit einer Erkrankung für eine Frau, die als Kleinkind exponiert wurde, von 0,77 % auf 1,29 % erhöht; dies entspricht einer relativen Erhöhung von 70 %. Für Jungen liegt die erwartete Steigerung der Inzidenzrate von 0,21 % auf 0,33 %.

Vereinzelte sind auch mögliche psychosoziale Langzeitfolgen Gegenstand von Untersuchungen. Vor dem Hintergrund der Erfahrungen mit dem Unfall in Tschernobyl sowie mit nicht-nuklearen Unfällen ist mit solchen Folgen zu rechnen. So kann es beispielsweise bereits während Evakuierungsmaßnahmen zu Verletzungen oder Erkrankungen bis hin zu Todesfällen kommen. Als langfristige Folgen von unfallbedingten Umsiedlungen nach dem Unfall in Tschernobyl sind unter anderem Häufungen von Depressionen, Suchterkrankungen mit organischen Folgeerkrankungen und Suiziden bekannt. Soweit gegenwärtig ersichtlich, ist eine belastbare Quantifizierung entsprechender Folgen für die vom Unfall in Fukushima betroffenen Menschen noch nicht möglich.

	Mittlere effektive Dosis pro Einwohner	Betroffene Einwohner	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. 5.27: Abgeschätzte Langzeitdosen für die Bevölkerung durch externe Exposition infolge der Unfälle in Fukushima und Tschernobyl (Quelle: ENSI).

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

6 Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen am Standort

Seit dem Unfall am 11. März 2011 hat der Betreiber TEPCO eine Vielzahl von Maßnahmen durchgeführt, die der Stabilisierung der Zustände der Blöcke 1 bis 4 und der Bewältigung der Unfallfolgen dienen. Dieses Kapitel gibt einen Überblick über die wesentlichen Maßnahmen und Arbeiten bis Anfang 2013 sowie über die Grundzüge der mittel- bis langfristigen Planung zur Stilllegung und zum Abbau der Anlagen. Die hier wiedergegebenen Informationen stammen vorwiegend aus Berichten und Pressemitteilungen von TEPCO (insbesondere [64], [65], [66], [67]).



Abb. 6.1: Reaktoreinspeisepumpen und Ersatzaggregate (Quelle: TEPCO Video).

6.1 Überblick über die Planungen

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

Phase 1. Die erste Phase erstreckt sich über einen Zeitraum von ca. zwei Jahren (beginnend mit der Deklaration des Zustands »cold shutdown« im Dezember 2011). In dieser Zeit sollen die Freisetzungen radioaktiver Stoffe weiter vermindert, Vorbereitungen zur Bergung der Brennelemente aus den BE-Lagerbecken getroffen und die für die spätere Bergung des Kernbrennstoffs erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gestartet werden. Bis zum Ende der Phase 1 soll mit der Bergung der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 begonnen 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 BE-Lagerbecken der Blöcke 1 bis 4 entfernt und das gesamte angesammelte Inventar an kontaminierten Wässern behandelt worden sein. Zum Abschluss der Phase 2 soll mit der Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren begonnen werden.

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

6.2 Bisherige Maßnahmen und gegenwärtiger Stand

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

6.2.1 Kühlung und Stromversorgung

Bespeisung der Reaktoren und BE-Lagerbecken. Die Reaktorblöcke 1 bis 3 wurden in der ersten Woche nach dem Unfall über mobile Pumpen, teilweise mit Meerwasser, bespeist. Später wurden alle drei Blöcke auf Frischwassereinspeisung mit Elektropumpen umgestellt, die vom externen Stromnetz versorgt werden. Seit Ende Juni 2011 wird das Kühlwasser für die Blöcke 1 bis 3 aus der zwischenzeitlich errichteten Wasseraufbereitungsanlage entnommen (► vgl. nachfolgenden Abschnitt 6.2.2). Als Kühlmittelreservoir stehen inzwischen auch mehrere Vorratsbehälter zur Verfügung. Die Einspeisung selbst kann bei einem Ausfall der vom externen Stromnetz versorgten Elektropumpen über mehrere Ersatzaggregate erfolgen. Dafür stehen Ersatz-Elektropumpen, die auch von Dieselgeneratoren mit Strom versorgt werden können, Kondensatpumpen in den Maschinenhäusern und mehrere Feuerlöschfahrzeuge für Notfälle bereit.

Zur Vorsorge gegen eine H_2 -Verbrennung durch verbliebenen oder neu entstehenden Wasserstoff wird kontinuierlich Stickstoff in die Containers und die Reaktordruckbehälter eingespeist. Im Oktober 2012 wurde in Block 1 mit der Verdrängung von verbliebenem Wasserstoff aus dem oberen Torusbereich mittels direkter Einspeisung von Stickstoff begonnen. Ende März 2013 soll in gleicher Weise in Block 2 verfahren werden.

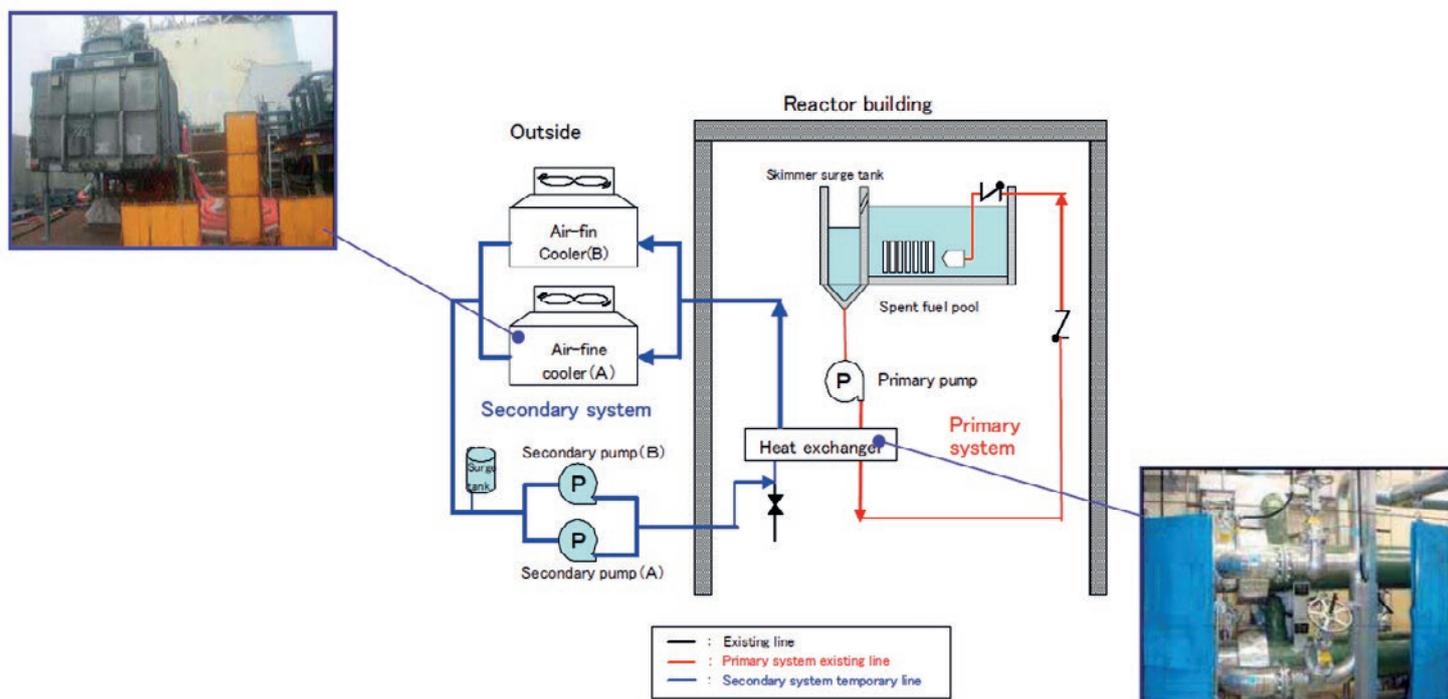


Abb. 6.2: Kühlkreisläufe für die BE-Lagerbecken (Quelle: TEPCO).

Zur Kühlung der BE-Lagerbecken der Blöcke 1, 3 und 4 wurden zwischen Ende Juni und Mitte August 2011 alternative Kühlsysteme errichtet, mit denen das Beckenwasser in einem separaten, geschlossenen Kreislauf über Luftkühler gekühlt wird. Das Beckenwasser in den Blöcken 2 und 4 wurde inzwischen mit mobilen Anlagen gereinigt, um Korrosionsschäden vorzubeugen. Die Reinigung des Beckenwassers in Block 3 ist noch nicht abgeschlossen. Für Block 1 ist keine Reinigung notwendig, da kein Meereswasser in das BE-Lagerbecken eingespeist wurde. Nach Angaben von TEPCO sollte die Kühlung für die BE-Lagerbecken nach einem Ausfall innerhalb von 6 Stunden wiederhergestellt werden können. Bei einem Ausfall der Kühlung des BE-Lagerbeckens von Block 4 stünden im Übrigen mindestens 16 Tage zur Verfügung, bevor der Füllstand im Becken kritische Werte erreiche. Nach wie vor stehen außerdem die bereits kurz nach dem Unfall eingesetzten Autobetonpumpen zur Einspeisung von Wasser bereit. Die BE-Lagerbecken der Blöcke 3 und 4, die seit der Explosion der Reaktorgebäude zur Atmosphäre hin offen sind, wurden inzwischen ganz oder teilweise abgedeckt. Dadurch können bei Aufräumarbeiten keine Trümmerteile hineinfallen und Regenwasser wird abgehalten.

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



Abb. 6.3: Mobile Anlagen zur Entsalzung des Wassers in den BE-Lagerbecken (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.4: Arbeiten zur Wiederherstellung der Anbindung der Anlage an das Stromnetz (Quelle: TEPCO).

6.2.2 Behandlung und Lagerung kontaminierter Wässer

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

Die Gesamtmenge des kontaminierten Wassers vergrößert sich zusätzlich dadurch, dass Grundwasser sowohl in die Reaktorgebäude als auch in die Maschinenhäuser eindringt. Im Dezember 2012 schätzte TEPCO die Menge des eindringenden Grundwassers auf rund 400 m³ pro Tag. Zusammen mit dem in die Reaktoren eingespeisten Wasser fallen nach Angaben von TEPCO fast 800 m³ kontaminiertes Wasser pro Tag an. In der Folge haben sich in den unteren Gebäudebereichen der Blöcke 1 bis 4 rund 80.000 m³ kontaminiertes Wasser angesammelt; diese Menge blieb nach Angaben von TEPCO seit etwa Anfang 2012 unverändert. TEPCO geht davon aus, dass

zwar Grundwasser von außen eindringt, jedoch kein kontaminiertes Wasser aus den Gebäuden nach außen gelangt. Um die Menge des eindringenden Grundwassers zu reduzieren, sollen unter anderem Brunnen gebohrt werden, mit deren Hilfe der Grundwasserspiegel abgesenkt werden kann. Das aus den Brunnen abgepumpte Grundwasser soll nach Untersuchung auf Kontaminationen und ggf. Reinigung in das Meer geleitet werden.

Um die Gesamtmenge des kontaminierten Wassers zu reduzieren, wurden Mitte 2011 auf dem Anlagengelände verschiedene Anlagen zur Wasseraufbereitung errichtet. Sie bilden einen Teil des »offenen Kühlkreislaufs«, in dem Wasser aus den Gebäuden abgepumpt, behandelt und zum Teil wieder zur Kühlung in die Reaktoren eingespeist wird. Die Behandlung des Wassers erfolgt in mehreren Schritten. In einem ersten Schritt wird das Wasser von Ölrückständen befreit. Anschließend entzieht man einen Teil der radioaktiven Stoffe – insbesondere Cäsium – durch Ionenaustausch und verringert damit die Kontamination. Vor der Lagerung oder Wiedereinspeisung in die Reaktoren wird das Wasser noch entsalzt. Bis zum 22. Januar 2013 wurden ca. 535.000 m³ Wasser aufbereitet.



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

Die Anlagen zur Wasserbehandlung wurden seit Mitte 2011 mehrfach erweitert. Seit November 2012 ist der erste Strang einer im Endausbau dreisträngigen Anlage zur Entfernung verschiedener Radionuklide in Betrieb. Damit soll die Konzentrationen von Radionukliden im aufbereiteten und zwischengelagerten Wasser weiter verringert werden. TEPCO beabsichtigt, mit dieser Anlage das Wasser so weit zu reinigen, dass es unbedenklich ins Meer eingeleitet werden kann.

Zur Zwischenlagerung des Wassers, das nach Behandlung nicht wieder in die Reaktoren eingespeist wird, wurden auf dem Anlagengelände verschiedene Behälter aufgestellt. Zu diesem Zweck kam unter anderem auch ein Schwimmponton, das sog. Megafloat, zum Einsatz. Zusätzlich wurden unterirdische Wasserspeicher errichtet. Durch die kontinuierlich steigende Menge an Wasser, das zu lagern ist, mussten die Lagerkapazitäten seit Mitte 2011 immer wieder erweitert werden. Bis Dezember 2012 wurde eine Lagerkapazität von rund 250.000 m³ aufgebaut, die nahezu vollständig in Anspruch genommen wird.



Abb. 6.6: Tanks zur Lagerung von kontaminiertem Wasser (100 t) (Quelle: TEPCO).

6.2.3 Abstützung des BE-Lagerbeckens von Block 4

Bereits kurz nach dem Unfall unternahm TEPCO verschiedene bauliche Maßnahmen, um die Standfestigkeit des BE-Lagerbeckens in Block 4 zu verbessern. Damit sollte Vorsorge getroffen werden, dass die baulichen Strukturen, die möglicherweise durch das Beben am 11. März 2011 und die nachfolgenden Nachbeben vorgeschädigt wurden, bei einem neuerlichen schweren Beben so schwer beschädigt werden, dass es zu großen Leckagen des BE-Beckens kommt. Zur Abstützung des Beckens wurden in die darunter liegenden Bereiche des Reaktorgebäudes Stahlträger eingebaut und Beton eingebracht. Diese Arbeiten waren Ende Juni 2011 abgeschlossen.

Die japanische Aufsichtsbehörde hat die Auslegung des Gebäudes gegen Erdbeben überprüft und bestätigt, dass das Gebäude einem Erdbeben der Intensitätsstufe 6+ (japanische Erdbebenklassifizierung) standhält. Die Stufe 6+ entspricht der Intensität des Tohokū-Erdbebens am 11. März 2011. Für das BE-Lagerbecken wurde durch Verstärkung der Stützkonstruktion eine um mehr als 20 % verbesserte Sicherheitsmarge gegenüber der Ursprungsauslegung erreicht.

Seit Mai 2012 wird das Reaktorgebäude im Zusammenhang mit der Errichtung der Einhausung für den Block 4 quartalsmäßig auch auf Schiefstellungen und den Zustand der Gebäudewände überprüft. Neben der optischen Vermessung der Reaktorgebäudeaußenwände und der Bestimmung des Betonzustands (Risse, Härte) wird zur Erkennung einer Schiefstellung unter anderem an verschiedenen Stellen der Abstand zwischen der Wasseroberfläche und dem Rand des BE-Lagerbeckens gemessen. Bisher wurden bei diesen Überprüfungen keine Schiefstellungen festgestellt.

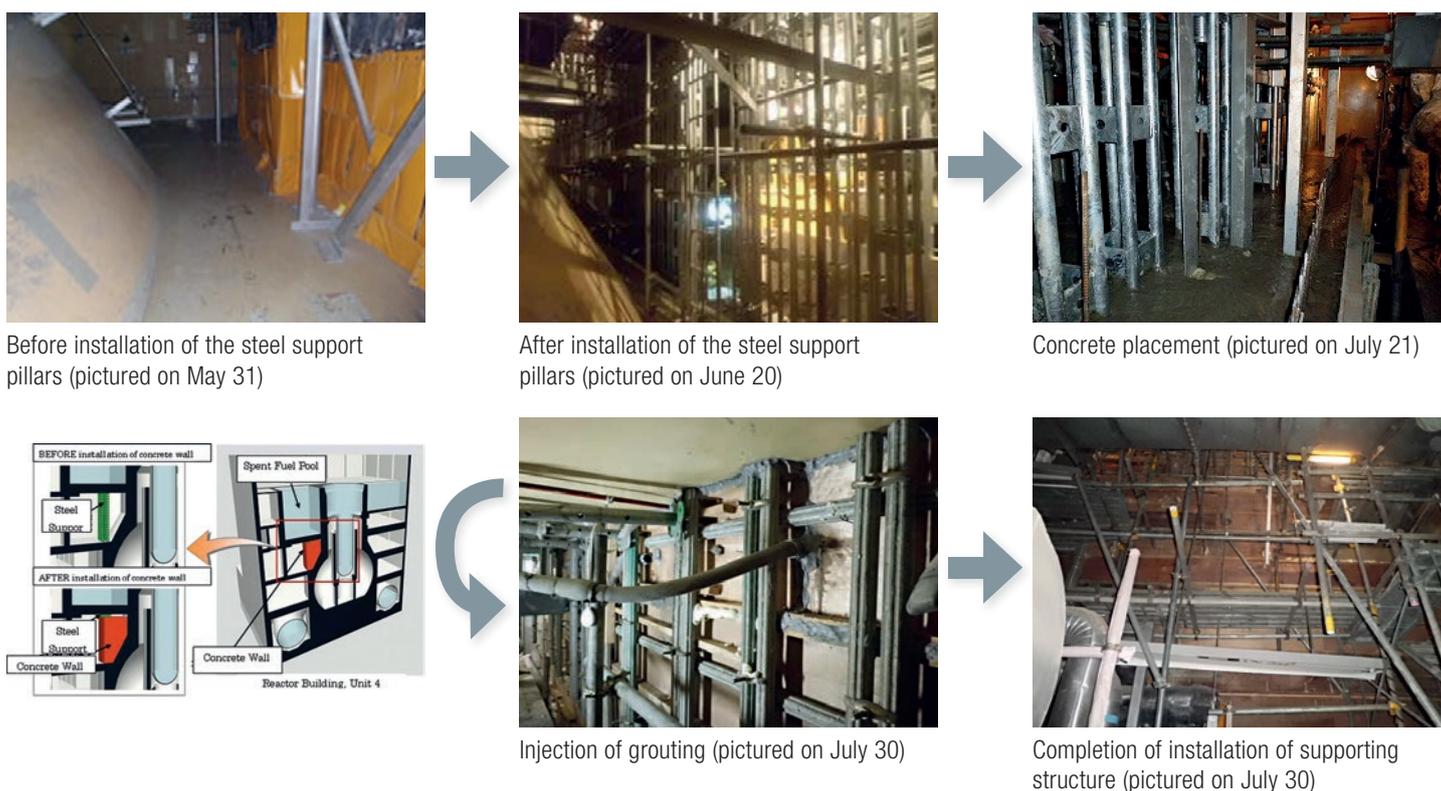


Abb. 6.7: Verstärkung der Strukturen für das BE-Lagerbecken (Quelle: TEPCO).

6.2.4 Reduzierung der luftgetragenen Freisetzungen und der Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände

Frühzeitige Maßnahmen

Um die Strahlenbelastung des auf der Anlage eingesetzten Personals zu verringern, begann TEPCO in den ersten Wochen nach dem Unfall damit, Trümmerteile zu bergen und 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 überwiegend mit ferngelenkten Geräten bewerkstelligt.

Parallel zu den Aufräumarbeiten wurde – zum Teil ebenfalls fernbedient – großflächig Bindemittel auf Gebäuden, Trümmern und dem Anlagengelände versprüht. Mit dieser Maßnahme wird verhindert, dass sich Radionuklide, die beispielsweise während des Venting aus den Reaktoren ins Freie gelangten und sich dort auf Oberflächen abgesetzt haben, durch den Wind wieder aufgewirbelt werden (sog. Resuspension) oder durch Niederschläge abgewaschen und mit dem Wasser weitertransportiert werden.

Errichtung von Einhausungen über den Blöcken 1, 3 und 4

Durch die Errichtung von sogenannten Einhausungen über den Blöcken 1, 3 und 4 soll einerseits verhindert werden, dass weitere radioaktive Stoffe aus dem Inneren der Reaktorgebäude in die Umwelt gelangen, andererseits sollen die Gebäude auch vor witterungsbedingten Einwirkungen geschützt werden. In der jeweiligen Einhausung sollen darüber hinaus Geräte für die Stilllegung der Anlage installiert werden, wie z. B. ein Kran und weitere Einrichtungen zur Handhabung von Brennelementen, mit denen Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken und der Kernbrennstoff aus dem Reaktor geborgen werden können. Eine Be- und Entlüftungsanlage der Einhausung sorgt für eine gezielte Luftführung. Radioaktive Stoffe in der Abluft werden durch Filter zurückgehalten und deren Konzentration vor und hinter der Filterung überwacht. Neben der Be- und Entlüftungsanlage werden weitere Komponenten wie Kameras, Beleuchtung sowie Geräte zur Messung von Temperatur und Strahlung angebracht.

Die Einhausungen wurden bzw. werden als Stahlgerüstkonstruktionen ausgeführt. Die Konstruktionen unterscheiden sich jedoch in ihrer Ausführung, was in erster Linie auf die explosionsbedingten Beschädigungen der Reaktorgebäudestrukturen zurückzuführen ist. Die Auslegung der Konstruktionen gegen Erdbeben entspricht den allgemeinen japanischen Bauvorschriften.

Block 1 hat eine Einhausung erhalten, die das gesamte Reaktorgebäude umschließt und im Oktober 2011 fertiggestellt wurde. Auf der Stahlgerüstkonstruktion wurden vorgefertigte Teile montiert. Diese Teile sind mit einer Membran aus Polyesterfasern bespannt, die mit PVC beschichtet ist. Die Grundfläche der Einhausung misst 42 m x 47 m, ihre Höhe beträgt 57 m. Die Satteldachkonstruktion wurde gewählt, damit Regen oder Schnee seitlich ablaufen können und mit ihrem Gewicht nicht das Dach belasten.



Abb. 6.8: Phasen der Errichtung der Einhausung um das Reaktorgebäude von Block 1 (Quelle: TEPCO).

Die Einhausung von Block 3 unterscheidet sich von denen der Blöcke 1 und 4. Es ist ein zylinderförmiger Aufsatz auf der Einhausung vorgesehen, in dem die Handhabungseinrichtungen zum Bergen der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken und des Kernbrennstoffs untergebracht sind. Die Einhausung soll jedoch das Reaktorgebäude ebenfalls vollständig umschließen. Der zylinderförmige Aufsatz der Einhausung misst 19 x 57 Meter bei einer Höhe von 54 Metern.

Im März 2012 wurde mit der Räumung von Trümmern im Umfeld des Reaktorgebäudes begonnen, um ein Fundament für die Einhausung von Block 4 gründen zu können. Auf dem Fundament ist eine L-förmige Stahlgerüstkonstruktion vorgesehen, die das Reaktorgebäude nur teilweise überdeckt. Ein Wetterschutz ergänzt den von der Stahlkonstruktion nicht überdeckten Bereich. Die Konstruktion misst in der Grundfläche 31 x 69 Meter und hat eine Höhe von 53 Metern. Nach Fertigstellung des Fundamentes wurden Anfang Januar 2013 erste Stahlpfeiler für die Stahlgerüstkonstruktion gesetzt. Für diese Konstruktion müssen die Überreste des oberen Reaktorgebäudeteils bis zum Bedienflur abgetragen werden.

Der Block 2 benötigt keine Einhausung, da das Reaktorgebäude noch weitgehend intakt ist. Die Druckentlastungsöffnung im Reaktorgebäude soll verschlossen werden, um radioaktive Emissionen aus dem Block 2 weiter zu verringern. Das Reaktorgebäude wird eine neue Lüftungsanlage erhalten. Mit den Arbeiten wurde bereits begonnen und deren Fertigstellung ist für März 2013 vorgesehen.

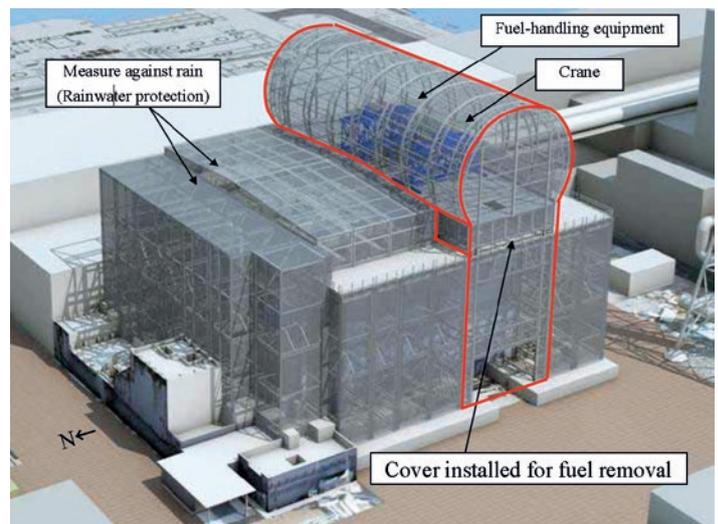


Abb. 6.10: Modell der Einhausung für Block 3 (Quelle: TEPCO).

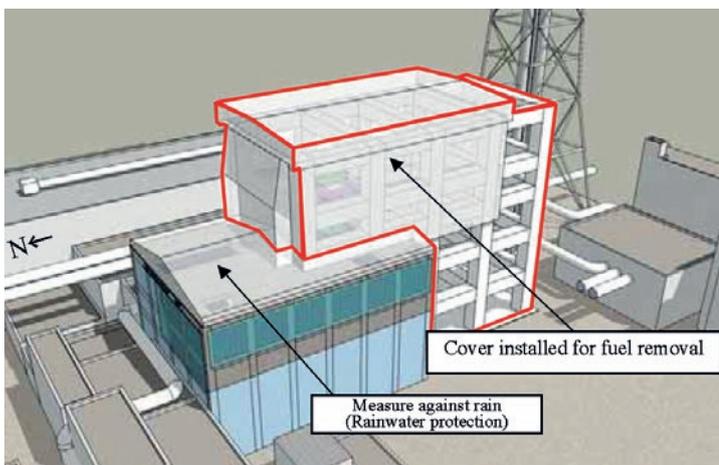


Abb. 6.9: Modell der Einhausung für Block 4 und Setzen des ersten Stützpfilers (Quelle: TEPCO).



6.2.5 Verminderung der Freisetzungen radioaktiver Stoffe in das Meer

Insbesondere zu Beginn des Unfalls gelangte kontaminiertes Wasser ins Meer. Zum einen waren dafür unbeabsichtigte Leckagen an der Aufbereitungsanlage, Undichtigkeiten an den Kühlwassereinlaufbauwerken und Regenwassereinträge verantwortlich. Zum anderen wurde im April 2011 wegen fehlender Wasserlagermöglichkeiten ein Teil des kontaminierten Wassers gezielt eingeleitet bzw. gelangte unkontrolliert ins Meer. Dadurch kam es zu Kontamination des Meerwassers und des Meeresbodens am Standort. Die im Meerwasser enthaltenen Aktivitäten werden an verschiedenen Stellen überwacht. TEPCO veröffentlicht regelmäßig die Messergebnisse.

Barrieren gegen wassergetragene Freisetzungen

In 2011 wurden die blockeigenen Kühlwassereinläufe der Blöcke 1 bis 4 so abgedichtet, dass Freisetzungen ins Meer, z. B. durch Leckagen, unterbunden werden. Um einen möglicherweise kontaminierten Grundwassereintrag vom Anlagengelände ins Meer zu verhindern, wurde im April 2012 mit dem Bau einer wasserundurchlässigen Barriere (Spundwände) vor den Kühlwassereinlaufbauwerken der Blöcke 1 bis 4 und dem anschließenden Anlagengelände begonnen. Die Fertigstellung ist laut Betreiber für Mitte 2014 geplant.

Zur Reduzierung des Wellenschlags werden Wellenbrecher außerhalb des Hafengeländes und des südlichen Anlagengeländes eingesetzt. Zwischen dem Hafenbecken und dem Kühlwassereinlaufbereichen ist jeweils eine schwimmende Sedimentsperre aus Vliesstoffen, die sogenannten *silt-fences*, eingesetzt worden. Mit deren Hilfe sollen kontaminierte Sedimente zurückgehalten werden, die sonst über das Meereswasser des Hafenbeckens in das offene Meer gelangen könnten. Vergleichbare Sedimentsperren wurden auch direkt vor den blockeigenen Kühlwasserzuläufen der Blöcke 1 bis 4 gesetzt. Im September 2012 wurde an einigen Stellen im Kühlwassereinlaufbereich der Blöcke 1 bis 4, bei denen nur ein relativ geringer Seewasseraustausch stattfindet, eine zu hohe Konzentration radioaktiven Cäsiums gemessen. Als Quelle dafür wurde die schadhafte Sedimentsperre vor Block 3 ausgemacht. Diese Sperre wurde durch eine neue ersetzt.

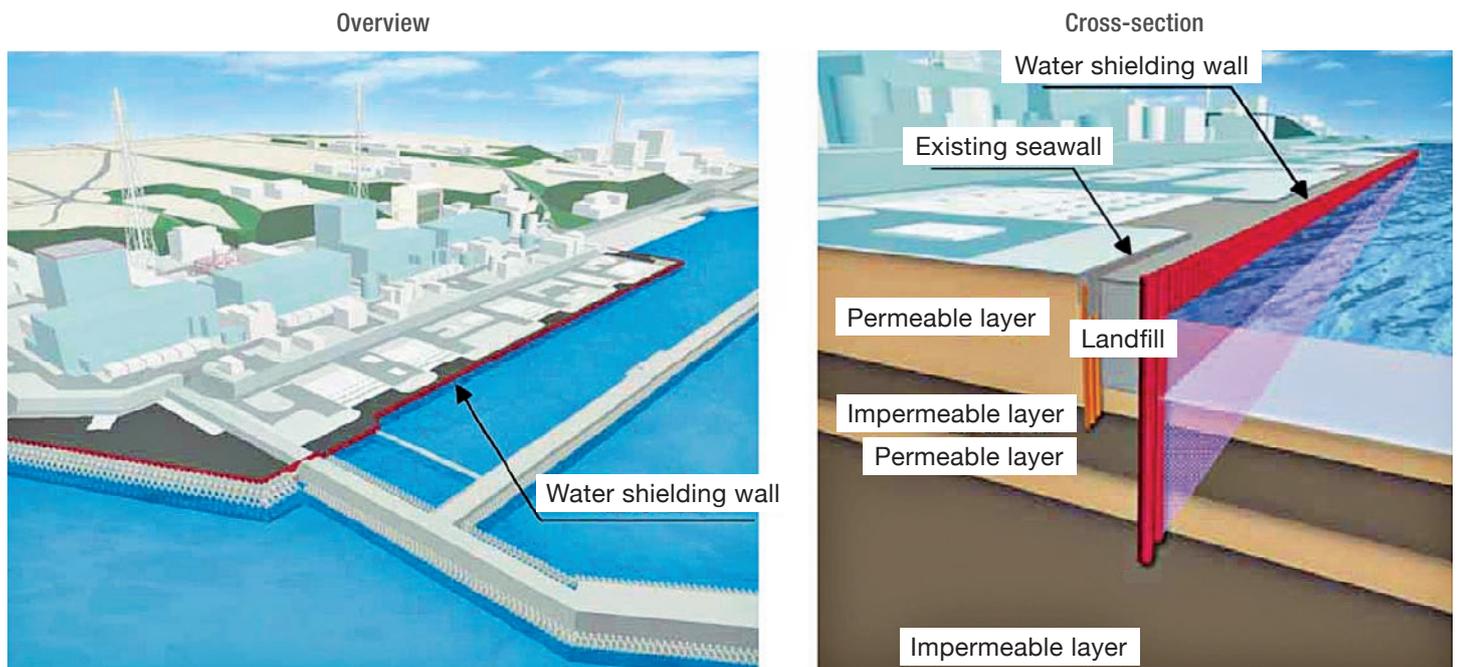


Abb. 6.11: Schema der Barriere gegen Grundwasseraustritt vom Anlagengelände ins Meer (Quelle: TEPCO).

Versiegelung des Meeresbodens

Mitte März 2012 begann TEPCO den Meeresboden vor den Einlaufbauwerken der Blöcke 1 bis 4 und 5 bis 6 auf einer Fläche von rund 70.000 m² mit einem Ton-Zement-Gemisch zu versiegeln. Damit soll verhindert werden, dass Radionuklide, die sich in größerem Umfang im Sediment angereichert haben, in das offene Meer gelangen (etwa durch Aufwirbelungen während der Tide). Am 5. Juli 2012 waren die Versiegelungen fertiggestellt. Die beiden aufgetragenen Versiegelungsschichten haben zusammen eine Dicke von ca. 55 cm. TEPCO geht davon aus, dass durch diese Maßnahme die Kontaminationen für rund 50 Jahre gebunden werden können.



Abb. 6.13: Schwimmendes Arbeitsgerät zur Versiegelung des Meeresbodens (Quelle: TEPCO).

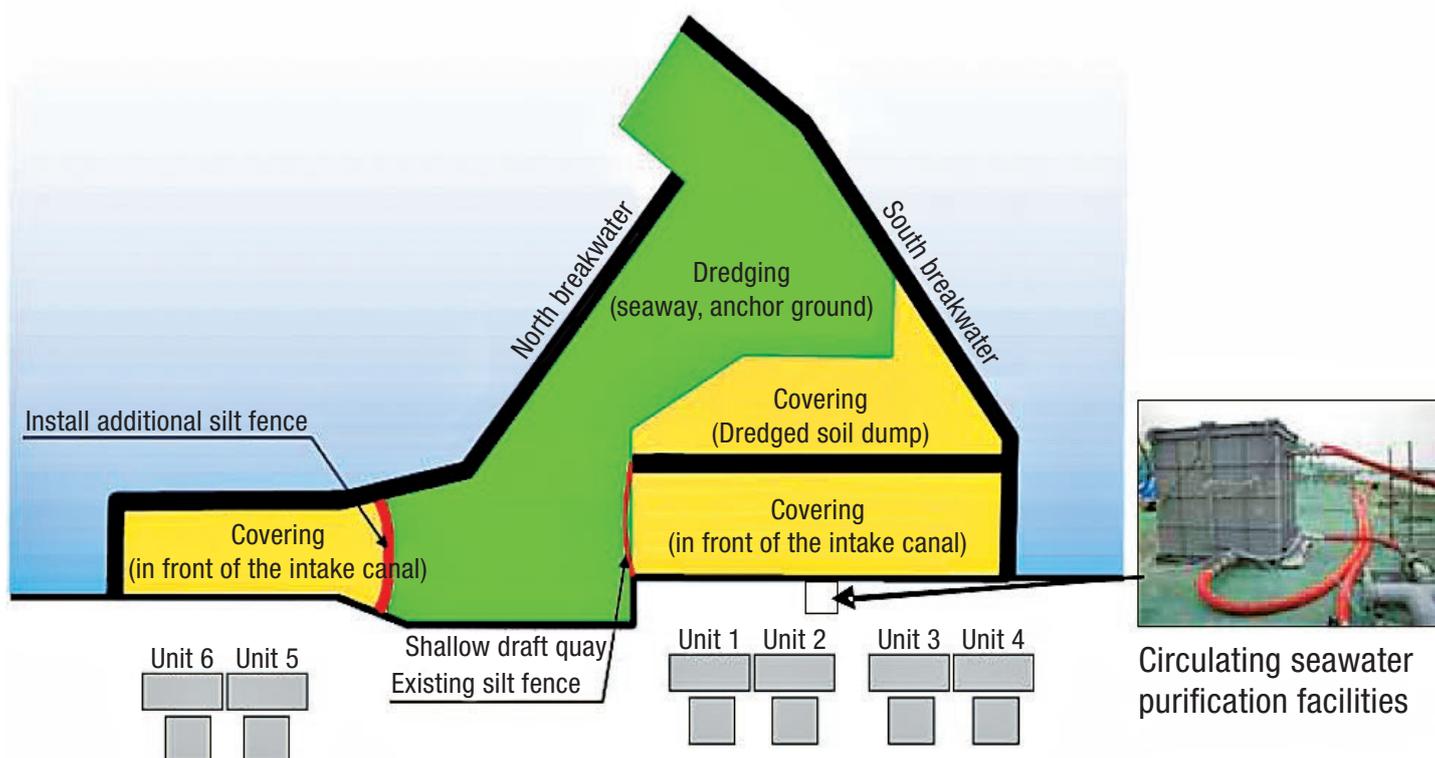


Abb. 6.12: Schematische Darstellung der im Bau befindlichen Barriere (Quelle: TEPCO).

6.2.6 Maßnahmen zur Bestimmung von Anlagenzuständen

Auch rund zwei Jahre nach dem Unfall ist der Kenntnisstand über den tatsächlichen Zustand der betroffenen Anlagen in vielen Bereichen noch lückenhaft. Vor allem während des Jahres 2012 hat TEPCO verschiedene Techniken eingesetzt, um Messdaten – etwa zu Temperatur und Strahlung – sowie Bildmaterial aus den Reaktorgebäuden zu erhalten, um bisherige Einschätzungen zu validieren und die Planungsgrundlage für weitere Maßnahmen zu verbessern.

Einsatz von Endoskopen

Am 19. Januar 2012 hat TEPCO erste Aufnahmen aus dem Inneren von Block 2 veröffentlicht. Allerdings war man mit der Qualität der Aufnahmen, die unter anderem Rohrleitungen und die Innenwand des Containments zeigten, nicht zufrieden. Grund dafür waren zahlreiche Störungen auf den Aufnahmen, die durch radioaktive Strahlung oder Wasserdampf hervorgerufen wurden. Zusätzlich wurde ein Thermoelement mit eingeführt, mit dem eine Temperatur von 44,7 °C in der Containment-Atmosphäre gemessen wurde. Dies entspricht in etwa auch der Temperatur, die derzeit an der Außenwand des Reaktordruckbehälters gemessen wird (42,6 °C). Bei einem zweiten Einsatz des Endoskops am 26. und 27. März 2012 wurden der Wasserstand im Containment (60 cm hoch), Dosisleistungen (bis zu 73 Sv/h) sowie Temperaturen an verschiedenen Stellen in der Containment-Atmosphäre (42,8 °C bis 44,9 °C) und in der Wasservorlage (48,5 °C bis 50,0 °C) ermittelt.

Vom 9. bis 13. Oktober 2012 hat TEPCO auch das Innere des Containments von Block 1 mit einem Endoskop untersucht. Dabei wurden ebenfalls der Wasserstand (2,80 m hoch) und Temperaturen an verschiedenen Stellen in der Containment-Atmosphäre (34,1 °C bis 35,1 °C) und in der Wasservorlage (37,0 °C bis 37,4 °C) sowie Dosisleistungen (bis zu 11 Sv/h in der Containment-Atmosphäre und 0,5 Sv/h im Wasser) ermittelt. Zusätzlich wurden Wasserproben gezogen und deren Zusammensetzung untersucht. Zur dauerhaften Messung von Temperatur und Wasserstand wurden Messeinrichtungen im Inneren des Containments installiert.

Am 3. Oktober 2012 ist es TEPCO gelungen, in Block 2 ein Thermometer in der RDB-Außenwand zu installieren. Die nun in der Außenwand des RDB ermittelte Temperatur entspricht in etwa der Temperatur, die an vergleichbarer Stelle von einem anderen Thermometer gemessen wird. Mit der neu installierten Temperaturmessung will TEPCO in erster Linie die Zuverlässigkeit der Temperaturüberwachung des RDB verbessern, da bereits mehrere andere Thermometer als defekt eingestuft wurden. Ende Februar 2013 ist die Installation eines weiteren Thermometers vorgesehen.

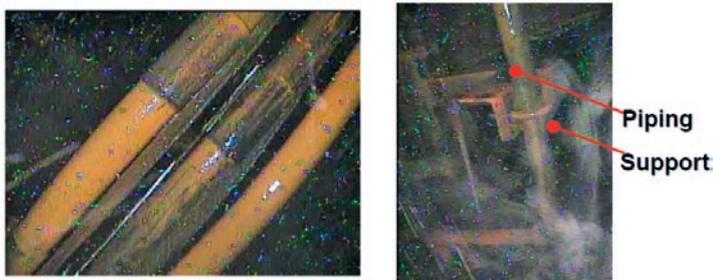


Abb. 6.14: Endoskopie-Aufnahmen aus dem Containment von Block 1 (Quelle: TEPCO).

Einsatz eines Ballons in Block 1

Am 24. Oktober 2012 untersuchte TEPCO mit einem Erkundungsballon den Bedienflur im Block 1, der auch 5. Ebene genannt wird. Vom Bedienflur aus ist die Bergung der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken und später auch des Kernbrennstoffs aus dem Reaktor geplant. Die Erkundung auf der Höhe des Bedienflurs ermöglicht es, vor Beginn der Arbeiten möglichst viele Details darüber zu erhalten, wie der Zustand des Brückenkrans und der Brennelement-Wechselmaschine ist, welche Aufräumarbeiten in diesem Bereich noch durchzuführen und welche Zugänge/Schächte noch nutzbar sind. Dafür wurde der Ballon vom Erdgeschoss (Ebene 1) aus im Materialtransportschacht mit Hilfe von Seilen zum Bedienflur gesteuert. Ein erster Erkundungsversuch mit einem Ballon am 8. August 2012 war fehlgeschlagen, weil der Ballon an einem Hindernis auf der 4. Ebene nicht vorbeikam. Mit dem konstruktiv veränderten Ballon (insb. andere Form und geringerer Durchmesser) war die zweite Erkundung dann erfolgreich.

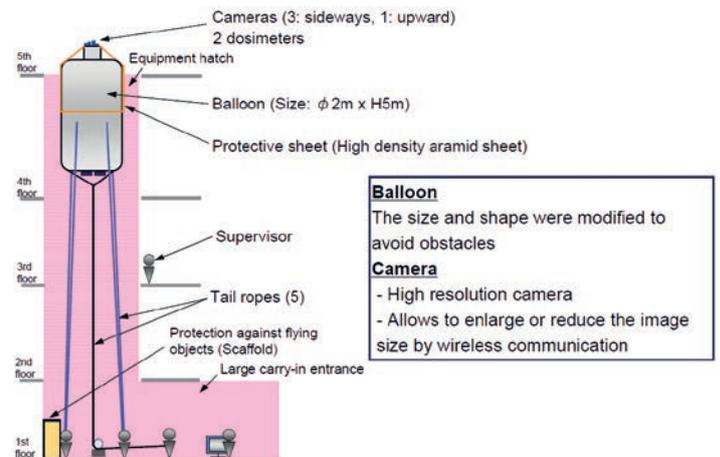


Abb. 6.15: Aufstieg des Erkundungsbalons im Materialtransportschacht (Quelle: TEPCO).

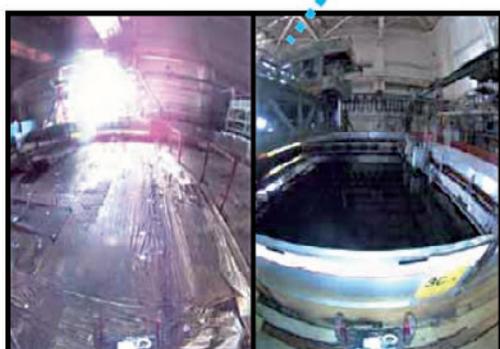


Abb. 6.16: Blick durch den Bedienflur (Quelle: TEPCO).

Einsatz von Robotern

Durch den Einsatz von Robotern wird die Strahlenbelastung des Personals vermindert bzw. die Untersuchung von Gebäudebereichen ermöglicht, in denen wegen der dort herrschenden Strahlung ein Arbeiten aufgrund der Strahlenbelastung nicht vertretbar ist. In den Reaktorgebäuden der Blöcke 1 bis 3 sind verschiedene Roboter eingesetzt worden, um einen Überblick über die Bedingungen (z. B. Ortsdosisleistungen, Temperaturen, visuelle Eindrücke) in den einzelnen Gebäudebereichen zu bekommen. Mithilfe der Roboter können die Ortsdosisleistungen in den Reaktorgebäuden kartographisch erfasst und visuelle Inspektionen zur Planung der Entfernung von Trümmern sowie zur Leckagesuche im Torusbereich durchgeführt werden. Bisher wurden jedoch keine Leckagen oder schwere Schäden im Torusbereich gefunden.

Name	Quince	Survey-runner	Packbot	Warrior
Appearance				
Operation	Surveys indoors etc	Surveys indoors etc	Surveys indoors and outdoors etc	Work indoors and outdoors



Survey on 5th floor in Unit 2 R/B
(June 13, 2012)



Survey inside the Unit 2's torus
(April 18, 2012)



Survey on radiation source and dose rate
inside the Unit 1 R/B (photo by gamma camera)
(May 14~18, 2012)

Abb. 6.17: Überblick über bereits eingesetzte Roboter mit Beispielen für das bei den Einsätzen gewonnene Bildmaterial (Quelle: TEPCO).

6.3 Planungen zur Bergung des Kernbrennstoffs

6.3.1 Bergung der Brennelemente aus den BE-Lagerbecken

In den BE-Lagerbecken 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 erheblich abgeklungen ist, emittieren sie nach wie vor noch eine sehr hohe Strahlung (vor allem Gammastrahlung). Das Entladen der BE-Lagerbecken soll vom Prinzip her wie unter normalen Bedingungen vorgesehen erfolgen. TEPCO plant, wenn möglich, vorhandene Handhabungseinrichtungen, wie die BE-Wechselmaschine oder den Reaktorgebäude-Brückenkran in Block 2, zu nutzen. Neue Handhabungseinrichtungen müssen in den Blöcken 1, 3 und 4 installiert werden. Vor der eigentlichen Entnahme aus dem BE-Lagerbecken müssen die BE unter Wasser in Transportbehälter geladen werden. Dafür wird die BE-Wechselmaschine oder die vergleichbare neu installierte Einrichtung genutzt, die auf Schienen jede BE-Position anfahren kann. Mit einem Teleskop-Greifarm wird dann das BE gegriffen und in den Transportbehälter eingeladen. Nachdem der Transportbehälter mit mehreren BE beladen ist, wird er mit einem Brückenkran aus dem BE-Lagerbecken gehoben und zur Verladung abgesetzt. Anschließend werden die BE im gemeinsamen Nasslager auf dem Anlagengelände zwischengelagert.

Ob bzw. in welchem Zeitrahmen die so geplante Entladung möglich ist, hängt neben dem Grad der Beschädigungen der Handhabungseinrichtungen 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 BE-Lagerbecken gefallen sind. Zum anderen sind alle vier Reaktorgebäude so weit zu dekontaminieren, dass das Personal notwendige Tätigkeiten auch ausführen kann. Darüber hinaus ist noch unklar, in welchem Zustand sich die BE in den einzelnen BE-Lagerbecken befinden.

Am 18. und 19. Juli 2012 wurde probeweise je ein Brennelement mithilfe eines mobilen Krans aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 entnommen und für weitere Untersuchungen in das Nasslager für Brennelemente transportiert. Für die Entnahme wurden unbenutzte, »frische«, BE verwendet. Deshalb emittieren die beiden BE relativ wenig Strahlung und sind leicht zu handhaben. Die Untersuchung zeigte, dass keine signifikanten Beschä-

digungen oder Formveränderungen vorliegen. Bislang sind keine Untersuchungsergebnisse bekannt, die auf Beeinträchtigungen der BE durch die Zusp eisung von Meer eswasser am Anfang des Unfalls hinweisen.

Im November 2013 will TEPCO mit dem Entladen der BE aus dem BE-Lagerbecken in Block 4 beginnen. Ende 2014 soll dieses BE-Becken leer sein. Ebenfalls Ende 2014 soll mit der Entladung der BE in Block 3 begonnen werden. Aufbauend auf den Erfahrungen beim Bergen der BE aus den Blöcken 3 und 4 sollen die BE aus dem Block 1 geborgen werden. Vor Bergung der BE aus dem Block 2 sind Dekontaminationsarbeiten im Gebäude und zahlreiche Untersuchungen zum Zustand der installierten Handhabungseinrichtungen durchzuführen. In der von TEPCO veröffentlichten Roadmap zur Stilllegung der Anlagen soll die Bergung der BE aus allen BE-Lagerbecken in Phase 2 abgeschlossen sein.



Abb. 6.19: Bergen zweier unbestrahlter Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 (Quelle: TEPCO).



Debris removal from the upper part of reactor building

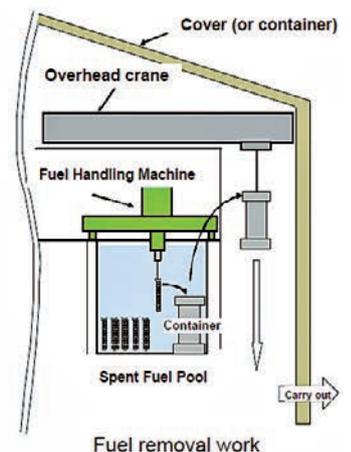
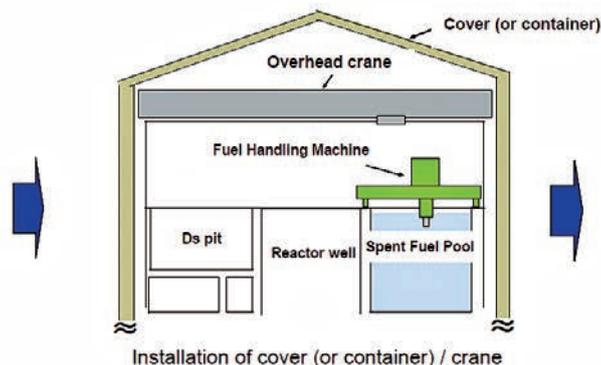


Abb. 6.18: Schematische Darstellung des von TEPCO geplanten Verfahrens zur Entladung der Brennelemente aus den BE-Lagerbecken der Blöcke 1 bis 4 (Quelle: TEPCO).

6.3.2 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. Mit dem Beginn der Bergung wird die Phase 3 in etwa 10 Jahren eingeleitet. Die Bergung soll nach dem Zeitplan in etwa 20 bis 25 Jahren abgeschlossen sein.

Nach den derzeit vorliegenden Analyseergebnissen von TEPCO und NISA (siehe dazu Kapitel 4) ist davon auszugehen, dass die Kerne der Blöcke 1, 2 und 3 ganz oder zumindest teilweise geschmolzen sind und sich aus dem RDB heraus ins Containment verlagert haben. Wo genau und in welchem Zustand sich der Kernbrennstoff befindet, ist noch nicht bekannt.

Nach heutigem Planungsstand soll die Bergung mit Handhabungseinrichtungen unter Wasser erfolgen, d. h. die Containments der betroffenen Blöcke sollen vor Beginn der Bergung geflutet werden. Dies dient u. a. dazu, 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. Die Behälter sollen anschließend zunächst im BE-Lagerbecken 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. Für die Erkundung des Reaktorinneren als auch für die eigentliche Bergung müssen die erforderlichen Techniken und Methoden in größerem Umfang erst noch entwickelt werden. Außerdem setzt die geplante Flutung der Containments voraus, dass diese abgedichtet werden können. Wie unter 3.2.6 dargestellt ist es TEPCO bislang allerdings noch nicht gelungen, die genaue Lage der Leckagen festzustellen.

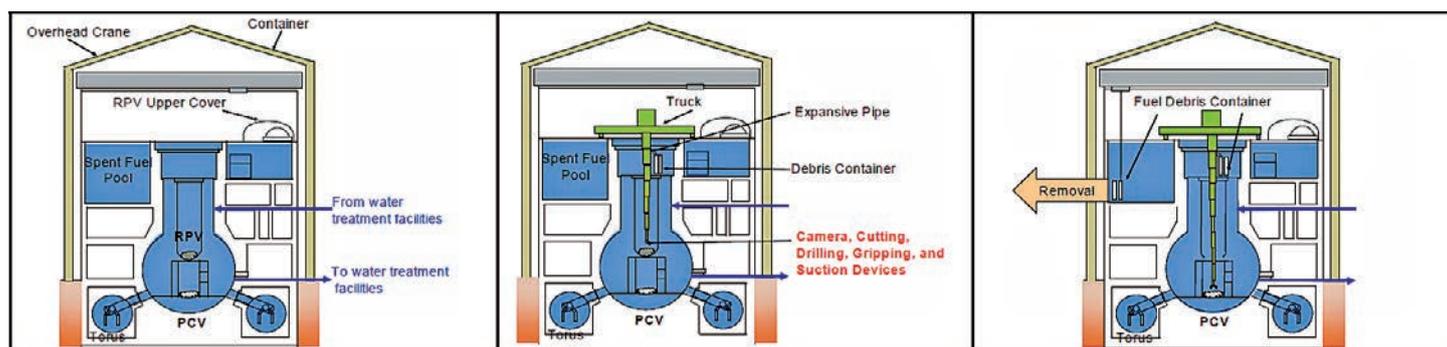


Abb. 6.20: Schematische Darstellung der beabsichtigten Bergung des Kernbrennstoffs aus den gefluteten Containments mithilfe der Handhabungseinrichtungen (Quelle: TEPCO).

7 Überblick: Ergebnisse japanischer Untersuchungskommissionen

Der Ablauf und die Ursachen des Unfalls von Fukushima – von den konkreten technischen Aspekten bis hin zu den Maßnahmen, die außerhalb der betroffenen Anlagen getroffen wurden – waren und sind Gegenstand zahlreicher Untersuchungen. Wesentliche Beiträge zur Aufarbeitung der Geschehnisse haben zwei staatliche Untersuchungskommissionen geliefert, deren Abschlussberichte im Juli 2012 veröffentlicht wurden [34], [55]. Das *Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations* (ICANPS) wurde am 24. Mai 2012 von der japanischen Regierung eingesetzt; *The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission* (NAICC) wurde durch ein am 7. Oktober 2011 vom japanischen Parlament (*The National Diet of Japan*) verabschiedetes Gesetz gegründet.

Beide Kommissionen haben auf Grundlage der Auswertung einer Vielzahl von Dokumenten und Aussagen beteiligter Personen sowohl die tatsächlichen Ereignisse untersucht als auch versucht, übergeordnete Gründe für aufgedeckte Missstände zu ermitteln. In ihren Berichten kommen die Kommissionen übereinstimmend zu dem Ergebnis, dass der Unfall vermeidbar war und in seiner Entstehung, seinem Verlauf und seiner Schwere auf eine Vielzahl von Mängeln technischer und organisatorischer Art zurückzuführen ist. NAICC stellt zusammenfassend fest, dass die Katastrophe insofern kein unvermeidbares Naturereignis, sondern das Ergebnis menschlichen Fehlverhaltens (*↳ a profoundly manmade disaster*) sei.

Im Folgenden werden die wesentlichen Ergebnisse aus den Abschlussberichten im Überblick dargestellt. Entsprechend der Fokussierung dieses Berichts auf die Vorgänge im KKW Fukushima Daiichi beschränkt sich die Darstellung auf grundlegende Erkenntnisse der Kommissionen im Hinblick auf die technische Beschaffenheit der betroffenen Anlagen und die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

Mangelhafte Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse.

Beide Kommissionen stellen fest, dass das KKW Fukushima Daiichi vor dem Unfall gravierende Mängel im Hinblick auf technische Maßnahmen zur Vorsorge gegen Stör- und Unfälle aufgrund auslegungsüberschreitender Ereignisse aufgewiesen habe. Dabei hätten es sowohl TEPCO als auch die zuständigen staatlichen Organisationen versäumt sicherzustellen, dass die dortigen Anlagen so nachgerüstet werden, dass sie den geltenden japanischen Richtlinien entsprechen. NAICC zufolge seien beispielsweise TEPCO und der Behörde seit einigen Jahren bekannt gewesen, dass eine Überflutung der Anlage durch einen Tsunami zu einem vollständigen Verlust der Stromversorgung führen könnte, ohne dass jedoch ausreichende Schutzmaßnahmen verlangt und umgesetzt worden seien. Darüber hinaus sei es teilweise auch versäumt worden, Technik und Regelwerk entsprechend neuerer internationaler Erkenntnisse bzw. Standards weiterzuentwickeln.

Mängel hinsichtlich anlageninterner Notfallmaßnahmen. Neben fehlender bzw. unzureichender Maßnahmen zur Verhinderung von Stör- und Unfällen stellen die Kommissionen auch erhebliche Mängel im Hinblick auf die Konzeption und Umsetzung anlageninterner Notfallmaßnahmen fest – d. h. solcher Maßnahmen, mit denen bereits eingetretene Stör- oder Unfälle beendet bzw. ihre Auswirkungen begrenzt werden sollen. Diese Mängel sind sowohl technischer als auch organisatorischer Art.

Als ein für den Unfallverlauf wesentliches Beispiel für fehlende technische Vorkehrungen wird die Möglichkeit zur gefilterten Druckentlastung aus dem Containment genannt. Entsprechende Filter, die im Falle eines Ventings bei einem Kernschaden mit Versagen des Reaktordruckbehälters die in der Atmosphäre des Containments vorhandenen radioaktiven Stoffe zurückhalten sollen, sind in europäischen Kernkraftwerken seit vielen Jahren Standard. In den betroffenen Anlagen waren solche Filter nicht nachgerüstet worden.

Zu den wesentlichen organisatorischen Mängeln gehörte, dass keine Notfallprozeduren für Szenarien mit äußeren Einwirkungen geplant und geschult worden waren. Die Entwicklung von Notfallprozeduren war in Japan bis zum Reaktorunfall in Fukushima Aufgabe des Betreibers. Die Behörde hatte zwar 1992 eine nationale Richtlinie dazu erlassen, diese jedoch in den Folgejahren nicht mehr weiterentwickelt. Ebenso wenig fand eine angemessene Überprüfung der Umsetzung der Richtlinie statt. Die Bediennemannschaft in Fukushima war zur Beherrschung eines solchen Unfalls folglich nicht ausreichend ausgebildet.

Erdbeben oder Tsunami – welches Ereignis hat den Unfall ausgelöst?

Bereits während des Unfalls war ersichtlich, dass sowohl das Erdbeben als auch der Tsunami den nachfolgenden Unfallablauf entscheidend geprägt haben: Durch das Erdbeben fiel die externe Stromversorgung der Anlage aus. Die durch den Tsunami verursachte Überflutung des Anlagengeländes führte unter anderem zum Ausfall der Notstromdiesel (damit war der sog. *station-blackout* gegeben) und zusätzlich nahezu aller Batterien in den Blöcken 1 bis 4 und zerstörte die Nachkühlsysteme. Der dadurch bedingte Ausfall der Nachwärmeabfuhr führte letztlich zur Kernschmelze in den Blöcken 1 bis 3.

Ob bereits durch das Erdbeben Schäden an den Reaktorblöcken verursacht wurden, die einen bedeutenden Einfluss auf den weiteren Unfallablauf hatten, ist noch nicht abschließend geklärt. Dass es zu erdbebenbedingten Schäden gekommen sein könnte, liegt schon mit Blick auf die auslegungsüberschreitende Erdbebenstärke nahe. So hält es z. B. NAIIC für möglich, dass es in Block 1 infolge des Erdbebens zu einem kleinen Leck mit Verlust von Kühlmittel gekommen ist (*«We believe there is a possibility that the earthquake damaged equipment necessary for ensuring safety, and that there is also a possibility that a small-scale LOCA occurred in Unit 1»* – Summary Report, S. 17). Dass etwaige Schäden für sich alleine zu einem ähnlich gravierenden Unfallverlauf geführt hätten, ist allerdings unwahrscheinlich, da die aus der Zeit zwischen Erdbeben und Tsunami verfügbaren Daten zeigen, dass die Blöcke 1 bis 3 auslegungsgemäß reagiert haben (► Kap. 3.2 und 3.3). Hätte bereits das Beben zu gravierenden Schäden geführt – beispielsweise zu einem großen Leck im Kühlkreislauf –, so wären entsprechende Hinweise in diesen Daten zu erwarten gewesen.

Die durch den Tsunami verursachten Schäden hätten aber alleine schon ausgereicht, um einen vergleichbaren Unfallablauf zu verursachen. Ein wesentlicher Grund hierfür ist, dass durch die Überflutungen nicht nur die Nachkühlsysteme und die Notstromversorgung zerstört wurden, sondern auch die (ebenfalls in überfluteten Untergeschossen liegenden) Schaltanlagen, über die der Strom aus der externen Netzverbindung an die für die Nachkühlung bzw. -bespeisung benötigten Komponenten geleitet wird. Letztere hätten also auch dann nicht mit Strom versorgt werden können, wenn die Anbindung an das externe Stromnetz nicht durch das Erdbeben zerstört worden wäre.

Mangelhaftes Krisenmanagement. Nach den Erkenntnissen der Kommissionen wurden die anlageninternen Maßnahmen zur Bewältigung des Unfalls zusätzlich durch Mängel in der Abstimmung zwischen Betreiber und verschiedenen staatlichen Stellen erschwert. Sowohl die Vorplanung als auch die tatsächliche Durchführung dieser Maßnahmen während des Unfalls sei fehlerhaft und von unklaren bzw. unangemessenen Zuordnungen von Befugnissen und Verantwortlichkeiten geprägt gewesen.

Diese Mängel im Krisenmanagement traten beispielsweise im Zusammenhang mit den Vorbereitungen des Ventings von Block 1 am 12. März 2011 zutage. Die Entscheidung, wann mit dem Venting begonnen werden konnte, war in Abstimmung mit den staatlichen Stellen zu treffen. Hintergrund ist, dass je nach Windrichtung zum Zeitpunkt des Ventings bestimmte Bereiche

evakuiert sein müssen, um die Gefahr durch Strahlenbelastung aufgrund der beim Venting freigesetzten radioaktiven Stoffe zu minimieren. Am 11. und 12. März wurde die Entscheidung zum Venting auf mehreren Hierarchieebenen diskutiert: in der Anlage, im lokalen Krisenzentrum, im nationalen Krisenzentrum sowie im Hauptquartier von TEPCO. In den japanischen Berichten wird von Verzögerungen bei der Entscheidungsfindung berichtet, die zum einen an der Überlastung der Verantwortlichen lagen, zum anderen an der unklaren Kompetenzverteilung. Zwischen der Entscheidung, das Venting in Block 1 einzuleiten und dem tatsächlichen Venting lagen ca. 10 Stunden. Der NAIC-Bericht führt dazu aus, dass diese Verzögerung auch durch den Anlagenbesuch des Ministerpräsidenten am Morgen des 12. März verursacht wurde; die Mitarbeiter auf der Anlage seien dadurch von wichtigen Aufgaben abgehalten worden. Das Öffnen der

Zitate aus den Abschlussberichten der japanischen Untersuchungskommissionen

NAICC:

»The TEPCO Fukushima Nuclear Power Plant accident was the result of collusion between the government, the regulators and TEPCO, and the lack of governance by said parties. They effectively betrayed the nation's right to be safe from nuclear accidents. Therefore, we conclude that the accident was clearly 'manmade.'«

»Der Unfall im Kernkraftwerk Fukushima des Betreibers TEPCO war das Ergebnis [geheimer] Absprachen zwischen der Regierung, der Regulierungsbehörden und des Betreibers TEPCO sowie einer fehlenden Führung der drei Seiten. Sie haben praktisch die Nation um ihr Recht auf Sicherheit vor nuklearen Unfällen betrogen. Wir kommen daher zu dem Schluss, dass der Unfall eindeutig »menschgemacht« war.«

(S. 16)

»Since 2006, the regulatory authorities and TEPCO have shared information on the possibility of a total outage of electricity occurring at Fukushima Daiichi should tsunami levels reach the site. They also shared an awareness of the risk of potential reactor core damage from a breakdown of seawater pumps if the magnitude of a tsunami striking the plant turned out to be greater than the assessment made by the Japan Society of Civil Engineers.«

»Seit 2006 hatten die Regulierungsbehörden und TEPCO Informationen über die Möglichkeit eines totalen Stromausfalls in Fukushima Daiichi für den Fall ausgetauscht, dass der Standort von einem Tsunami betroffen sein würde. Ebenso waren sich beide des Risikos eines potenziellen Reaktorkern-Schadens infolge eines Ausfalls von Meerwasserpumpen bewusst, sollte das Ausmaß eines auf die Anlage treffenden Tsunamis größer sein als von der japanischen Ingenieurgesellschaft eingeschätzt.«

(S. 27)

ICANPS:

»Upon examination of the response measures taken by TEPCO staff toward this severe accident, it cannot be denied that the ability to think about and confront the situation independently was poor, and that there was a lack in flexible and proactive thinking, which is necessary in responding to a crisis. These are not the problems of individuals, but rather should be addressed as TEPCO's corporate failure to provide staff education and training focused on the enhancement of such qualities and capabilities.«

»Als Ergebnis der Untersuchung der Maßnahmen, die vom Personal von TEPCO als Reaktion auf diesen schweren Störfall ergriffen wurden, lässt sich nicht abstreiten, dass dessen Fähigkeit, der Situation gedanklich sowie tatkräftig zu begegnen, mangelhaft war und dass es sowohl an flexibler als auch an proaktiver Denkweise fehlte, die notwendig ist, wenn es gilt, auf eine Krise zu reagieren. Dies sind nicht die Probleme von Einzelnen; vielmehr sollte es als das Versagen des Unternehmens TEPCO angesehen werden, welches versäumt hat, seinem Personal die Aus- und Weiterbildung mit dem Ziel der Stärkung solcher Qualitäten und Fähigkeiten zukommen zu lassen.«

(S. 24)

»Further probing into this issue reveals a fundamental problem of the inability to capture such crises as a reality that could happen in our lives; this, in turn, is the result of a myth of safety that existed among nuclear operators including TEPCO as well as the government, that serious severe accidents could never occur in nuclear power plants in Japan.«

»Die genauere Untersuchung dieses Problems bringt ein fundamentales Problem zutage: die Unfähigkeit, eine solche Krise als eine Realität zu erkennen, die in unserem Leben vorkommen kann; dies wiederum ist das Ergebnis eines Mythos der Sicherheit, der unter den Kernkraftwerksbetreibern, darunter auch TEPCO, wie auch innerhalb der Regierung existierte, nach dem ernsthafte schwere Störfälle in Kernkraftwerken in Japan nie geschehen könnten.«

(S. 24)

[Anmerkung: Die englischen Zitate sind den jeweiligen offiziellen Übersetzungen entnommen; die Übersetzung ins Deutsche erfolgte durch die GRS.]

Ventile für das Venting von Hand wurde zu dem Zeitpunkt stark behindert, da die Strahlenbelastung an dieser Stelle bereits sehr hoch war (weil die Stromversorgung ausgefallen war, konnten die Ventile nicht fernbedient geöffnet werden). So kam es zu einer Undichtigkeit am Containment von Block 1, bevor das Venting eingeleitet wurde.

Übergeordnete Ursachen. Einen wesentlichen Teil der in den Berichten aufgeführten Mängel und Versäumnisse führen die Kommissionen auf eine Reihe von übergeordneten Ursachen zurück. Allgemein wird insbesondere von NAIC eine unzureichende Bereitschaft der verantwortlichen Organisationen attestiert, den gegebenen Zustand mit dem Ziel der Verbesserung der Sicherheit zu hinterfragen und dabei auch auf Erfahrungen und Erkenntnisse aus dem Ausland zurückzugreifen. Vor allem aber seien zwei Fakto-

ren ausschlaggebend, die sich wechselseitig verstärken: eine mangelhafte Sicherheitskultur auf Seiten des Betreibers TEPCO und eine unzureichende Aufsicht durch die zuständigen staatlichen Stellen, verursacht durch fehlende Distanz und Interessenkonflikte zwischen der Förderung und der Kontrolle der Kernenergienutzung.

Der Befund einer mangelhaften Sicherheitskultur wird inzwischen auch von TEPCO eingestanden. So hat der Betreiber beispielsweise im Oktober 2012 erklärt, dass zusätzliche anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen unter anderem deshalb nicht eingeführt wurden, weil die Verstärkung einer atomkritischen Haltung und finanzielle Verluste infolge eines längerfristigen Anlagenstillstands befürchtet wurden (► beigefügte Zitate).

Zitate aus »Fundamental Policy for the Reform of TEPCO Nuclear Power Organization«

»There was a lack of an attitude to verify whether measures for external events were sufficient from the standpoint of defense-in-depth.«

»Es fehlte an der [nötigen] Einstellung zu überprüfen, ob die Maßnahmen gegen Einwirkungen von außen aus Sicht des gestaffelten Sicherheitskonzepts ausreichend waren.«

(S. 10)

»There was concern that by implementing severe accident measures, it would exacerbate siting community and public anxiety and add momentum to anti-nuclear movements.«

»Es bestand die Sorge, dass durch eine Umsetzung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen die Bevölkerung am Standort beunruhigt und öffentliche Ängste geschürt worden wären und dass dies der Anti-Atom-Bewegung neuen Schwung gegeben hätte.«

(S. 12)

»There was a latent fear that plant shutdown would be required until severe accident measures were put in place.«

»Latent bestand die Angst, dass die Anlage hätte abgeschaltet werden müssen, bis anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen umgesetzt worden wären.«

(S. 12)

[Anmerkung: Die Zitate sind der englischsprachigen Präsentation von TEPCO [68] entnommen; die Übersetzung ins Deutsche erfolgte durch die GRS.]

8 Folgemaßnahmen auf nationaler und internationaler Ebene

RSK-Stresstest

Bereits am 17. März 2011 beauftragte das Bundesumweltministerium (BMU) in Abstimmung mit den Ländern die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) damit, eine anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung – den sog. »Stresstest« – für alle deutschen Kernkraftwerke durchzuführen. Das Ziel der Überprüfung war es zu untersuchen, wie robust die Anlagen und die geplanten Notfallmaßnahmen gegenüber erhöhten Einwirkungen sind, die nicht in der Auslegung unterstellt wurden.

Für diese Überprüfung hat die RSK einen Anforderungskatalog erstellt, in dem die einzelnen Prüfungsthemen konkretisiert werden. In diesem Anforderungskatalog werden Szenarien und Postulate vorgegeben, die bei den Prüfungen als erhöhte Einwirkungen zu unterstellen sind. Dabei handelt es sich sowohl um naturbedingte Ereignisse (Bsp.: Erdbeben, Hochwasser, extreme Wetterbedingungen sowie deren Folgewirkungen) als auch um zivilisatorisch bedingte Ereignisse (Bsp.: Flugzeugabsturz, Explosionen außerhalb der Anlage und mögliche Auswirkungen eines Unfalls in einem benachbarten Reaktor sowie terroristische Angriffe auf die Anlage einschließlich IT-Angriffe). Ebenfalls zu unterstellen waren ereignisunabhängige Annahmen wie der lang andauernde Ausfall der Stromversorgung und des Nebenkühlwassers sowie Ereignisse, die die Durchführung von Notfallmaßnahmen erschweren (Bsp.: erhöhte Strahlenbelastungen nach einer Kernschmelze). Bei den Prüfungen, die sich sowohl auf den eigentlichen Reaktor als auch die Brennelementlagerbecken beziehen, waren auch Kombinationen aus den vorgenannten Ereignissen zu unterstellen.

Die Betreiber erstellten für jedes Kernkraftwerk einen Bericht zum Verhalten der Anlage unter den im Anforderungskatalog genannten Bedingungen. Die GRS organisierte im Auftrag der RSK federführend die erforderlichen Prüfungen und führte diese zusammen mit anderen Fach- und Gutachterorganisationen (TÜV Nord, TÜV Süd, Ökoinstitut, Physikbüro Bremen, EnergieSystemeNord, Stangenberg & Partner) durch. Durch die Prüfungen sollte mit Blick auf die nachfolgende Bewertung festgestellt werden, ob bzw. in welchem Maß bei Annahme der vorgenannten Szenarien und Postulate die übergeordneten Schutzziele – Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe – eingehalten werden. Dazu sollte für diese Fälle auch der erforderliche Umfang anlageninterner Notfallmaßnahmen und deren Wirksamkeit ermittelt werden.

Die Ergebnisse der Prüfungen wurden mit Blick auf die übergeordnete Zielsetzung des Prüfprozesses von der RSK bewertet. Da die zu betrachtenden Einwirkungen und Postulate jenseits der nach dem kerntechnischen Regelwerk geforderten Lastannahmen lag, konnte für die Bewertung im Wesentlichen nicht auf die Kriterien des existierenden Regelwerks zurückgegriffen werden. Deshalb erarbeitete die RSK Kriterien, mit denen insbesondere die geforderte Robustheit ermittelt werden sollte. Wesentlich hierfür waren u. a. die Diversität und Redundanz sicherheitstechnisch bedeutsamer Komponenten, deren räumliche Trennung und die vorhandenen Auslegungsreserven. Die Ergebnisse ihrer Bewertung veröffentlichte die

RSK am 16. Mai 2011 in einer abschließenden Stellungnahme. Darin kam sie zu dem Ergebnis, dass bei deutschen Anlagen im Vergleich mit dem Kernkraftwerk in Fukushima hinsichtlich der Stromversorgung und der Berücksichtigung von Hochwasserereignissen eine höhere Vorsorge vorhanden ist. Darüber hinaus zeigten die Bewertungen, dass kein einheitlicher Robustheitsgrad in Abhängigkeit von Bauart oder Alter einer Anlage ausgewiesen werden kann. Die Robustheit deutscher Kernkraftwerke blieb weiterhin Thema der RSK-Beratungen; bis heute wurden drei Berichte mit Stellungnahmen und Empfehlungen veröffentlicht [69], [70], [71].

Forschungsvorhaben und Weiterleitungsnachricht der GRS

Gegenstand der Untersuchungen ist zum einen die detaillierte Auswertung des Unfalls, die dann als Grundlage für weitere Analysen zur Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen dient. Zum anderen werden Nachrechnungen des Unfallablaufs in den japanischen Anlagen mit GRS eigenen Berechnungsprogrammen durchgeführt, sowie Berechnungen zum Verhalten deutscher Anlagen unter ähnlichen Randbedingungen, wie sie beim Unfall herrschten. Ergibt sich aus den Analysen ein Handlungsbedarf im Hinblick auf die Sicherheit deutscher Kernkraftwerke, formuliert die GRS entsprechende Empfehlungen.

Erste Ergebnisse aus den Untersuchungen zum Unfallablauf mündeten bereits in einer Weiterleitungsnachricht, die die GRS im Auftrag des BMU erstellt hat. Derartige Weiterleitungsnachrichten werden von der GRS verfasst, wenn es in einer in- oder ausländischen kerntechnischen Anlage zu einem Ereignis mit sicherheitstechnischer Bedeutung kommt und die daraus gewonnenen Betriebserfahrungen für den sicheren Betrieb deutscher Anlagen von Interesse sein können. Die Weiterleitungsnachricht zum Unfall in Fukushima enthält 11 Empfehlungen im Hinblick auf technische und organisatorische Maßnahmen, mit denen die Beherrschung auslegungsbegleitender Ereignisse verbessert werden soll. Dies betrifft beispielsweise die Sicherstellung der Stromversorgung bei einem sogenannten Station-Blackout für mindestens 10 Stunden durch ein zusätzliches Notstromaggregat, eine eigenständige Nebenkühlwasserversorgung unabhängig von der auslegungsgemäß vorhandenen Kühlwasserentnahme oder zusätzliche Einrichtungen zur Kühlung der Brennelementlagerbecken.

Nationaler Aktionsplan

Die Untersuchungen der RSK und die Weiterleitungsnachricht der GRS bilden die wesentliche Grundlage für den im Januar 2013 veröffentlichten nationalen »Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima« [72]. Der Aktionsplan nimmt die einzelnen Empfehlungen auf; die Überführung in konkrete, anlagenspezifische Maßnahmen und deren Umsetzung erfolgt im Rahmen des Aufsichtsverfahrens. Weitere Grundlage für die Erarbeitung des Aktionsplans bildeten die Ergebnisse des europäischen Stresstests sowie die Empfehlungen der IAEA und der CNS-Konferenz.

EU-Stresstest

Auf europäischer Ebene wurde ab Mai 2011 in einem EU-Stresstest die Sicherheit aller europäischen Kernkraftwerke überprüft. Die Federführung dieser Untersuchungen lag bei der European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG). Diese Gruppe setzt sich aus Vertretern der Mitgliedsstaaten und der Europäischen Kommission zusammen. Aufgabe der ENSREG ist es, die Kommission zu beraten und zu unterstützen sowie die Koordinierung und Kooperation zwischen den nationalen Regulierungsbehörden zu erleichtern.

Der Anforderungskatalog ähnelte dem der RSK-Sicherheitsüberprüfung, enthielt jedoch keine zivilisatorisch bedingten Ereignisse. Die nationalen Aufsichtsbehörden der teilnehmenden Länder erstellten einen Bericht für das jeweilige Land, der zum Jahresende 2011 veröffentlicht wurde. Anschließend wurden alle Berichte einer themen- und länderspezifischen Überprüfung unterzogen, in deren Nachgang konkrete Empfehlungen und Erkenntnisse ausgesprochen wurden. Diese mündeten in einem Gesamtbericht für das jeweilige Land. Zusätzlich hat ENSREG eine Zusammenfassung der wesentlichen Empfehlungen und Anregungen herausgegeben (*»Compilation of Recommendations and Suggestions from the Review of the European StressTest«*). Im Dezember 2012 veröffentlichte die Europäische Kommission eine zusammenfassende Darstellung der Ergebnisse des Stresstests und die weiteren geplanten Schritte auf europäischer Ebene [73].

IAEO und CNS

Anlässlich einer Ministerkonferenz zum Unfall in Fukushima im Juni 2011 wurde die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) mit der Aufstellung eines Aktionsplans zur weltweiten Verbesserung der Sicherheit von Kernkraftwerken beauftragt. Der »IAEA Action Plan on Nuclear Safety« wurde von den Mitgliedsstaaten der IAEO auf der Generalkonferenz im September 2011 angenommen. Der Aktionsplan beinhaltet 12 übergeordnete Ziele bzw. Maßnahmen (*»main actions«*). Dazu zählen beispielsweise die zeitnahe Bewertung des Schutzes von Kernkraftwerken gegen auslegungsüberschreitende Naturereignisse, die Verbesserung des Notfallschutzes, die Sicherstellung der Unabhängigkeit und Effektivität der staatlichen Aufsicht und die Überarbeitung von Empfehlungen der IAEO.

Daneben fand im August 2012 am Sitz der IAEO eine Sonderkonferenz im Rahmen des internationalen Übereinkommens über nukleare Sicherheit (*»Convention on Nuclear Safety«, CNS*) statt, die sich mit den Maßnahmen der Vertragsstaaten im Nachgang zu dem Reaktorunfall in Japan befasste. Hierzu erarbeitete jedes Land im Vorfeld einen nationalen Bericht. Die Maßnahmen wurden auf der Konferenz in Themengruppen diskutiert. Auch in diesem Rahmen wurden neben anlagenspezifischen Empfehlungen – ähnlich derjenigen aus den Stresstests – weitere übergeordnete Empfehlungen hinsichtlich organisatorischer Faktoren, des anlagenexternen Notfallschutzes und der internationalen Kooperation angesprochen.

Quellen

- [1] NIED (National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention), »Preliminary Report 2011 of the Pacific Coast of Tohokū 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 Daini 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 Tohokū-Region zur Zeit des Erdbebens im pazifischen Ozean«, Übersetzung aus dem Japanischen, 23. Mai 2011
- [14] TEPCO, »The Evaluation Status of Reactor Core Damage at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 to 3«, 30. November 2011
- [15] NIED (National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention), »Preliminary Report of the 2011 of the Pacific Coast of Tohokū Earthquake«, März 2011
- [16] 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 Tohokū District - off the Pacific Ocean Earthquake«, 12. April 2011
- [17] TEPCO, »Roadmap towards Settlement of the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, Step 2 Completion Report - Tentative translation -, 16. Dezember 2011
- [18] D. Weiss (GRS), »Contamination of water, sediments and biota of the Northern Pacific coastal area in the vicinity of the Fukushima NPP«, EUROSAFE Forum, Paris, 7.–8. November 2011
- [19] Tokyo Metropolitan Institute of Public Health, 13. Februar 2012 (<http://monitoring.tokyoeiken.go.jp/index.html>)
- [20] BfS (Bundesamt für Strahlenschutz), »Messnetz zur Überwachung der Gamma-Ortsdosisleistung«, 9. Februar 2012 (http://www.bfs.de/de/ion/imis/odl_messnetz.html)
- [21] 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)
- [22] ENSI (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat), »Auswirkung Fukushima 11032011. Radiologische Auswirkungen aus den kerntechnischen Unfällen in Fukushima vom 11.03.2011«, ENSIAN-7746, 16. Dezember 2011
- [23] TEPCO, »Plant Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 31. Januar 2012
- [24] ICRP (International Commission on Radiological Protection), »1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection«, ICRP Publication 60, 1991
- [25] NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), Pressemitteilungen, 13. Juli 2011
- [26] Informationskreis Kernenergie, »Kernenergie Basiswissen«, Juni 2007
- [27] UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) »Sources and Effects of Ionizing Radiation«, UNSCEAR 2000 Report
- [28] GRS, »Der Unfall in Fukushima - Zwischenbericht zu den Abläufen in den Kernkraftwerken nach dem Erdbeben vom 11. März 2011«, GRS-293, August 2011

- [29] JAIF (Japan Atomic Industrial Forum), »Environmental impact caused by the nuclear power accident at Fukushima Daiichi nuclear power station«, 9. Februar 2012
- [30] The Asahi Shimbun, »Study shows wide variation in Fukushima radiation exposure«, 13. Dezember 2011
- [31] 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
- [32] ICRP (International Commission on Radiological Protection), »The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection«, ICRP Publication 103, 2007
- [33] 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
- [34] The National Diet of Japan, »The official report of The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission«, 2012
- [35] TEPCO, »Press Release, The Estimated Amount of Radioactive Materials Released into the Air and the Ocean Caused by Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident due to the Tohokū-Chihou-Taiheiyu-Okai Earthquake«, 24. Mai 2012
- [36] Ministry of the Environment, Japan, »Progress on Offsite Cleanup Efforts in Japan«, The Fukushima Ministerial Conference on Nuclear Safety (IAEA), Dezember 2012
- [37] MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology), »Results of the (i) Fifth Airborne Monitoring Survey and (ii) Airborne Monitoring Survey Outside 80km from the Fukushima Daiichi NPP«, 28. September 2012
- [38] Government of Japan, Act on Special Measures concerning the Handling of Environment Pollution by Radioactive Materials Discharged by the NPS Accident Associated with the Tohokū District – Off the Pacific Ocean Earthquake That Occurred on March 11, 2011 (Act No. 110 of 2011)
- [39] TEPCO, »Nuclide Analysis Results of Fish and Shellfish (The Ocean Area Within 20km Radius of Fukushima Daiichi NPS)«, 18. Januar 2013
- [40] TEPCO, »Progress Status and Future Challenges of Mid-to-Long-Term Roadmap towards the Decommissioning of Units 1-4 of TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant«, 3. Dezember 2012
- [41] MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology), »Readings at Reading Points out of 20 km Zone of TEPCO Fukushima Daiichi NPP«, 7. Januar 2013
- [42] WHO (World Health Organization), Preliminary dose estimation from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan Earthquake and Tsunami, 2012
- [43] Seiji Yasumura et al, Study Protocol for the Fukushima Health Management Survey, J. Epidemiol 2012;22(5):375-383, doi:10.2188/jea.JE20120105
- [44] FMU (Fukushima Medical University), Fukushima Radiation and Health, »Radiation medical Science Center for the Fukushima Health Management Survey«, Stand: 28. Januar 2013 (<http://www.fmu.ac.jp/radiationhealth>)
- [45] FMU (Fukushima Medical University), Fukushima Prefecture, »Information about the Fukushima Health Management Survey« (http://www.fmu.ac.jp/univ/chiiki/health_survey/pdf/en/en_zip.pdf)
- [46] O. Isnard (IRSN), »Radioactive source term and release in the environment«, EUROSAFE Forum, Paris, 7.-8. November 2011
- [47] MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology), »Readings at Reading Points out of 20 km Zone of TEPCO Fukushima Daiichi NPP«, 6. Januar 2012
- [48] MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology), »Readings at Reading Points out of 20 km Zone of TEPCO Fukushima Daiichi NPP as of 19:00 hours«, 17. März 2011
- [49] WHO (World Health Organization), »Preliminary Health Risk Assessment from the nuclear accident after the 2011, Great East Japan earthquake and tsunami«, Februar 2013
- [50] Greenpeace, »Radiation surveys – Fukushima«, Stand: 5. Februar 2012 (<http://www.greenpeace.org/international/en/campaigns/nuclear/safety/accidents/Fukushima-nuclear-disaster/Radiation-field-team/>)
- [51] Safecast, Stand: 5. Februar 2012 (<http://blog.safecast.org/>)
- [52] TEPCO, »Press Release – Status of Exposure Dose Evaluation for the Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 31. Januar 2012
- [53] TEPCO, »Press Release – Exposure Dose Evaluation of the Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 27. Dezember 2012

- [54] JAIF (Japan Atomic Industrial Forum), »Japanese Government Declares Nuclear Accident at TEPCO's Fukushima Daiichi, Brought under Control«, Moving on to Longer-range Issues, 5. Januar 2012
- [55] Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, »Final Report«, 23. Juli 2012
- [56] Ministry of Health, Labor and Welfare, »Instruction concerning the exposure dose resulted from radiation work other than the emergency activities incurred by the workers earlier engaged in the emergency activities«, Doc.Ref. Ki-Hatsu 0428 No. 1, 28. April 2011
- [57] IAEA (International Atomic Energy Agency), »Fukushima Daiichi Status Report«, 28. Dezember 2012. Elektronisch referenzierte Unterlage: TEPCO - »Overview of the Radiation Exposure Doses of the Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant«, 3. Dezember 2012. Elektronisch referenzierte Unterlage: TEPCO - »Improved Dosage Control at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant«, 30. November 2012
- [58] TEPCO, »Press Release – Report on the APD Misuse by TEPCO Sub-contractor at Fukushima Daiichi Nuclear power Station to the Nuclear Industrial Safety Agency (NISA) of the Ministry of Economy, Trade and Industry«, 13. August 2012
- [59] TEPCO, »Result of investigation of APD loss«, 23. August 2012
- [60] TEPCO, »Implementation Progress Status of Recurrence Prevention Measures for APD Misuse/Disuse«, 4. Januar 2013
- [61] TEPCO, »Call center for the non-contacting persons who didn't take an examination of internal exposure in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Emergency Workers« (<http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/wbc/index-e.html>)
- [62] UNIS Vienna (United Nations Information Service, Vienna), »Press Release – Interims Findings of Fukushima-Daiichi Assessment presented at the Annual Meeting of UNSCEAR«, UNIS/OUS/144, 23. Mai 2012
- [63] International Atomic Energy Agency, »Fukushima Daiichi Status Report«, 31. August 2012
- [64] TEPCO, »Progress Status and Future Challenges of Mid-to-Long-Term Roadmap towards the Decommissioning of Units 1-4 of TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant«, 3. Dezember 2012
- [65] TEPCO, »Progress Status and Future Challenges of Mid-to-Long-Term Roadmap towards the Decommissioning of Units 1–4 of TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant - Outline«, 3. Dezember 2012
- [66] TEPCO, »Mid-and-long-Term Roadmap towards the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4«, 21. Dezember 2011
- [67] TEPCO, »Recovery and processing of radioactive accumulated water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Water processing facility (removal of radioactivity)«, 29. Oktober 2011
- [68] TEPCO, »Fundamental Policy for the Reform of TEPCO Nuclear Power Organization«, 12. Oktober 2012
- [69] RSK (Reaktor-Sicherheitskommission), Stellungnahme »Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)«, 437. RSK-Sitzung, 11.-14. Mai 2011
- [70] RSK (Reaktor-Sicherheitskommission), Stellungnahme »Ausfall der Primären Wärmesenke«, 446. RSK-Sitzung, 5. April 2012
- [71] RSK (Reaktor-Sicherheitskommission), »Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke«, in der 450. RSK-Sitzung, 26./27. September 2012
- [72] BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit), »Nationaler Aktionsplan zur Umsetzung Fukushima-relevanter Erkenntnisse für die deutschen Kernkraftwerke«, Januar 2013
- [73] EU (Europäische Union), Communication on the comprehensive risk and safety assessments (»stress tests«) of nuclear power plants in the European Union and related activities [COM/2012/571, EU 2013], 2013



**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