

Fukushima Daiichi **11. März 2011**

Unfallablauf | Radiologische Folgen

5. Auflage 2016



Inhalt

1	Vorwort zur fünften 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 Blöcke 2 und 3	16
3.3.1	Auslegung der Blöcke	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	31
5	Radiologische Folgen des Unfalls	39
5.1	Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe	39
5.2	Radiologische Situation auf dem Anlagengelände	43
5.3	Kontaminationen in der weiteren Umgebung	46
5.4	Strahlenexpositionen des Personals und der Bevölkerung	50
6	Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen am Standort	69
6.1	Überblick über die Planungen	69
6.2	Bisherige Maßnahmen und gegenwärtiger Stand	70
6.2.1	Kühlung, Stromversorgung und Einspeisung von Stickstoff	70
6.2.2	Aufbereitung und Lagerung kontaminierter Wässer	72
6.2.3	Maßnahmen zur Verringerung des Grundwassereintritts in die Gebäude und der Freisetzung kontaminierter Wässer	76
6.2.4	Versiegelung des Anlagengeländes und des Meeresbodens im Hafenbecken	80
6.2.5	Errichtung von Einhausungen über den Blöcken 1, 2, 3 und 4	81
6.2.6	Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken	85
6.2.7	Untersuchung der inneren Bereiche der Reaktorgebäude	86
6.3	Planungen der Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3	91
7	Überblick: Ergebnisse japanischer Untersuchungskommissionen	92
8	Folgemaßnahmen auf nationaler und internationaler Ebene	96
	Quellen	98
	Abkürzungs- und Einheitenverzeichnis	104

Impressum

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

Autoren: Sebastian Band, Stefan Borghoff, Uwe Büttner, Holger Eberhard, Jörg Kaulard, Yvonne Kilian-Hülsmeier, Michael Maqua, Oliver Mildenerger, 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

5., überarbeitete Auflage

März 2016

1 Vorwort zur fünften 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 Mitte 2014 verzeichnet die offizielle Statistik rund 18.000 Todesopfer, mehr als 2.600 Menschen galten mit Stand März 2013 noch 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. Rund 170.000 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 (BMUB) über 200 öffentlich verfügbare Lageberichte. Seit Mitte 2011 analysiert die GRS in mehreren vom BMUB und dem Bundeswirtschaftsministerium geförderten Projekten den Unfallhergang und erarbeitet eigene Simulationsrechnungen. Seit 2012 nimmt sie zudem als eine von mittlerweile weltweit zehn Fachorganisationen an einem Forschungsvorhaben der OECD/NEA teil, in dessen Rahmen das Ausmaß der Kernschäden in den Reaktoren 1 bis 3 simuliert wird (► Kap. 4). Zusätzlich zu den projektbezogenen Arbeiten wurde eine sogenannte Weiterleitungsnachricht mit Empfehlungen für eine weitere Optimierung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke erarbeitet (► Kap. 8).

Die vorliegende fünfte Auflage dieses Berichts bietet einen Überblick über den bis Anfang 2016 erreichten Kenntnisstand zu den Ursachen, dem Ablauf und den Folgen des Unfalls. Die Änderungen gegenüber der Voraufgabe beziehen sich in erster Linie auf die Einbeziehung neuer Erkenntnisse zu den radiologischen Folgen (► Kap. 5) – hier vor allem zum Stand der Untersuchungen zu gesundheitlichen Folgewirkungen – sowie auf die Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen am Standort (► Kap. 6), wie die Behandlung und Lagerung kontaminierter Wässer und die andauernden Untersuchungen der betroffenen Reaktoren.

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 ein Teil der Notstromdieselgeneratoren befinden. Die Blöcke eins und zwei sowie drei und vier teilen sich jeweils einen Abluftkamin. Die Blöcke fünf und sechs liegen einige hundert Meter entfernt in nördlicher Richtung. Zu den übrigen Gebäuden gehören u. a. ein Verwaltungsgebäude, Stromverteilungseinrichtungen und ein Abfallbehandlungsgebäude. Seit 1997 befindet sich in unmittelbarer Nachbarschaft der Blöcke 3 und 4 auch ein separat errichtetes Gebäude mit einem großen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. In diesem Gebäude befinden sich außerdem zwei Notstromdieselgeneratoren der Blöcke 2 und 4. Darüber hinaus ist eine Einrichtung zur Trockenlagerung von Behältern mit abgebrannten Brennelementen vorhanden.

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

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

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

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 September 2013 verzeichnet die offizielle Statistik über 18.000 Todesopfer, mehr als 2.600 Menschen gelten nach wie vor als vermisst. Schätzungen zufolge wurden rund eine Million Gebäude zerstört oder beschädigt.

Erdbeben

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

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

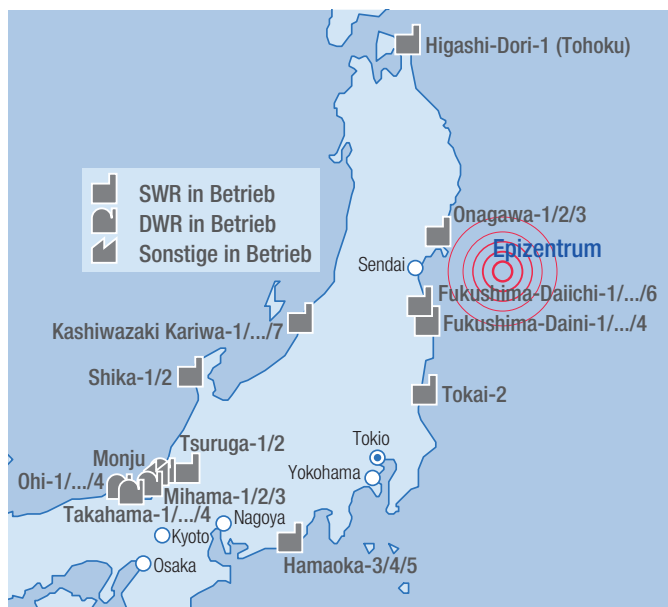


Abb. 3.1: Lage des Epizentrums des Erdbebens vom 11. März 2011

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

Der Tsunami erreichte den dem Hypozentrum nächsten Punkt der japanischen Küste (nahe Sanriku) nach etwa 10 Minuten. In östlicher Richtung erreichten die Wellen Hawaii nach etwa 8 Stunden, die US-amerikanische Pazifikküste nach gut 9 Stunden und Chile

nach 22 Stunden [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 Tsunamis

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 5,4–5,7 m. Die Grundlage dafür bildeten historische Tsunamis, wobei nur wenige verlässliche Aufzeichnungen existieren. Im Jahr 2008 wurde von TEPCO erneut eine Tsunami-Bewertung durchgeführt. Dabei wurden mögliche Höhen von etwa 15 m ermittelt. In einem weiteren Modell auf der Grundlage eines Tsunami im Jahr 869 ergaben Höhen von etwa 9 m. Diese Tsunamihöhen wurden jedoch als Auslegungsgrundlage wieder verworfen, da sie als nicht belastbar angesehen wurden [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 die Gebäude liegenden Komponenten, insbesondere den Sicherheitsbehälter vor äußeren Einwirkungen schützen. Im oberen Teil des Reaktorgebäudes befindet sich unter anderem das Brennelementlagerbecken, in dem die abgebrannten Brennelemente für einen Zeitraum von etwa drei bis fünf Jahren unter Wasser gelagert werden. Das nach oben offene Becken befindet sich im obersten Geschoss des Reaktorgebäudes, dem sogenannten Bedienflur. Außenwände und Decke bestehen aus einer Stahlgerüstkonstruktion, auf der Betonplatten befestigt sind.

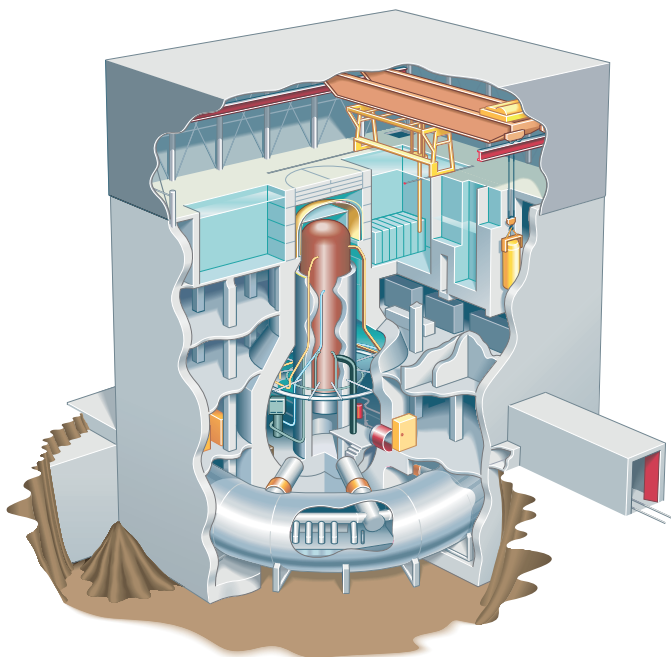


Abb. 3.4: Vereinfachte Darstellung des Reaktorgebäudes mit einem Mark I – Containment (Quelle: NRC/ überarbeitet durch GRS).

Reaktordruckbehälter und Containment

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

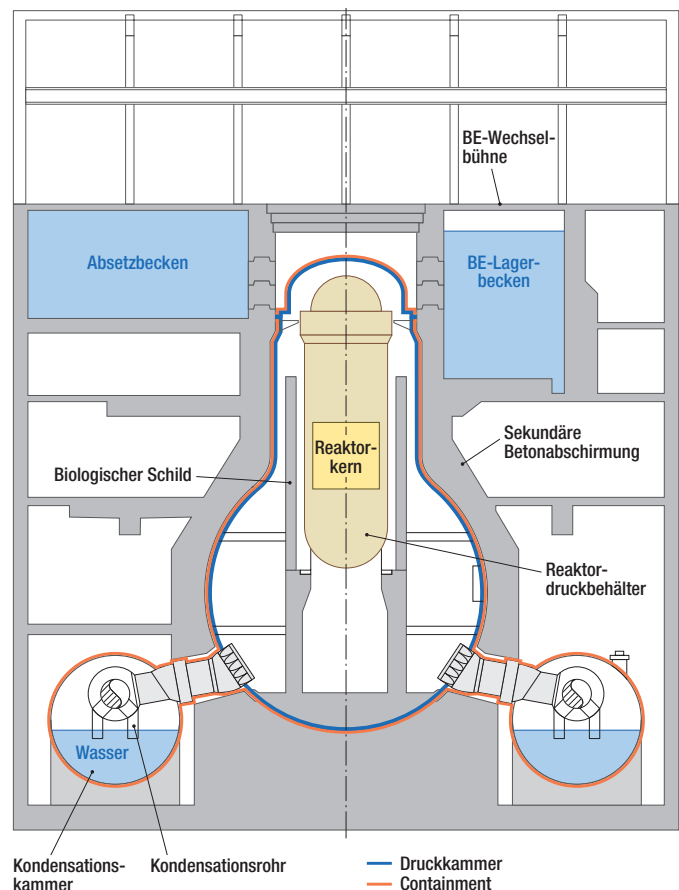


Abb. 3.5: Schematisches Schnittbild des Mark I.

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

Das gesamte Containment ist mit Stickstoff gefüllt (fachsprachlich: *inertisiert*). Grund hierfür ist, dass es bei Störfällen und insbesondere bei Unfällen mit Kernzerstörung zur Bildung von Wasserstoff kommen kann. In Verbindung mit Sauerstoff entsteht dann sogenanntes

Knallgas, das zu Explosionen führen kann. Durch die Inertisierung mit Stickstoff wird eine Knallgasreaktion verhindert. Der entstehende Wasserstoff sammelt sich allerdings an. Dies kann signifikant zum Druckaufbau im Containment beitragen.

Stromversorgung

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

Steht kein Netz zur Verfügung wird der benötigte Strom durch Notstromdiesel erzeugt. Block 1 verfügt über zwei wassergekühlte Dieseldieselgeneratoren, von denen jeder 100 % der bei Störungen oder Störfällen benötigten Leistung liefern kann. Diese Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Maschinenhauses (► Abb. 3.6), das sich see-seitig an das Reaktorgebäude anschließt.

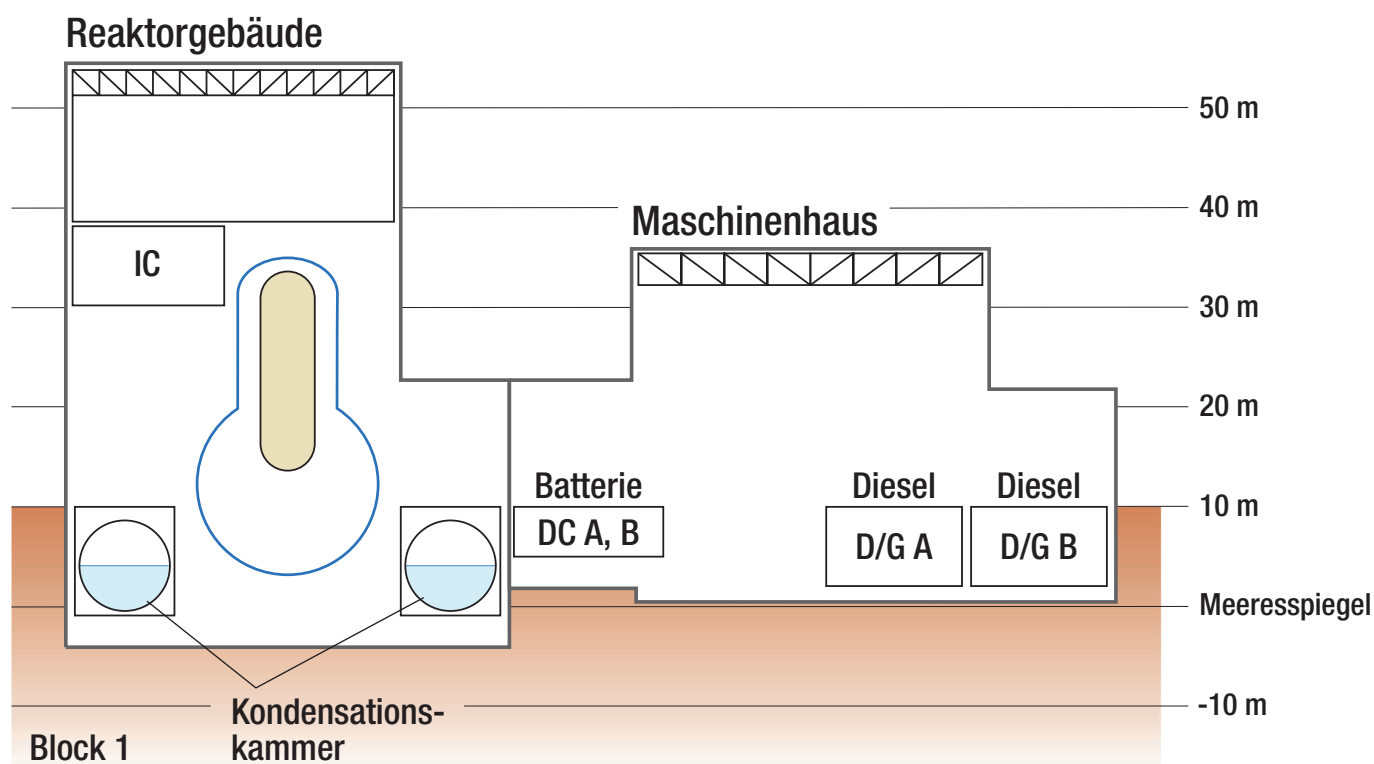


Abb. 3.6: Lage der Notstromdiesel (D/G) und der Batterien (DC) in Block 1.

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 Bespeisung des Reaktors für etwa 8 Stunden gegeben sein sollte.

Not- und Nachkühlung und Bespeisung

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

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

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

Reactor Shutdown Cooling System. Mit dem *Reactor Shutdown Cooling System* (► Abb. 3.7) wird das Kühlmittel (das bei Siedewasserreaktoren aus demineralisiertem Wasser besteht) aus dem RDB entnommen und über einen Wärmetauscher geführt. Die Kühlung erfolgt dabei über das Nebenkühlwasser (aus dem Meer entnommen). Das abgekühlte Medium wird wieder in den RDB eingespeist. Die Entnahme und das Einspeisen des Kühlmittels erfolgt durch elektrisch betriebene Pumpen. Dieses System wird wie auch die weiteren hier beschriebenen im Notstromfall über die Notstromdiesel versorgt.

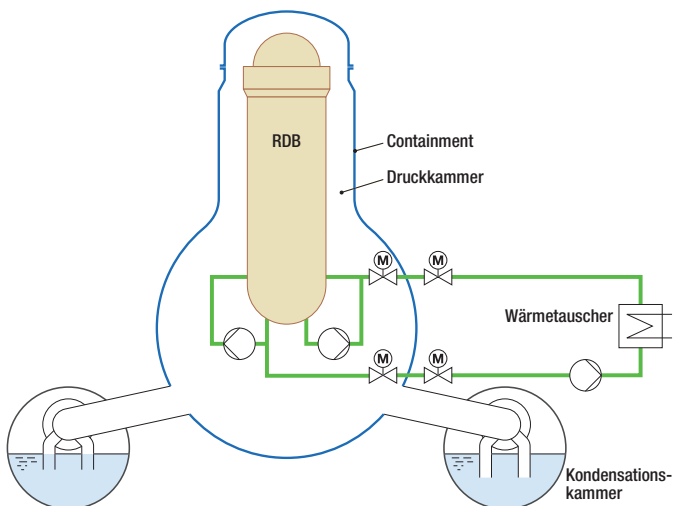


Abb. 3.7: Schematische Darstellung des Reactor Shutdown Cooling System.

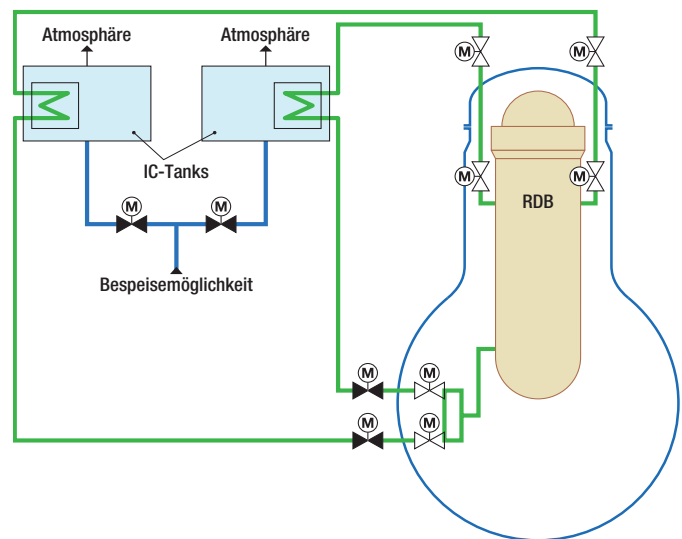


Abb. 3.8: Schematische Darstellung des Notkondensators (Isolation Condenser, IC).

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 zwei Rohrleitungen, die jeweils durch einen mit Wasser gefüllten Behälter führen. Über die Rohrleitungen wird die Wärme an das Wasser abgegeben. Der so in den Behältern entstehende Dampf und damit die Wärme werden aus der Anlage an die Umgebung abgegeben. Dadurch sinkt die Temperatur in den Rohrleitungen soweit ab, dass der Frischdampf kondensiert und das nun flüssige Kühlmittel wieder in den RDB zurückläuft. Der IC ist zweisträngig aufgebaut, d. h. dass dieses System doppelt vorhanden ist, um bei dem Ausfall eines Stranges nicht vollständig die Notkondensation zu verlieren.

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

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

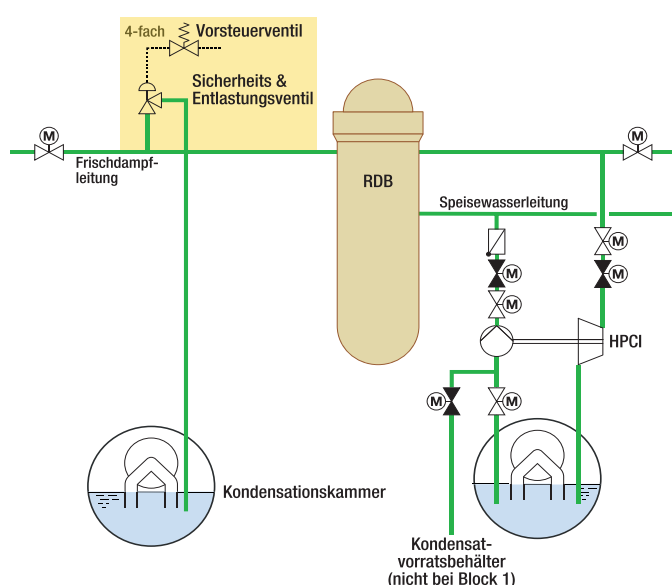


Abb. 3.9: Schematische Darstellung des Hochdruckeinspeisesystems (*High-pressure Coolant Injection System*, HPCI) und der Sicherheits- und Entlastungsventile (S/E-Ventile).

Das HPCI (► Abb. 3.9) dient dazu, gegen höhere RDB-Drücke Kühlmittel über die Speiswasserleitung in den RDB einzuspeisen. Die dafür vorgesehene Pumpe wird nicht mit einem elektrischen Motor, sondern über eine Turbine mit dem Dampf aus dem RDB angetrieben. Der Dampf wird anschließend zurück in die Kondensationskammer geleitet. Das System kann das Kühlmittel sowohl aus der Kondensationskammer als auch aus dem Kondensatvorratsbehälter ansaugen. Wie der IC benötigt das HPCI lediglich Batteriestrom zur Steuerung und kann damit ebenfalls während eines SBO betrieben werden. Das System ist einsträngig aufgebaut und enthält im Unterschied zum *Reactor Shutdown Cooling System* keinen Wärmetauscher. Damit wird das Wasser in der Kondensationskammer beim Betrieb sukzessive aufgeheizt.

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

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

Druckbegrenzung

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

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

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

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

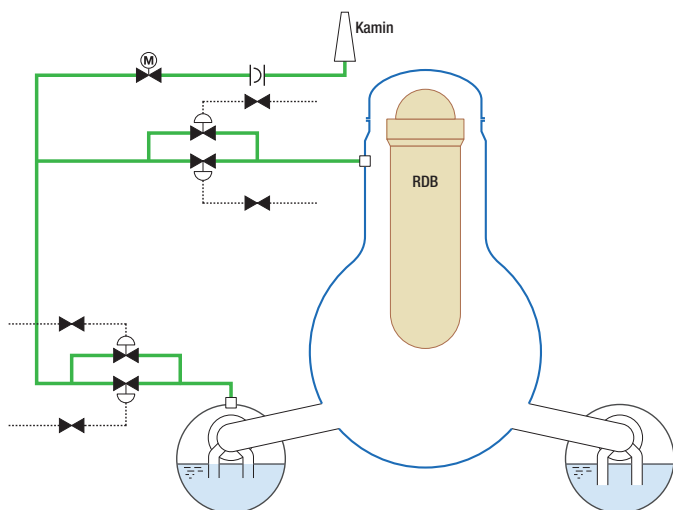


Abb. 3.10: Schematische Darstellung des Ventingsystems.

3.2.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 1

Der beschriebene Ereignisablauf beruht auf Informationen aus verschiedenen Berichten der japanischen Regierung und des *Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations* (ICANPS; ► Kap. 7) [9, 55] sowie auf verschiedenen Veröffentlichungen bzw. Vorträgen von TEPCO (bis Dez. 2014). Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben.

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 (RESA). Das Erdbeben verursachte Schäden in der Umgebung, die zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führten. Bislang sind keine durch das Beben verursachten Schäden an der Anlage selbst bekannt, die einen Einfluss auf den Unfallablauf hatten (► Kap. 7: »Erdbeben oder Tsunami – welches Ereignis hat den Unfall ausgelöst?«). Infolge des Ausfalls der externen Stromversorgung starteten die beiden Notstromdiesel auslegungsgemäß. Durch den kurzzeitigen Spannungsabfall auf sicherheitstechnisch wichtigen Stromschienen kam es auslegungsgemäß zu einem Durchdringungsabschluss

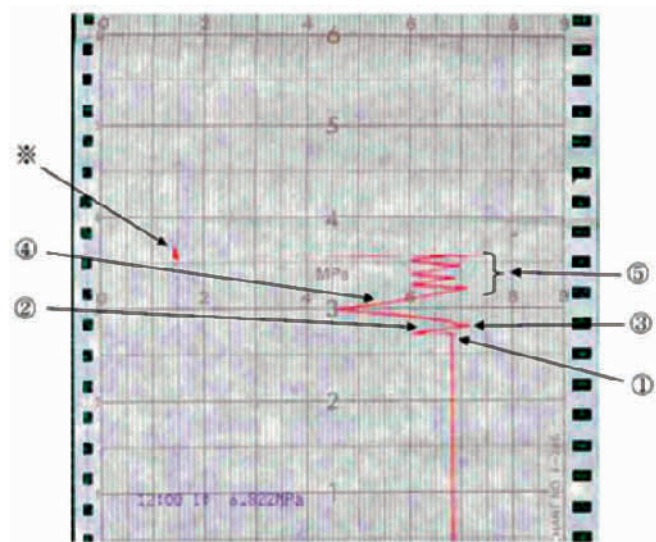


Abb. 3.11: Ausschnitt aus dem Schreiberstreifen, der den Verlauf des Drucks im RDB von Block 1 ab dem Erdbeben wiedergibt. Folgende Ereignisse sind zu erkennen: (1) Unmittelbar nach der durch das Beben ausgelösten Reaktorschneellabschaltung kollabieren die Dampfblasen im RDB, der Druck sinkt ab; (2)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

im Frischdampfsystem. Dabei wurden mehrere Ventile innerhalb und außerhalb des Containments (die sog. Frischdampfabschlussarmaturen) geschlossen. Dies verhindert, dass der im RDB entstehende Frischdampf aus dem Containment gelangt. In der Folge kam es zu einem Druckanstieg im RDB über den Normaldruck von rund 70 bar (► Abb. 3.11).

Ausgelöst durch den Druckanstieg startete der Notkondensator (*Isolation Condenser*) um 14:52 Uhr automatisch, was zu einer Abkühlung des Kühlmittels führte. Gegen 15:03 Uhr wurde der Notkondensator manuell abgeschaltet, um die maximale betriebliche Abkühlgeschwindigkeit des Kühlmittels von 55 Kelvin pro Stunde nicht langfristig zu überschreiten. Im weiteren Verlauf wurde der Notkondensator bis 15:34 Uhr drei Mal manuell in Betrieb genommen. [107]

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

Eintreffen des Tsunami am Kraftwerksstandort

Ab 15:27 Uhr erreichten die ersten Wellen des Tsunami den Kraftwerksstandort. Durch den Tsunami wurde das Nebenkühlwassersystem des Blockes überflutet und so schwer beschädigt, dass dessen Funktion im weiteren Unfallablauf nicht mehr verfügbar war. Zudem kam es zu einer Überflutung großer Teile der Kellerräume der seeseitigen Gebäude, wodurch die im Maschinenhaus befindlichen Notstromdiesel und die Batterien im Schaltanlagegebäude so stark beschädigt wurden, dass eine Notstromversorgung nicht mehr gegeben war. Aufgrund des dadurch bedingten gesamten Ausfalls der Stromversorgung war u. a. eine Überwachung der Anlagenparameter nicht mehr möglich. Da die gesamte Stromversorgung (externe Stromversorgung sowie Notstromdiesel und Batterien) ausgefallen war, konnte kein System zur Bespeisung und Kühlung des Reaktors mehr betrieben werden. Da die Ventile des Notkondensators zum Zeitpunkt des Ausfalls der Gleich-

stromversorgung geschlossen waren, konnten diese im weiteren Verlauf nicht wieder verfahren werden. Somit war aufgrund des vollständigen Batterieausfalls auch der Notkondensator nicht verfügbar. Dies wurde von der Schichtmannschaft mehrere Stunden lang nicht erkannt.

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

Zwischen 18:18 Uhr und 21:30 Uhr wurden verschiedene Maßnahmen ergriffen, um den Notkondensator in Betrieb zu nehmen. Um 18:18 Uhr wurde versucht, zwei Ventile des Notkondensators von der Warte aus zu öffnen. Kurz nach dem Öffnen der Ventile wurde zunächst kurzzeitig eine Dampfbildung am Austritt des Notkondensators außerhalb des Reaktorgebäudes beobachtet. Es wurde daher angenommen, dass die Durchdringungsarmaturen des Notkondensators geschlossen waren. Um 18:25 Uhr wurde daraufhin eines der beiden zuvor geöffneten Ventile manuell wieder geschlossen, um mögliche Rohrleitungsbrüche im System des Notkondensators zu vermeiden. In einem weiteren Versuch, den Notkondensator wieder in Betrieb zu nehmen, wurde dieses Ventil schließlich um 21:30 Uhr erneut geöffnet. TEPCO geht nach späteren Überprüfungen davon aus, dass auch dieser Versuch nicht erfolgreich war [9].

Aufgrund des Ausfalls der Kühlung kurz vor dem Eintreffen des Tsunami geht Tepco laut aktueller Analysen davon aus, dass das Kühlwasserlevel im Reaktor gegen 18 Uhr die Oberkante der Brennelemente erreichte und erste Kernschäden ab 18:40 Uhr auftraten. [107]



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



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

Um 20:47 Uhr konnte die Beleuchtung auf der Warte provisorisch mit einem mobilen Generator wiederhergestellt werden. Gegen 23:50 Uhr wurde nach Anschluss der Instrumentierung an den Generator ein Containmentdruck von 6 bar gemessen; der nach der Auslegung zulässige Maximaldruck beträgt 5,28 bar. Daher wurde auf der Anlage mit den vorbereitenden Arbeiten für eine Druckentlastung des Containments (*Venting*) sowie mit der Evakuierung in der Umgebung der Anlage begonnen [10].

12. März 2011

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

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

Ab 4:00 Uhr wurde mit der mobilen Pumpe eines Feuerlöschwagens unregelmäßig Frischwasser über Feuerlöschleitungen und das Kernsprühsystem in den RDB eingespeist. Mit den Vorbereitungen für diese Notfallmaßnahme war bereits am Tag zuvor begonnen worden. Aufgrund der Zerstörung der Infrastruktur mussten zunächst die externen Anschlüsse zur Einspeisung in das Feuerlöschsystem von Trümmern freigeräumt werden und es kam weiterhin zu Verzögerungen bei der Bereitstellung von Feuerlöschfahrzeugen. Zudem konnte eine Einspeisung erst stattfinden, nachdem der Druck im RDB auf etwa 7 bar gesunken war, da die mobile Pumpe nicht gegen höhere Drücke einspeisen konnte. Der Reaktor wurde bis zu dem Zeitpunkt seit etwa 14 Stunden nicht mehr bespeist (► Kapitel 4). [10]

Laut aktuellen Tepco-Analysen erreichten lediglich 20–50 % des eingespeisten Wassers den Reaktor. Große Mengen des Wassers sind über nicht absperrbare Leitungen des Feuerlöschsystems in andere Systeme gelangt. [107]

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 vor Ort geöffnet werden. Das motorbetriebene Ventil wurde zu etwa 25 % geöffnet. Die an die Kondensationskammer anschließenden pneumatisch gesteuerten Ventile konnten hingegen wegen der dort herrschenden hohen Strahlenbelastung nicht manuell geöffnet werden. Ab 14:00 Uhr wurde ein mobiler Druckluftkompressor an die Steuerung eines pneumatisch gesteuerten Ventingventils des Containments angeschlossen und gestartet, um die Ventile zu öffnen. Gegen 14:30 Uhr wurde dann ein Druckabfall im Containment beobachtet. Ob dieser Druckabfall durch den Versuch, die Ventile zu öffnen, hervorgerufen wurde oder durch eine erneute Undichtigkeit des Containments, ist nicht bekannt. Im Folgenden wurde ein Druckabfall im Sicherheitsbehälter von 7,5 bar auf 5,8 bar beobachtet. Etwa eine Stunde nach der Druckentlastung ereignete sich um 15:36 Uhr eine Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes (dem sog. Bedienflur). Es handelte sich dabei vermutlich um die Explosion eines Gemischs aus dem Sauerstoff in der Raumluft und Wasserstoff, der bei hohen Temperaturen im Kern durch eine Zirkon-Wasser-Reaktion gebildet wurde. NISA und TEPCO vermuten, dass sich der Wasserstoff durch Leckagen aus dem RDB und dem Containment im oberen Teil des Reaktorgebäudes ansammeln konnte. Ein weiterer Beitrag von nicht kondensierbaren Gasen aus Reaktionen der Kernschmelze mit dem Betonboden des Containments ist nicht bestätigt, wird aber ebenfalls vermutet. [107]



Abb. 3.14: Reaktorgebäude des Blocks 1 nach der Explosion am 12. 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 als Wasserquelle genutzte Kraftschlussbecken von Block 3 geleert war. Es ist nicht klar, wie lange der Reaktor nicht bespeist wurde. Eine alternative Bespeisung mit Meerwasser wurde nach dem Befüllen des Kraftschlussbeckens gegen 20:00 Uhr wieder aufgenommen. Mittels eines Feuerlöschfahrzeuges wurde Meerwasser direkt aus dem Pazifik eingespeist.

19. – 23. März 2011

Am 19. März wurden die notstromgesicherten 6,9 kV-Schienen von Block 2 mittels am Standort verlegter Kabel auf eine externe Versorgung über einen Hilfstransformator auf eine 66 kV Leitung geschaltet [7]. Am 20. März konnte dann die Stromversorgung des Schaltanlagengebäudes von Block 2 über die notstromgesicherte 6,9 kV Schiene auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung für die Blöcke 1 und 2 angegeben. Die Stromversorgung der Instrumentierung des Blockes wurde am 23. März von provisorischen Batterien auf die 120 V Drehstromschiene umgeschaltet [7].

23. – 29. März 2011

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

Ab dem 31. März 2011

Am 31. März wurde damit begonnen, mit einer Autobetonpumpe Wasser in das Brennelementlagerbecken einzuspeisen (► 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

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

Die Notstromversorgungen der Blöcke 2 und 4 besitzen jeweils einen wassergekühlten sowie einen luftgekühlten Notstromdiesel. Der wassergekühlte Notstromdiesel befindet sich im Maschinenhaus, der luftgekühlte Notstromdiesel im Gebäude für abgebrannte Brennelemente nahe den Blöcken 3 und 4 (► Abb. 3.16). Block 3 hat zwei wassergekühlte Notstromdiesel. Beide Notstromdiesel befinden sich im Untergeschoss des Maschinenhauses. Jeder einzelne Notstromdiesel der Blöcke kann bei Anforderung vollständig die benötigte Leistung der ausgewählten Systeme des jeweiligen Blocks liefern.

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.

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.

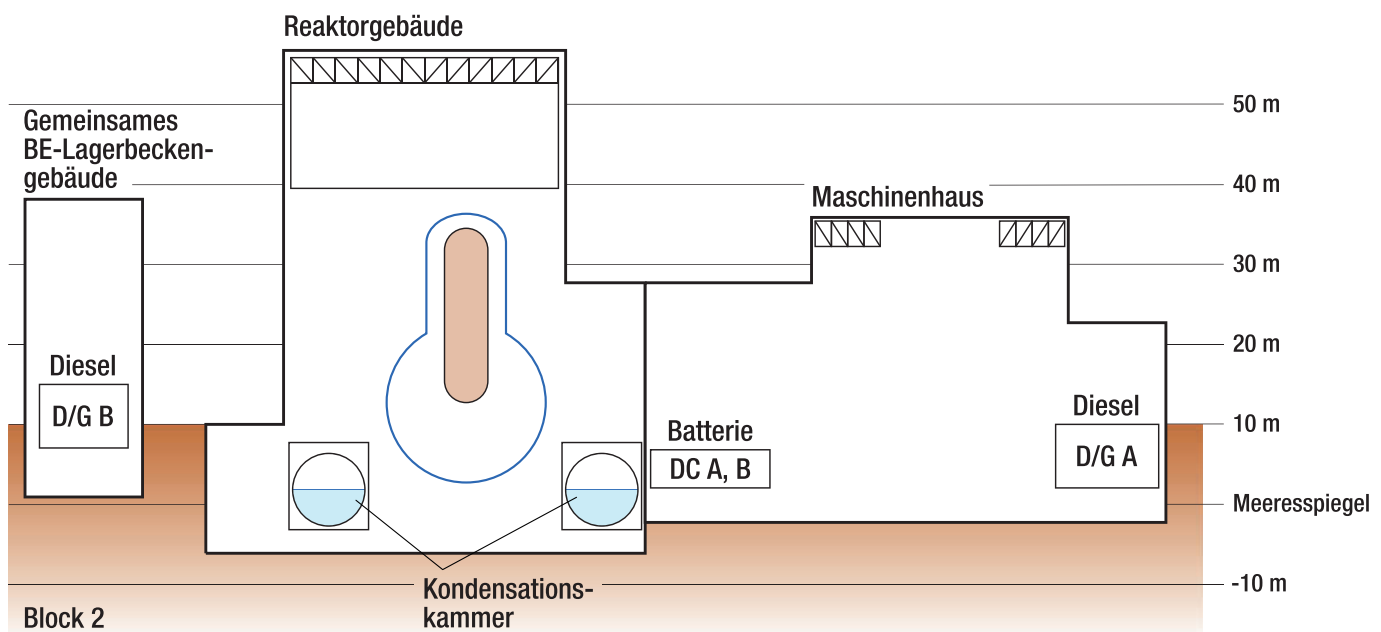


Abb. 3.16: Lage der Notstromdiesel (G/G) und der Batterien (DC) von Block 2.

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 bei abgeschaltetem Reaktor die Nachzerfallswärme ab, indem Kühlmittel aus dem RDB entnommen, über Wärmetauscher geführt und anschließend abgekühlt wieder in den RDB eingespeist wird (► Abb. 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 einen Wärmetauscher geleitet und anschließend in die jeweilige Kammer gesprüht. Das Sprühen in die Kondensationskammer erfolgt sowohl betrieblich als auch bei Störungen und Störfällen; in die Druckkammer wird lediglich in den letztgenannten Fällen gesprüht.

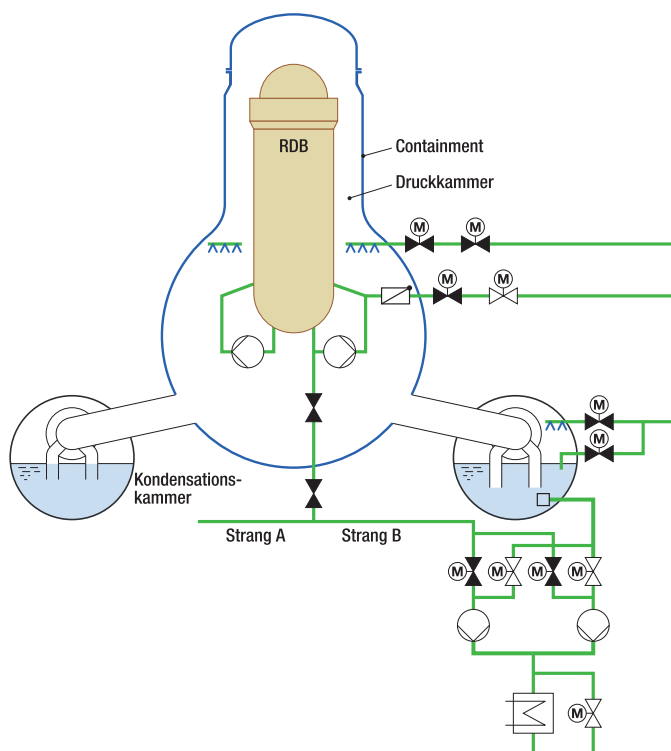


Abb. 3.17: Schematische Darstellung des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System, RHR).

Notkühlsystem. Das Notkühlsystem (*Emergency Core Cooling System, ECCS*) welches ausschließlich der Beherrschung von Störfällen dient, besteht wie bei Block 1 aus dem Hochdruckeinspeisesystem (HPCI) und dem Kernsprühsystem (► jeweils Kap. 3.2.1). Ein Notkondensationsystem (IC), wie in Block 1 vorhanden, existiert in den Blöcken 2 bis 4 nicht.

Nachspeisesystem. Das Nachspeisesystem (*Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC*) dient dazu, im Falle eines Frischdampfabschlusses den Füllstand des Kühlmittels im RDB in einem definierten Bereich zu halten. Das System kann, ähnlich wie das HPCI, Kühlmittel mittels einer turbinengetriebenen Pumpe sowohl aus der Kondensationskammer als auch aus einem Kondensatvorratsbehälter entnehmen und über das Speisewassersystem in den RDB einspeisen (► Abb. 3.18). Dazu wird Frischdampf aus dem Reaktor entnommen. Mit dem Nachspeisesystem kann gegen den vollen Reaktordruck eingespeist werden. Es benötigt, wie auch das HPCI, Gleichstrom zur Steuerung. Im Unterschied zum HPCI weist das RCIC eine geringere Fördermenge auf. In diesem System ist wie in Block 1 im HPCI-System kein Wärmetauscher eingebunden, so dass die an die Kondensationskammer abgegebene Wärme langfristig mit anderen Systemen abgeführt werden muss.

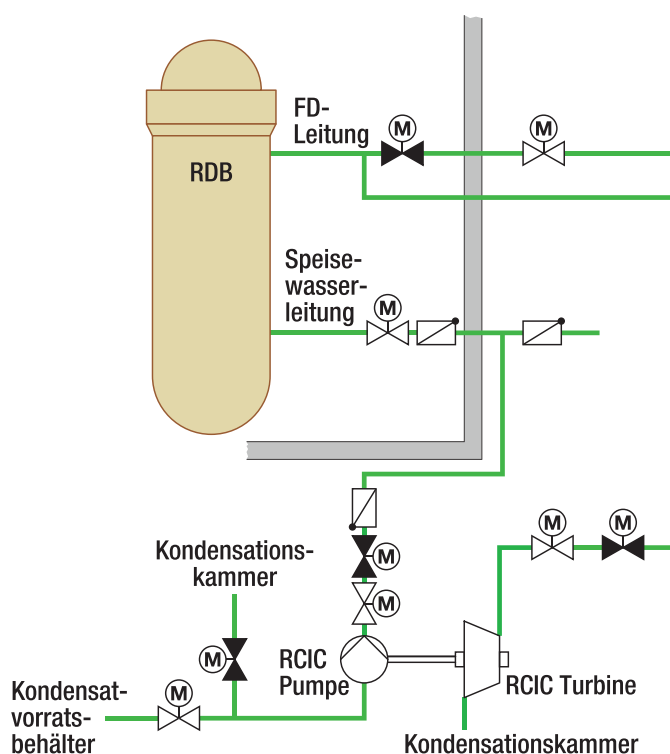


Abb. 3.18: Schematische Darstellung des Nachspeisesystems (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC).

3.3.2 Chronologie des Unfallablaufs in Block 2

Der beschriebene Ereignisablauf beruht auf Informationen aus verschiedenen Berichten der japanischen Regierung und des *Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations* (ICANPS; ► Kap. 7) [9, 55] sowie auf verschiedenen Veröffentlichungen bzw. Vorträgen von TEPCO (bis Dez. 2014). Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben.

Erdbeben

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

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

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

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

Eintreffen des 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 (SBO) und der Batterien, was zu einem Ausfall der gesamten Stromversorgung führte.

Der Ausfall der Gleichstromversorgung durch die Batterien hatte zur Folge, dass die Instrumentierung des Blocks nicht mehr verfügbar war. Auch eine Regelung des Nachspeisesystems war ohne Gleichstromversorgung nicht mehr möglich und dessen Funktion deshalb zunächst ungewiss. Nach dem Eintreffen der zweiten Welle des Tsunami fielen alle Pumpen des RHR aus. Die Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer war somit nicht mehr gewährleistet, was zu einem Temperatur- und Druckanstieg in der Kondensationskammer und infolgedessen zu einem Druckanstieg in der Druckkammer führte. Kurz vor dem Ausfall der gesamten Stromversorgung um 15:41 Uhr konnte die Schichtmannschaft noch das dampfgetriebene Nachspeisesystem RCIC starten.

Gegen 21:50 Uhr konnte die Stromversorgung der Instrumentierung mithilfe eines mobilen Generators wiederhergestellt werden [9], [10]. Gegen 22:00 Uhr wurde ein konstanter Füllstand im RDB gemessen. Daraus wurde geschlossen, dass bis zu diesem Zeitpunkt das Nachspeisesystem seit dem Tsunami in Betrieb war und in den RDB einspeiste.

12. März 2011

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



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

Um 15:36 Uhr ereignete sich eine Explosion im Reaktorgebäude von Block 1. Es wird vermutet, dass dadurch im Reaktorgebäude von Block 2 eine Öffnung (sog. »blowout panel«) entstanden ist, wodurch möglicherweise eine Anreicherung von brennbaren Gasen zu einer explosionsfähigen Mischung in diesem Block verhindert wurde [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 unregelmäßig 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 6,3 bar stabilisiert, was unter dem Förderdruck der mobilen Pumpen liegt. Um 19:20 Uhr wurde entdeckt, dass die mobile Pumpe keinen Treibstoff mehr hatte und daher nicht in Betrieb war. Wie lange die Pumpe nach dem Start um 15:30 Uhr in Betrieb war und ob bzw. wie viel Wasser nach Unterschreiten des entsprechenden RDB-Drucks gegen 19:00 Uhr in den RDB eingespeist wurde, ist bis heute nicht geklärt. Nach Auffüllen des Treibstoffes wurde ab 19:54 Uhr Meerwasser direkt aus dem Pazifik in den RDB eingespeist [9].

Nach heutigem Kenntnisstand ist wie zuvor erläutert davon auszugehen, dass der RDB vermutlich zwischen 9:00 Uhr (laut aktuellen Analysen der Zeitpunkt des Stopps der Einspeisung durch das RCIC) und kurz vor 20:00 Uhr für einen Zeitraum von ca. 11 Stunden nicht bespeist werden konnte. Nach neueren Erkenntnissen ist davon auszugehen, dass das Nachspeisesystem auch schon vor diesem Zeitpunkt nicht mehr mit seiner vollen Kapazität in den RDB eingespeist hat. Aktuelle Analysen gehen davon aus, dass es vermutlich kurz nach 18:00 Uhr zu einer Kernfreilegung, d. h. zu einem Absinken des Kühlmittelfüllstands im RDB unter die Oberkante des Kerns und ersten Brennelementschäden ab ca. 19:20 Uhr gekommen war. Simulationsrechnungen von Tepco aus 2014 ergeben keine mit einem Schmelzeaustrag in den Sicherheitsbehälter verbundenen Beschädigung des RDBs. Dies wird auch von den vorläufigen Ergebnissen der GRS Analysen (► Kap. 4) bestätigt. [107]

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

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

15. März 2011

Gegen 6:14 Uhr wurde an Block 2 ein explosionsartiges Geräusch wahrgenommen. Da kurz darauf ein Druckabfall in der Kondensationskammer des Blocks beobachtet wurde, gingen TEPCO und NISA zunächst davon aus, dass es in Block 2 zu einer Wasserstoffexplosion und einer dadurch bedingten Beschädigung der 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 [4]. Dies lässt auf einen Ausfall der Druckmessung schließen. Nach derzeitigem Kenntnisstand sprechen auch die in Block 2 gemessenen seismischen Daten gegen eine Explosion der Kondensationskammer. Deshalb wird derzeit davon ausgegangen, dass es sich bei dem gegen 6:14 Uhr wahrgenommenen Geräusch um die Explosion in Block 4 gehandelt hat, die sich etwa zu dieser Zeit ereignete [12].

Gegen 11:25 Uhr wurde ein Druckkammerdruck von 1,55 bar gemessen. Es ist nicht bekannt, wie es zu der Druckentlastung gekommen ist [13].



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



Abb. 3.22: Einspeisung von Seewasser in das 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 Hilfstransformator auf eine 66 kV-Leitung geschaltet. Danach konnte auch die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes auf die provisorische externe Stromversorgung geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben [7].

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

26./27. März 2011

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



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 auf Informationen aus verschiedenen Berichten der japanischen Regierung und des *Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations* (ICANPS; ► auch Kap. 7) [9, 55] sowie auf verschiedenen Veröffentlichungen bzw. Vorträgen von TEPCO (bis Dez. 2014). Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben.

Erdbeben

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

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

Eintreffen des 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 Schichtmannschaft stellte das RCIC System dabei so ein, dass die Einspeisemenge nicht wie sonst üblich zwischen 0 % (aus) und 100 % (ein) alterniert, sondern auf eine geringere aber kontinuierliche Einspeisemenge. Diese Fahrweise sollte die Batterien schonen, da so die Ventile weniger verfahren werden mussten. Normalerweise wird das RCIC System gestartet, sobald der Füllstand unter eine bestimmte Marke im RDB fällt und gestoppt, sobald der Füllstand ein bestimmtes Level wieder erreicht.

12. März 2011

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

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



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

13. März 2011

Vermutlich sank die durch das HPCI eingespeiste Wassermenge bereits vor dem manuellen Stopp des Systems. Nach neueren Analysen von Tepco sank der Füllstand im RDB gegen 2:30 Uhr bis zur Obergrenze des Kerns ab und Schäden an den Brennelementen traten ab ca. 5:10 Uhr auf. [107]

Um 2:42 Uhr wurde die Bespeisung des RDB durch das Hochdruckeinspeisesystem HPCI manuell gestoppt, um eine alternative Einspeisung mittels einer dieselgetriebenen Feuerlöschpumpe zu ermöglichen. Der Druck im RDB war zu diesem Zeitpunkt stark abgefallen (unter 10 bar), da das HPCI im Vergleich zum RCIC eine deutlich größere Menge Dampf zum Betrieb aus dem RDB entnimmt. Da nun das HPCI nicht mehr in Betrieb war, stieg der Druck im RDB rasch wieder an, wurde in der Folge zunächst über S/E-Ventile begrenzt und stabilisierte sich ab 4:30 Uhr zwischen 74 und 72 bar. Die Umstellung auf eine Einspeisung mittels einer dieselgetriebenen Feuerlöschpumpe war nicht mehr möglich, da der zu diesem Zeitpunkt herrschende RDB-Druck wieder weit über dem Druckwert lag, gegen den mit einer solchen Pumpe eingespeist werden kann. Die zur Einspeisung benötigte Absenkung des RDB-Drucks scheiterte zunächst daran, dass die S/E-Ventile aufgrund der fehlenden Stromversorgung nicht zur Druckentlastung geöffnet werden konnten. Damit war ab diesem Zeitpunkt keine Bespeisung des RDB mehr gegeben. Es wurde versucht, das HPCI wieder zu starten, was jedoch nicht gelang. Ein Versuch, das Nachspeisesystem RCIC erneut in Betrieb zu nehmen, scheiterte ebenfalls [9].



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

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

Zwischenzeitlich wurde weiter daran gearbeitet, eine Druckentlastung des RDB durchzuführen, um eine Einspeisung über die dieselbetriebene Pumpe zu ermöglichen. Dazu wurden unter anderem Autobatterien zusammengetragen, um mit dem Batteriestrom ein S/E-Ventil öffnen zu können. Um 8:55 Uhr lag der Reaktordruck bei etwa 73 bar und fiel zwischen 9:00 Uhr und 9:10 Uhr schnell auf 4,6 bar ab. Dieses Verhalten wird derzeit von TEPCO mit der wieder verfügbaren Funktion des Automatischen Druckentlastens (ADS) erklärt. Es wird angenommen, dass mehrere S/E-Ventile gleichzeitig automatisch geöffnet wurden und der Druck auf diese Weise so schnell abgesenkt wurde. [107]

Nach der Druckentlastung wurde ab 9:25 Uhr Frischwasser über eine Feuerlöschleitung in den RDB eingespeist. Als Frischwasserquelle diente hierbei eine Löschwasserzisterne. Diese Zisterne war gegen 12:20 Uhr erschöpft. Die Bespeisung wurde daraufhin auf das mit Meerwasser gefüllte Kraftschlussbecken von Block 3 umgestellt und konnte ab 13:12 Uhr wieder aufgenommen werden [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. Laut aktuellen Simulationsergebnissen von Tepco traten erste Schäden am RDB gegen 7:10 Uhr auf. Bisher war von ersten Kernschäden erst nach 10 Uhr ausgegangen worden. Diese neuen Ergebnisse lassen darauf schließen, dass der Kern in Block 3 weitaus mehr zerstört wurde, als bislang angenommen. Der prinzipielle Ablauf und die Gefahr eines RDB-Versagens mit Schmelzeaustritt in den Sicherheitsbehälter wird auch von den vorläufigen Ergebnissen der GRS Analysen (► Kap. 4) bestätigt. [107]

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 Kraftschlussbecken leer war. Daraufhin wurde begonnen, das Becken wieder mit Feuerlöschpumpen zu befüllen. Gegen 3:20 Uhr konnte die Einspeisung wieder aufgenommen werden. Im weiteren Verlauf wurde das Kraftschlussbecken mit zusätzlichen Feuerlöschpumpen bespeist [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 stark 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 direkt aus dem Pazifik gegen 15:30 Uhr wieder aufgenommen werden [9].

17. März 2011

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

22. März 2011

Die Stromversorgung des Schaltanlagegebäudes konnte über die notstromgesicherte 6,9 kV Schiene des Blocks auf die provisorische externe Stromversorgung des Blocks geschaltet werden. Dieser Zeitpunkt wird als Wiederherstellung der externen Stromversorgung angegeben [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 auf Informationen aus verschiedenen Berichten der japanischen Regierung und des *Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations* (ICANPS; ► auch Kap. 7) [9, 55] sowie auf verschiedenen Veröffentlichungen bzw. Vorträgen von TEPCO (bis Dez. 2014). Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben.

Eintreffen des Erdbebens

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

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

Eintreffen des 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 6:14 Uhr kam es zu einer Explosion im oberen Bereich des Reaktorgebäudes. TEPCO geht davon aus, dass es sich um eine Wasserstoffexplosion gehandelt hat. Es wird angenommen, dass Teile des in Block 3 gebildete Wasserstoffs während des Ventings über das Lüftungssystem des von Block 3 und 4 gemeinsam genutzten Kamines nach Block 4 gelangen konnte. Zudem sind in den Rohrleitungen des Lüftungssystems keine Rückschlagklappen vorhanden, die ein Rückströmen bzw. Einströmen in das System des anderen Blocks verhindern. Die pneumatischen Ventile des Lüftungssystems sind so ausgelegt, dass diese bei einem Verlust der Stromversorgung öffnen. Somit standen die Ventile des Abluftsystems von Block 4 in Offenstellung. Zusätzlich wurden die vorhandenen Filter im Lüftungssystem des Blocks 4 untersucht. Die Ergebnisse zeigten, dass die Dosisleistung zum Kamin hin anstieg, was die Theorie bekräftigt, dass Wasserstoff aus Block 3 für die Explosion verantwortlich war [4], [7], [9].



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



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



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



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



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

3.5 Chronologie des Unfallablaufs in den Blöcken 5 und 6

Der beschriebene Ereignisablauf beruht auf Informationen aus verschiedenen Berichten der japanischen Regierung und des *Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations* (ICANPS, ► Kap. 7) [9, 55] sowie auf verschiedenen Veröffentlichungen bzw. Vorträgen von TEPCO (bis Dez. 2014). Angaben aus anderen Quellen sind entsprechend gekennzeichnet. Die Chronologie beschränkt sich auf Ereignisse und Maßnahmen, die den Unfallablauf wesentlich geprägt haben.

Eintreffen des Erdbebens

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

Eintreffen des 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 Nebenkühlwassersystems in

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

Ab dem 12. März 2011

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

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

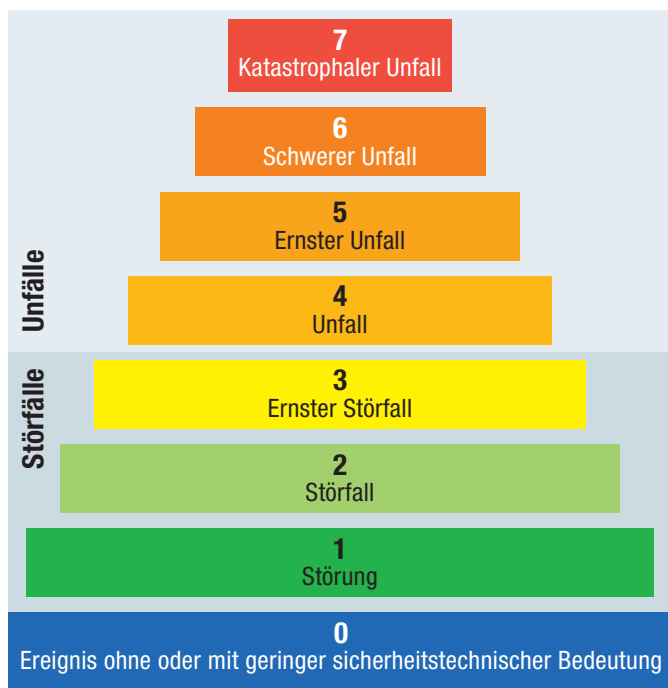


Abb. 3.34: Aufbau der internationalen Bewertungsskala INES

Zur Einordnung eines Ereignisses wird ein umfangreicher Katalog von Kriterien herangezogen, der in einem Handbuch der IAEO veröffentlicht ist. Die Kriterien lassen sich in folgende Kategorien gliedern (► Abb. 3.36):

- 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 $3,7 \times 10^{17}$ Bq, NSC und JAEA kamen jeweils auf einen Wert von $6,3 \times 10^{17}$ Bq. Beide Werte liegen deutlich über dem für die INES-Stufe 7 maßgeblichen Wert von etwa 5×10^{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.

INES-Einstufung Tankleckage

Am 19. August 2013 meldete Tepco, dass an einem Tank zur Lagerung kontaminierten Wassers eine Leckage entdeckt wurde [74]. Das Ereignis wurde am 28. August 2013 von der japanischen Aufsichtsbehörde nach INES 3 eingestuft [76].

Der betroffene Tank wurde nach dem Unfall zusammen mit weiteren Tanks auf dem erhöhten Teil des Anlagengeländes in einem Aufstellungsbereich hinter Block 4 errichtet. Aus diesem Tank gelangte kontaminiertes Wasser in einen Auffangbereich, der zum Schutz gegen Leckagen um die Tanks errichtet wurde, und aus diesem Auffangbereich über eine Leitung in die Umgebung. Aus dem Füllstandsabfall im betroffenen Tank (Volumen: ca. 1000 m³) wurde errechnet, dass rund 300 m³ Wasser ausgetreten sind. In der Nähe des Tanks wurde eine Dosisleistung > 100 mSv/h gemessen. Eine Probe des Leckagewassers aus dem betroffenen Tank ergab folgende Aktivitäten:

- Cäsium-134: $4,6 \times 10^1$ Bq/cm³
- Cäsium-137: $1,0 \times 10^2$ Bq/cm³
- Gesamt Beta-Strahler: $8,0 \times 10^4$ Bq/cm³

In der Luft über einem Entwässerungskanal, der in der Nähe des betroffenen Tanks verläuft und ins Meer führt, wurde eine vergleichsweise hohe Dosisleistung gemessen. Ein signifikanter Anstieg der Aktivität im Meerwasser im Bereich der Einmündung des Entwässerungskanals war nicht zu verzeichnen.

Am 20. August 2013 wurde damit begonnen, den verbliebenen Inhalt aus dem betroffenen Tank in einen anderen Tank umzupumpen. Der Tank war nach ca. 24 h entleert [77].

Entsprechend INES Aspekt 2 (»Radiologische Barrieren und Überwachungsmaßnahmen«) wurde dieses Ereignis auf der Stufe 3 »Ernster Störfall« eingestuft; die gemessenen Werte der Aktivitäten für Cäsium und die β -Strahler [75] unter Berücksichtigung der ausgelaufenen Wassermenge erfüllen entsprechende Kriterien. Auch eine Einstufung nach INES Aspekt 3 (Beeinträchtigung von Sicherheitsvorkehrungen) ergibt eine Einstufung nach INES 3.



Abb. 3.35: Tanks des Aufstellungsbereichs H4, in dem sich die mit INES 3 eingestufte Leckage ereignete. Rechts im Bild ist ein aus Sandsäcken errichteter Wall zu erkennen, mit dem im Fall weiterer Leckagen eine weitere Verbreitung des kontaminierten Wassers verhindert werden soll (Quelle: TEPCO).

Beschreibung und INES-Stufe	Mensch und Umwelt	Radiologische Barrieren und Überwachungsmaßnahmen	Sicherheitsvorkehrungen
Katastrophaler Unfall Stufe 7	· Erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe mit weitreichenden Auswirkungen auf Mensch und Umwelt, welche die Umsetzung geplanter und erweiterter Gegenmaßnahmen nötig macht.		
Schwerer Unfall Stufe 6	· Bedeutende Freisetzung radioaktiver Stoffe, welche die Notwendigkeit einer Umsetzung geplanter Gegenmaßnahmen wahrscheinlich macht.		
Unfall mit weitergehenden Auswirkungen Stufe 5	· Begrenzte Freisetzung radioaktiver Stoffe, welche die Notwendigkeit einer Umsetzung einiger geplanter Gegenmaßnahmen wahrscheinlich macht. · Mehrere Todesfälle durch Strahlenexposition.	· Schwere Schädigung des Reaktorkerns. · Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe innerhalb einer Anlage mit einer hohen Wahrscheinlichkeit einer bedeutenden Strahlenexposition der Bevölkerung. Dies könnte als Ergebnis eines erheblichen Kritikalitätsstörfalls oder eines Brandes auftreten.	
Unfall mit örtlich begrenzten Auswirkungen Stufe 4	· Geringfügige Freisetzung radioaktiver Stoffe, in deren Folge die Umsetzung geplanter Gegenmaßnahmen mit der Ausnahme lokaler Lebensmittelkontrollen unwahrscheinlich ist. · Mindestens ein Todesfall durch Strahlenexposition.	· Schmelzen oder Beschädigung des Kernbrennstoffs mit resultierender Freisetzung von mehr als 0,1% des Kerninventars. · Freisetzung bedeutender Mengen radioaktiver Stoffe innerhalb einer Anlage mit einer hohen Wahrscheinlichkeit einer bedeutenden Strahlenexposition der Bevölkerung.	
Ernster Störfall Stufe 3	· Strahlenexposition über das Zehnfache des gesetzlich festgelegten Jahresgrenzwertes für beruflich strahlenexponiertes Personal hinaus. · Nicht tödliche deterministische Schäden (z. B. Verbrennungen) durch Strahlenexposition.	· Dosisleistung von mehr als 1 Sv/h in einem betrieblichen Bereich. · Schwerwiegende Kontamination in einem von der Auslegung nicht vorgesehenen Bereich mit einer geringen Wahrscheinlichkeit einer bedeutenden Strahlenexposition der Bevölkerung.	· Beinahe-Unfall in einem Kernkraftwerk, bei dem keine Sicherheitsvorkehrungen mehr verbleiben. · Verlust oder Diebstahl einer umschlossenen hochradioaktiven Strahlenquelle. · Falsch ausgelieferte umschlossene hochradioaktive Strahlenquelle ohne etablierte adäquate Strahlenschutzanweisung für ihre Handhabung.
Störfall Stufe 2	· Strahlenexposition einer Einzelperson der Bevölkerung über 10 mSv hinaus. · Strahlenexposition einer beruflich strahlenexponierten Person über die gesetzlich festgelegten Jahresgrenzwerte hinaus.	· Dosisleistung von mehr als 50 mSv/h in einem betrieblichen Bereich. · Bedeutsame Kontamination innerhalb der Anlage in einen von der Auslegung nicht vorgesehenen Bereich.	· Störfälle, Ereignisse oder Befunde mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung, jedoch ohne tatsächliche Auswirkungen. · Fund einer umschlossenen hochradioaktiven herrenlosen Strahlenquelle, eines Geräts oder Versandstücks mit intakten Sicherheitsvorkehrungen. · Inadäquate Verpackung einer umschlossenen hochradioaktiven Strahlenquelle.
Störung Stufe 1			· Strahlenexposition einer Einzelperson der Bevölkerung jenseits der gesetzlich festgelegten Grenzwerte. · Ereignisse oder Befunde mit sicherheitstechnischer Bedeutung jedoch mit verbleibenden wesentlichen gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen. · Verlust oder Diebstahl einer radioaktiven Quelle, eines Geräts oder eines Versandstücks mit geringer Aktivität.
Keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung (Unterhalb der Skala/Stufe 0)			

Abb. 3.36: 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 Reaktordruckbehälter (RDB) immer weiter ab: Die Nachzerfallsleistung im Reaktorkern 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 den Exkurs »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.

Welchen Umfang die Kernschäden und die Schäden an den RDB in den betroffenen Blöcken des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi tatsächlich haben und welche Phänomene bei den Ereignisabläufen relevant waren, wird derzeit aus indirekten Beobachtungen sowie auf der Grundlage von Berechnungen mit entsprechenden Simulationsprogrammen rechnerisch abgeschätzt. Letztendliche Gewissheit über den tatsächlichen Zustand der Reaktoren und den Umfang der Kernmaterialumlagerung im Reaktor und in Bereiche des Sicherheitsbehälters wird erst im Zuge des Rückbaus der Anlagen in einigen Jahren gewonnen werden können. Die bislang veröffentlichten Fotos und neue Videosequenzen aus dem Inneren der Sicherheitsbehälter der Blöcke 1 bis 3 lassen noch keine gesicherten Rückschlüsse auf den Zustand der RDB zu. Allerdings verdichten sich die Hinweise darauf, dass sich ausgetretenes Kernmaterial vermutlich nur in dem Bereich direkt unterhalb der RDB abgelagert hat. Aufnahmen aus dem angrenzenden sogenannten Pedestal waren bisher nicht möglich, sind aber für den am wenigsten zerstörten Block 2 in Vorbereitung.

Dieses Kapitel bietet einen Überblick über die Erkenntnisse, die bislang aus Analysen von TEPCO und der japanischen Behörde NISA (seit September 2012: NRA) sowie aus Untersuchungen der GRS im Rahmen eines Projekts der *Nuclear Energy Agency* der OECD (OECD/NEA) gewonnen werden konnten.

Erkenntnisse aus Analysen von TEPCO und NISA

Die nachfolgend zusammengefassten Ergebnisse von TEPCO beruhen auf Analysen der Unfallabläufe in den Blöcken 1 bis 3, die mit Hilfe des Simulationsprogramms MAAP durchgeführt wurden. Soweit vergleichbare Randbedingungen angenommen wurden, entsprechen diese Ergebnisse im Wesentlichen jenen, die NISA mit dem Programm MELCOR erzielt hat.

Block 1. Für die Berechnungen des Unfallablaufs in Block 1 wurde davon ausgegangen, dass nach dem Tsunami weder eine Bespeisung des Reaktors noch eine Nachwärmeabfuhr 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 etwa drei Stunden nach dem Erdbeben unter die Kernoberkante. Die Brennelemente beginnen sich stark aufzuheizen, die Oxidation setzt ein und Wasserstoff wird gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Im Verlauf einer weiteren Stunde entstehen erste Kernschäden. Nach etwas über fünf Stunden nach dem Erdbeben ist der Füllstand bis unterhalb des Kerns abgesunken.

Aus der Analyse ergibt sich, dass der Kern fast vollständig geschmolzen sein muss und sich auf den Boden des RDB verlagert hat. Eine Beschädigung des RDB wird etwa 15 Stunden nach dem Erdbeben berechnet. Kernschmelze und das Restwasser aus dem RDB verlagern sich dadurch auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter.

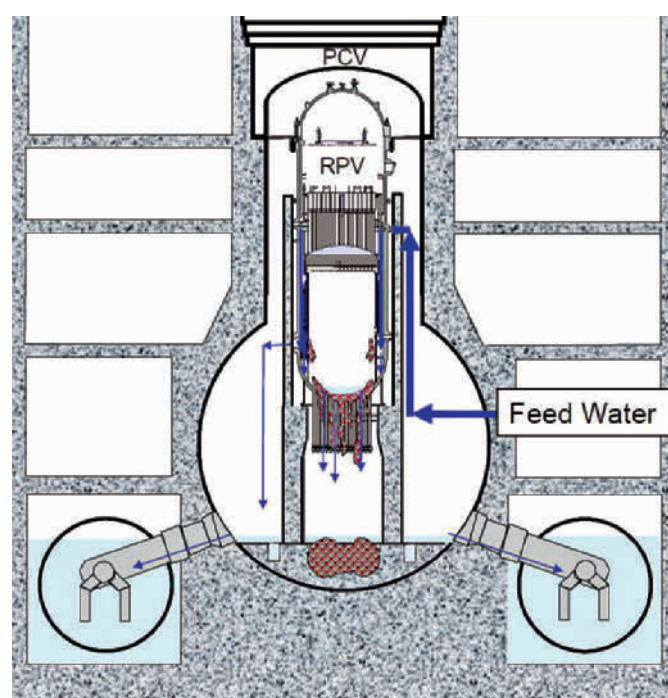


Abb. 4.1: Schematisch vereinfachte Darstellung der aus den Analysen abgeleiteten mutmaßlichen Verteilung des Kernmaterials (braun schraffiert) in Block 1 nach Wiederherstellung einer Bespeisung (Quelle: TEPCO).

Was ist eine Kernschmelze?

Bei Ausfall der Kernkühlung heizt sich der Reaktorkern lokal auf (zunächst einzelne Brennstäbe). Die Kernzerstörung beginnt mit der Oxidation und dem Bersten von Brennstab-Hüllrohren 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 oder den Kontakt verschiedener Stoffe miteinander. Hier ist entscheidend, dass solch eine Mischung oder Legierung oder der Kontakt der Stoffe miteinander eine Herabsetzung des Schmelzpunktes verglichen mit den Einzelstoffen bewirkt. Das trifft insbesondere auf die Steuerstäbe zu, die bei deutlich niedrigeren Temperaturen zu schmelzen beginnen.

Mit voranschreitender Kernaufheizung verstärkt sich die Oxidation der Zirkaloy-Brennstabhüllrohre sowie der Zirkaloy-Brennelementkästen. Die Oxidation ist eine exotherme Reaktion, die zusätzlich große Mengen Wärme im Kern freisetzt, so dass es zum Schmelzen der Steuerstäbe gefolgt von den Brennstäben kommt.

Oberhalb von etwa 1.750 °C beginnt Zirkaloy zu schmelzen, Zirkaloy-Oxid (ZrO₂) erst bei etwa 2.700 °C und UO₂ 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 Kernmaterialien. Beim Kernschmelzen 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, oder kann sich ins untere Plenum umlagern.

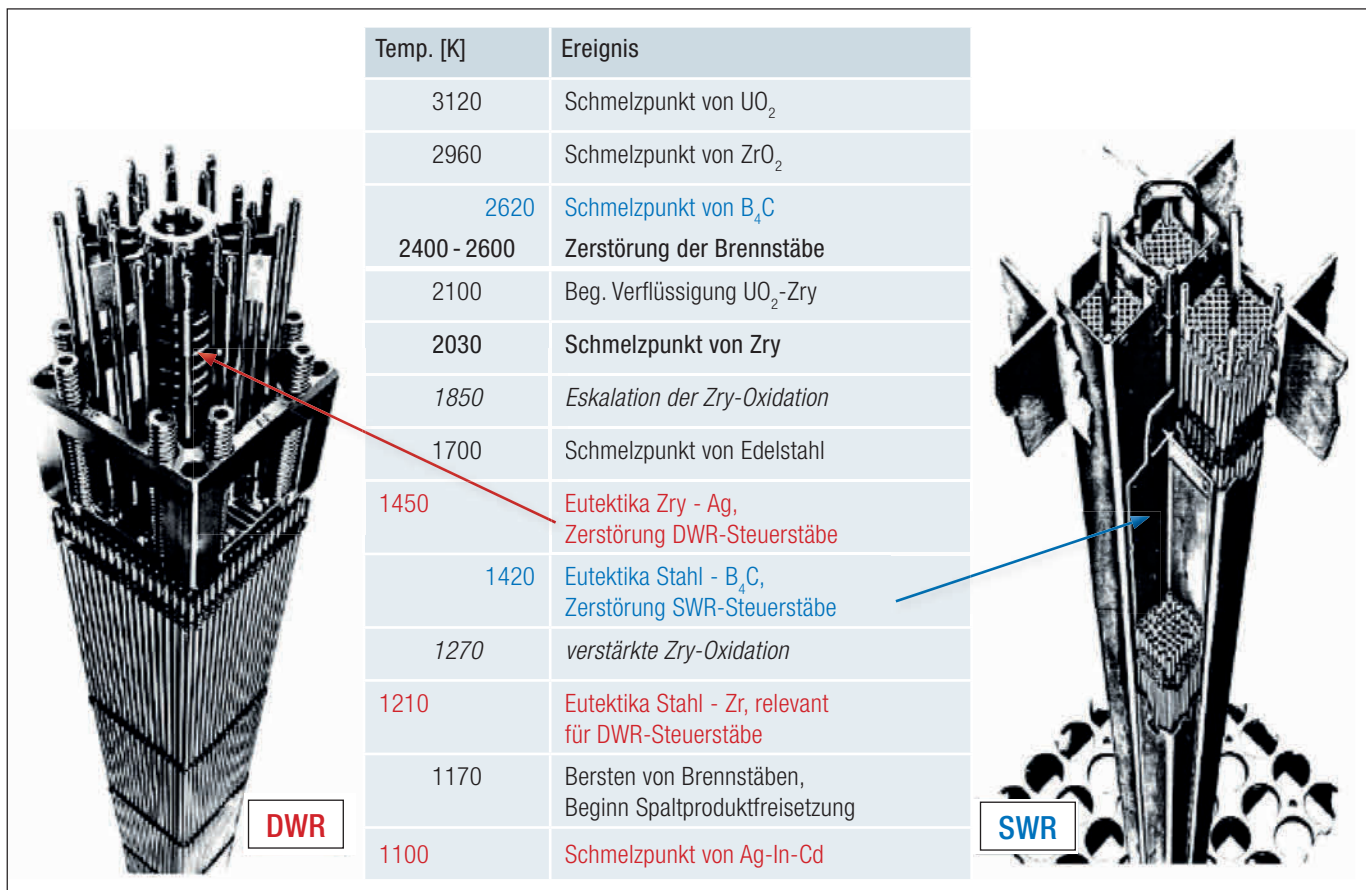


Abb. 4.2: Überblick über Schädigungsvorgänge und zugehörige Temperaturniveaus bei einer Kernschmelze in einem Druckwasser- (rot) bzw. Siedewasserreaktor (blau).

Dies lässt eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit weiterer Bildung von Wasserstoff und Kohlenmonoxid erwarten. Eine Variationsrechnung, bei der angenommen wurde, dass ein Strang des Notkondensations-systems zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktor zeitweise wieder in Betrieb war, führte zu keinen wesentlich anderen Ergebnissen.

Auf Grundlage dieser Analysen hat TEPCO eine mutmaßliche Verteilung des Kernmaterials schematisch dargestellt (► Abb. 4.1). TEPCO geht davon aus, dass der Kern komplett zerstört ist, sich die Kernschmelze weitgehend in den Sicherheitsbehälter verlagert hat und ca. 70 cm in den Betonboden des Sicherheitsbehälters eingedrungen ist, bevor die Schmelze-Beton-Wechselwirkung zum Erliegen kam; diese Abschätzung ist allerdings mit größeren Unsicherheiten behaftet. Die Dicke des Betonbodens beträgt ca. 2,6 m [4].

Block 2. In Block 2 fiel die Bespeisung des Reaktors mit dem RCIC-System erst etwa 69 bis 70 Stunden nach dem Erdbeben aus, was sich durch eine sinkende RDB-Füllstandsanzeige bemerkbar machte. Eine Meerwassereinspeisung über Feuerlöschleitungen begann erst nach rund 77 Stunden, nachdem der RDB druckentlastet wurde. Dabei ist unklar, welche Mengen tatsächlich in den RDB gelangten. Die TEPCO-Analysen des Unfallablaufs zeigen in Übereinstimmung mit den angezeigten Messwerten, dass der Füllstand im RDB bereits ca. 75 Stunden nach dem Erdbeben unter die Kernoberkante gesunken ist und der Kern etwa eine Stunde später komplett freigelegt wurde, so dass es zur Kernzerstörung kam. 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 einstellte, die Brennelemente also zumindest teilweise mit Wasser bedeckt waren. Unter diesen Randbedingungen wird der Kern in der Analyse nur zum Teil, vor allem im oberen Bereich zerstört. Das geschmolzene Kernmaterial verlagert sich innerhalb des RDB nach unten, ohne den RDB signifikant zu beschädigen bzw. aus dem RDB auf den Betonboden des Sicherheitsbehälters zu gelangen.

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 109 Stunden nach dem Erdbeben), zum Teil auch weiter auf den Betonboden im Sicherheitsbehälter.

Dass es nach Ausfall der Bespeisung durch das RCIC System zu einer Kernfreilegung und signifikanten Kernzerstörung mit Oxidation und Wasserstoffbildung gekommen ist, ist dagegen unstrittig, ebenso wie die Tatsache, dass die Integrität des RDB nicht mehr gegeben ist. Offen ist dagegen die Frage, ob es auch zu einem Austrag von Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter gekommen ist. Durch die unklare Effektivität der Wiederbespeisung des RDB nach Beginn der Kernzerstörung ergibt sich eine Bandbreite an möglichen Entwicklungen, wie auch die Analysevarianten ausweisen. Die langfristige Entwicklung hängt davon ab, ob sich ein RDB-Versagen mit nachfolgendem Schmelzeaustrag bewahrheitet [4].

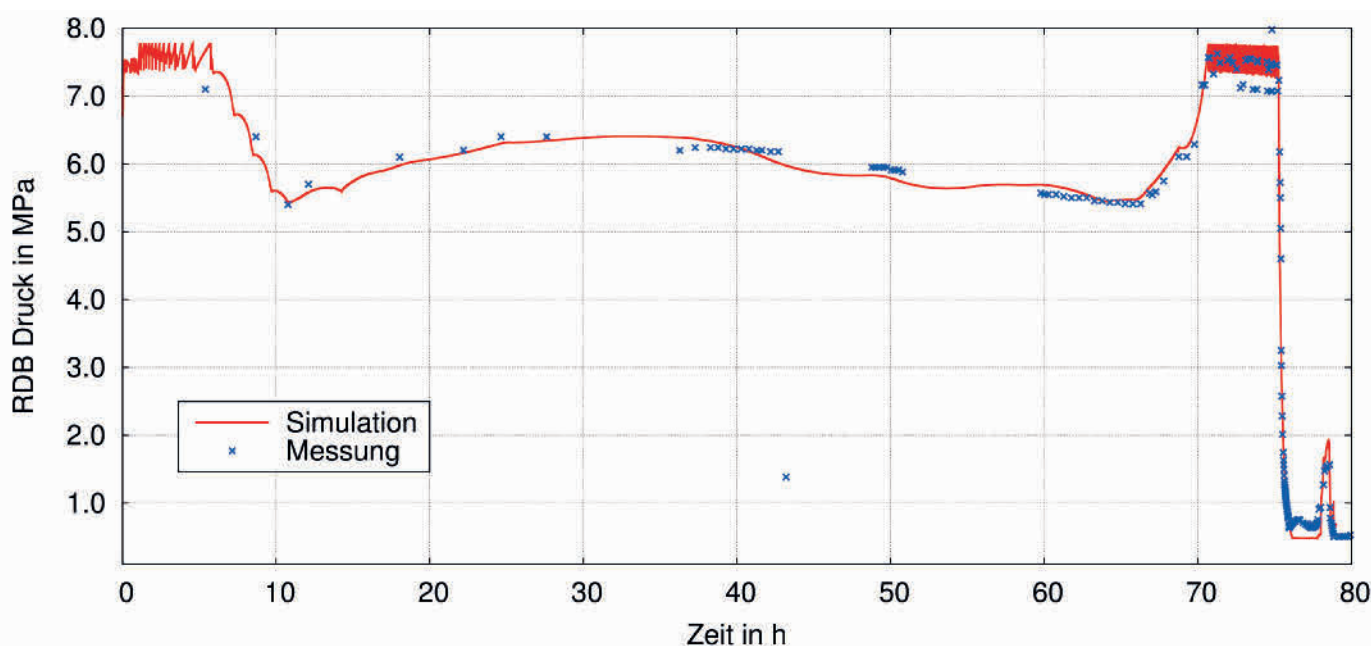


Abb. 4.3: Abbildung des Drucks im RDB nach der Analyse mit ATHLET-CD/COCOSYS (rot) und entsprechende Messwerte aus Block 2 (blau).

Block 3. In Block 3 war der Ablauf wesentlich komplexer, da anfangs noch eine Gleichspannungsversorgung gegeben war. Die Wärmeabfuhr erfolgte über ein zyklisch arbeitendes Sicherheitsventil, die Bespeisung des RDB erfolgte zunächst mit dem RCIC-System, und war erst nach dem Ausfall des danach genutzten Hochdruckeinspeisesystems (HPCI) ca. 36 Stunden nach dem Erdbeben für fast 7 Stunden unterbrochen. Rund 43 Stunden nach dem Erdbeben begann eine Einspeisung über Feuerlöschleitungen mit mobilen Pumpen nach Druckentlastung des RDB. Wie bei Block 2 ist dabei einerseits unklar, welche Mengen an Wasser tatsächlich in den RDB gelangten und andererseits kann aber auch nicht mit Sicherheit bestimmt werden, wie lange das HPCI tatsächlich bzgl. der RDB-Bespeisung wirksam war. Der RDB-Druck hatte zwischenzeitlich den für den Betrieb des HPCI-Systems notwendigen Druck zeitweise unterschritten und die beiden vorhandenen Messwerte des RDB-Füllstands zum Ende des HPCI-Betriebs widersprechen sich; die Kenntnis des Füllstands ist dabei essentiell für den weiteren Verlauf der Kernschädigung.

Nach den Unfallanalysen von TEPCO sank unter den gegebenen Bedingungen der Füllstand im RDB rund 40 Stunden nach dem Erdbeben 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 Einspeisung mit mobilen Systemen ebenfalls zwei Varianten gerechnet. Bei der ersten kommt es zu einem Wiederanstieg des Füllstands auf ein Niveau innerhalb des Kernbereichs. Bei der zweiten bleibt der Füllstand unterhalb des Kernbereichs, so dass in der Folge mit einer beginnenden Kernzerstörung und einer starken Oxidation und Wasserstoffbildung gerechnet wird, der in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wurde. In dieser Variante ergibt sich auch eine Beschädigung des RDB etwa 65 Stunden nach

dem Erdbeben mit nachfolgendem Austrag der Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter und zeitlich begrenzter Erosion des Betons. Dieser Ablauf erscheint insofern plausibel, da für die Wasserstoffexplosionen in der Folge in den Blöcken 3 und 4 größerer Mengen an Wasserstoff benötigt werden. Der Wasserstoff wurde über verschiedene Wege aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzt und über das Ventingsystem des Blocks 3 auch nach Block 4 eingetragen.

Die generell verbleibenden Unsicherheiten in den Analyseergebnissen sind ähnlich wie bereits für Block 1 und 2 dargestellt zu bewerten, allerdings sprechen die Beobachtungen an den betroffenen Blöcken für eine wesentlich stärkere Zerstörung als bei Block 2 analog des zweiten Berechnungsablaufs.

Erkenntnisse aus Analysen der GRS

Im Juni 2012 startete die OECD/NEA das Projekt »Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF)«, an dem neben anderen Fachorganisationen aus Frankreich, Japan, Korea, Russland, der Schweiz, Spanien, und den USA auch die GRS mitgewirkt hat. Ziel der zweijährigen Phase 1 des Projekts war es, den Unfallablauf in den Blöcken 1 bis 3 für die ersten 6 Tage nach Unfallbeginn mit unterschiedlichen Simulationsprogrammen zu berechnen und die Ergebnisse mit gemessenen Anlagendaten abzugleichen. Die Simulationen und der Vergleich mit den Messdaten dienen dazu, die Erkenntnisse über den Grad der Kernschädigungen und ggf. des RDB-Versagens zu vertiefen. Die OECD/CSNI hat einen zusammenfassenden Abschlussbericht dieser Phase des Projekts veröffentlicht.

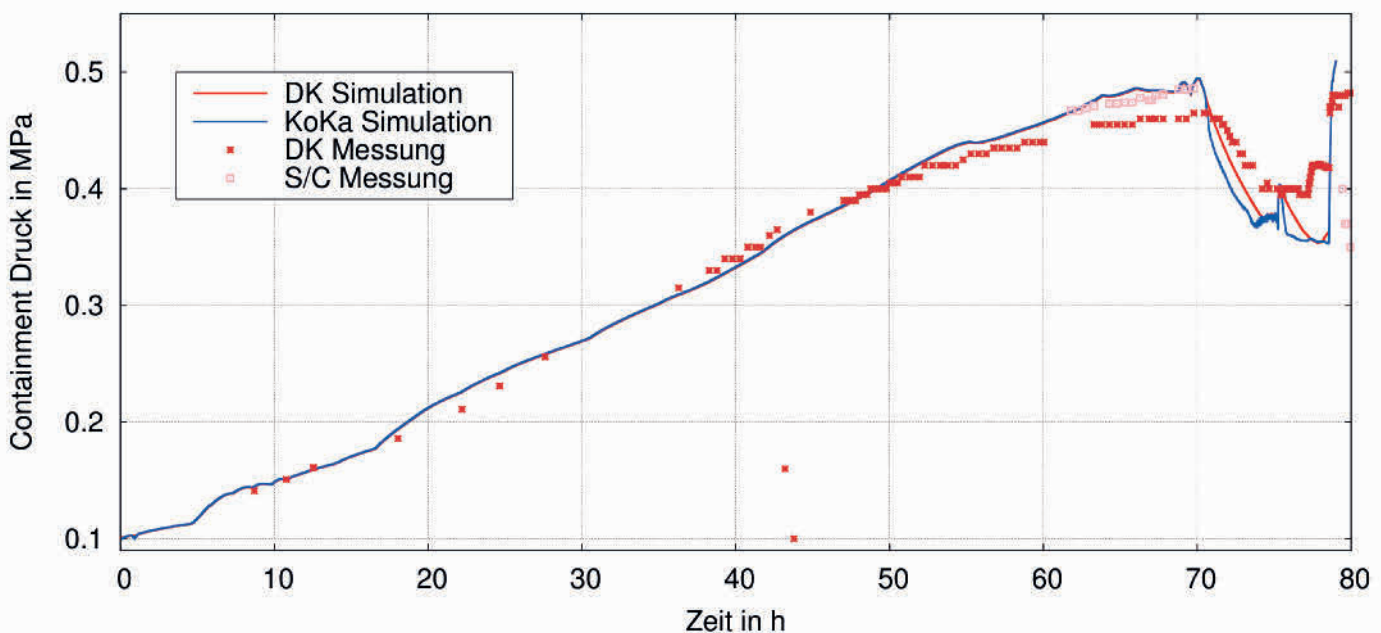


Abb. 4.4: Abbildung des Drucks im Sicherheitsbehälter (DK – Druckkammer, KoKa – Kondensationskammer/Torus) nach der Analyse mit ATHLET-CD/COCO-SYS (Linien) und entsprechende Messwerte aus Block 2.

Für ihre Analysen der Unfallabläufe in den baugleichen Blöcken 2 und 3 setzte die GRS das unter Förderung durch das Bundeswirtschaftsministerium entwickelte Codesystem ATHLET-CD / COCOSYS ein. Basierend auf den Erfahrungen der GRS aus Unfallanalysen im Rahmen von Probabilistischen Sicherheitsanalysen für Siedewasserreaktoren (SWR) [108, 109] wurde dazu mit den im Rahmen des BSAF-Projekts zur Verfügung gestellten Anlagendaten ein entsprechender Datensatz [110] aufgestellt. Daneben war es erforderlich, für die Faktoren, die den Unfallablauf und das Ausmaß der Kernschäden maßgeblich bestimmen, für die jedoch keine bzw. keine verlässlichen Messdaten vorliegen, realistische Annahmen zu treffen. Dies betrifft beispielsweise die Einspeiseraten der dampfbetriebenen Notkühlsysteme RCIC und HPCI vor der Kernzerstörung und die Massendurchsätze der zum Sprühen im Containment von Block 3 genutzten Feuerlöschpumpen. Alle Massenströme wurden im Wesentlichen aus dem Vergleich mit Messwerten z. B. des Druckes in RDB und Sicherheitsbehälter in den Blöcken 2 und 3 bestimmt.

Die Unfallanalysen konnten für den Zeitbereich einiger Tage bis zu einem vorhergesagten RDB-Versagen mit erwartetem Schmelzeaustrag bei Block 3 (nach ca. 2 Tagen) bzw. einem ersten Wiederfluten des teilzerstörten Reaktorkerns in Block 2 (nach mehr als 3 Tagen) erstellt werden.

Block 2. Die Analysen starten mit Beginn des Ereignisses beim Erdbeben (Zeitpunkt 0 Stunden). Aufgrund des kompletten Spannungsausfalls ca. 45 min nach dem Erdbeben mit dem Eintreffen des Tsunamis in Block 2 konnte das vorher zur Erhaltung der Kernkühlung eingeschaltete, dampfbetriebene RCIC-System nur noch unkontrolliert für die nächsten rund 22 Stunden weiterlaufen. In den ersten ca. 6 Stunden wurde

der RDB-Druck zusätzlich durch ein Sicherheitsventil (SV) begrenzt (► Abb. 4.3). Der Abdampf des RCIC-Systems und der über das SV abgeblasene Dampf werden an unterschiedlichen Orten in die Wasservorlage im Torus (der Kondensationskammer) eingeleitet, wodurch sich das Wasser zunehmend aufwärmt und später lokal zu sieden beginnt. Dadurch steigt auch der Druck im Sicherheitsbehälter ab etwa 5 Stunden deutlich an (► Abb. 4.4). Um den Druckanstieg gemäß der Messwerte berechnen zu können, musste ein zusätzlicher Wärmeaustrag aus dem Torus angenommen werden, der durch einen in Folge des Tsunami gefluteten Torusraum im Reaktorgebäude begründet ist. Diese Annahme hat sich inzwischen bestätigt. Mit dem RCIC-System wurde der RDB überspeist, d. h. der Wasserspiegel steigt bis zur Frischdampfleitung an. Mit dem RCIC System konnte mehr Energie aus dem RDB abgeführt werden, als durch die Nachzerfallsleistung im Kern zugeführt wurde, so dass der Druck im RDB bis zum Ausfall des RCIC-Systems nach ca. 70 Stunden zwar hoch, aber unter dem Ansprechdruck der SV lag. Mit Ausfall des RCIC-Systems stieg der Druck im RDB soweit an, dass er durch mindestens eines der acht SV nachfolgend begrenzt wurde. Das Ziel der nach ca. 75 Stunden eingeleiteten Druckentlastung des RDB (► Abb. 4.2) war es, eine Bespeisung mit externen Pumpen bei niedrigem RDB-Druck zu ermöglichen.

Auch die Ergebnisse der GRS-Analysen zeigen, dass es wegen der fehlenden RDB-Bespeisung im Zeitbereich ab ~75 Stunden bis zum Beginn der Bespeisung mit mobilen Pumpen zu einer Kernaufheizung mit Oxidation von Kernmaterialien und Wasserstoffbildung sowie zu einer lokalen Zerstörung insbesondere von Steuerstäben und Brennelementkästen kommt, so dass sich Schmelze in den unteren Kernbereich umlagert. In ► Abb. 4.5 wird das Ergebnis der Analyse anhand des

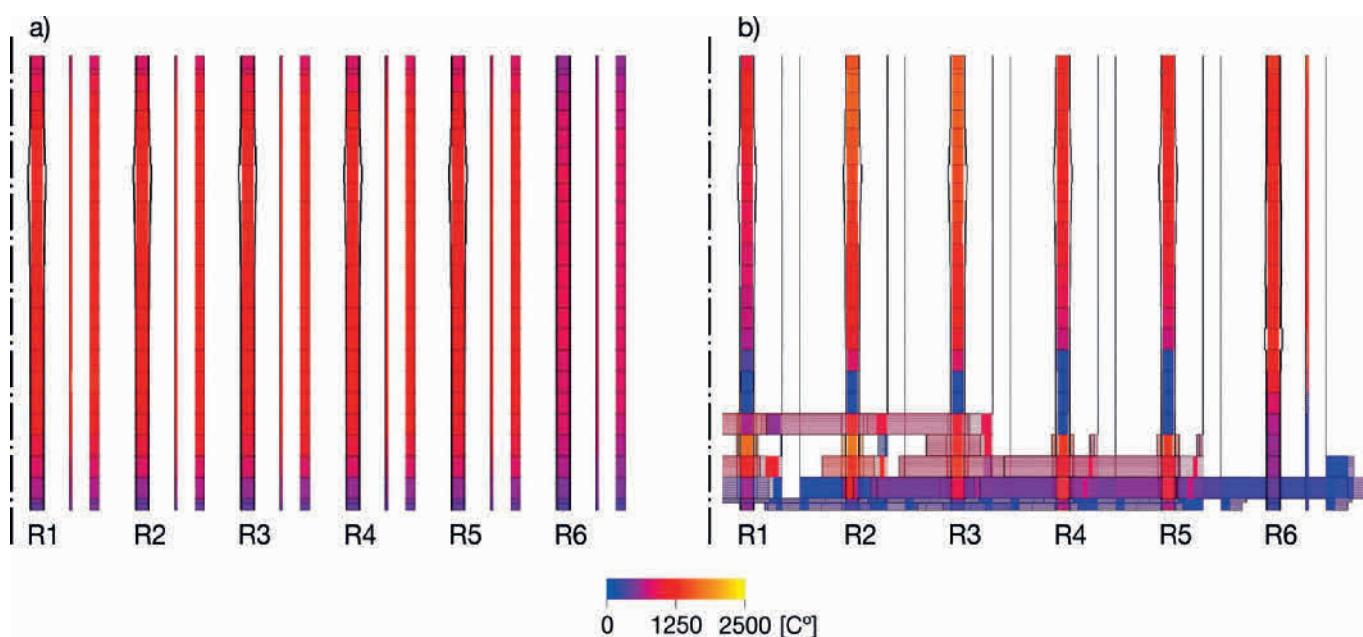


Abb. 4.5: Abbildung des axialen und radialen Temperaturprofils inkl. einer Materialumlagerung in den modellierten Kernringen R1 – R6 (je Ring: Brennstab, BE-Kasten, Steuerstab) nach a) 77,1 h (Beginn Kernzerstörung) und b) 79,1 h (Ende der Analyse) im Unfallablauf als Ergebnis der ATHLET-CD/COCOSYS Analyse.

axialen und radialen Temperaturprofils inkl. einer Materialumlagerung in den modellierten Ringen R1 - R6 des Kerns dargestellt. Dabei werden für jeden Kernring getrennt jeweils die Zustände bzgl. der Brennstäbe, der BE-Kästen, sowie der Steuerstäbe dargestellt, um das Ausmaß der Kernzerstörung zu verdeutlichen. Auch einige der Brennelemente werden lokal geschädigt, so dass radioaktives Material freigesetzt wird. Das berechnete Ausmaß der Kernzerstörung ist (derzeit bis zu einer ersten Wiederbespeisung des Kerns) begrenzt, wie ► Abb. 4.5 zeigt, d. h. es kommt zu keiner Verlagerung von Schmelze in das untere Plenum des RDB. Die Rechnungen zeigen ferner, dass Schäden an der Instrumentierung des Reaktorkerns trotzdem auftreten können, deren Zuleitungen durch Durchführungen am RDB-Boden in den Sicherheitsbehälter geführt werden. Langfristig tritt dadurch in den RDB eingespeistes Kühlmittel aus diesem in den Sicherheitsbehälter wieder aus. Die Analysen werden derzeit in der laufenden Phase 2 des BSAF Projektes fortgesetzt.

Block 3. Auch die Analysen für Block 3 starten mit Beginn des Ereignisses beim Erdbeben (Zeitpunkt 0 Stunden) und berücksichtigen den Spannungsausfall mit dem Eintreffen des Tsunamis ca. 45 min nach dem Erdbeben, der aber in Block 3 nicht alle Systeme betraf. In den ersten rund 22 Stunden des Unfallablaufes arbeitete das dampfbetriebene RCIC-System und hielt durch das eingespeiste Wasser aus dem Kondensatvorratsbehälter den RDB-Füllstand hoch, so dass der

Reaktorkern bedeckt blieb. Durch die teilweise vorhandene Gleichspannungsversorgung konnte ein Zustand durch die Operateure eingestellt werden, der ein Überspeisen des RDB wie in Block 2 verhinderte. Parallel dazu wird der RDB-Druck (► Abb. 4.6) durch ein SV wirksam begrenzt und die Nachwärme abgeführt werden. Der Abdampf des RCIC-Systems und der über das SV abgeblasene Dampf werden wie in Block 2 an unterschiedlichen Orten in die Wasservorlage im Torus der Kondensationskammer eingeleitet, wodurch sich das Wasser zunehmend aufwärmt und später lokal zu sieden beginnt. Dadurch steigt auch der Druck im Sicherheitsbehälter ab ~7,5 Stunden deutlich an (► Abb. 4.7), allerdings deutlich schneller als in Block 2. Innerhalb der ersten ca. 20 Stunden wird ein ca. doppelt so hoher Druck im Sicherheitsbehälter erreicht. Daher ist bei Block 3 nicht davon auszugehen, dass der Torusraum als Folge des Tsunami geflutet wurde.

Nachdem die RCIC-Einspeisung endet, wurde nach ca. 22 Stunden das leistungsstärkere, ebenfalls dampfbetriebene HPCI-System gestartet. Dadurch steigt der RDB-Füllstand kurzzeitig an, während der RDB-Druck durch die Dampfentnahme stark abfällt (► Abb. 4.6), so dass auch das vorher arbeitende SV komplett geschlossen bleibt. Aufgrund des fallenden RDB-Drucks durch die Dampfentnahme, der sich nahe der unteren Auslegungsgrenze des HPCI-Systems stabilisiert, geht auch die Einspeisung in den RDB zurück und der RDB-Füllstand beginnt kontinuierlich abzufallen. Nach rund 35 Stunden wurde die nicht

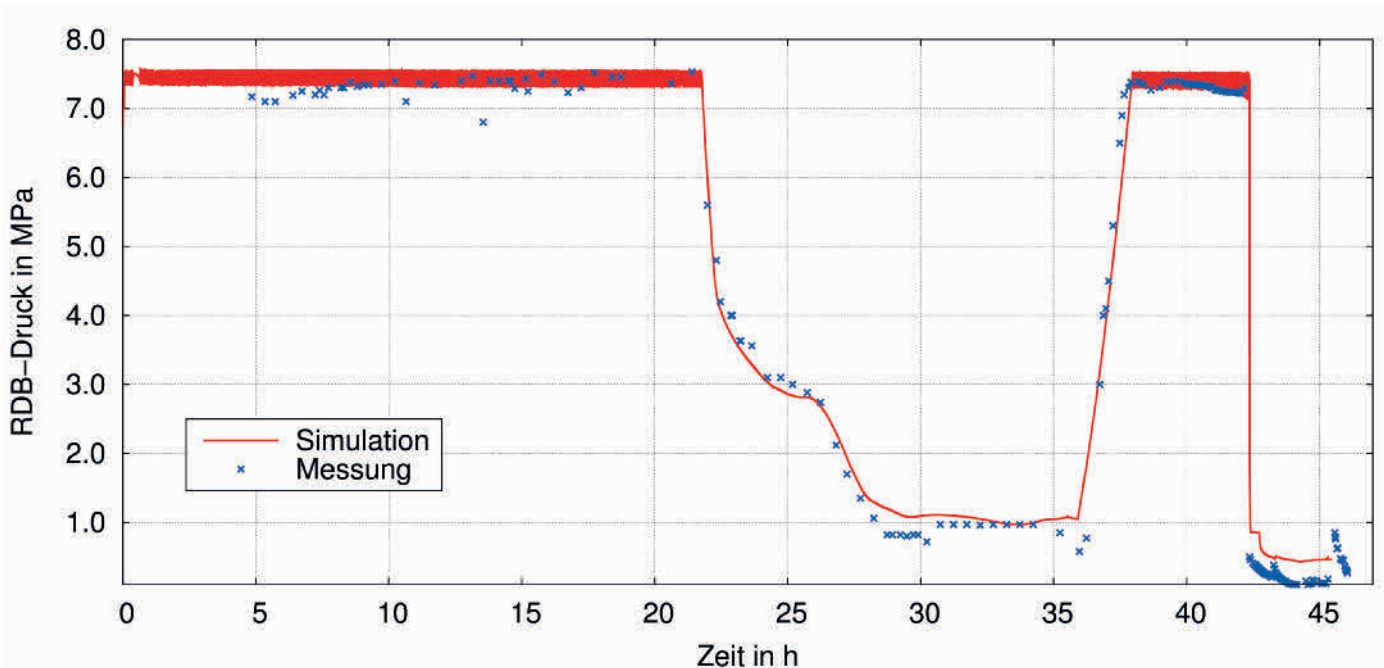


Abb. 4.6: Abbildung des Drucks im RDB nach der Analyse mit ATHLET-CD/COCOSYS (rot) und entsprechende Messwerte aus Block 3 (blau).

mehr effektive HPCI-Einspeisung gestoppt, und es sollte eine mobile Einspeisung aufgebaut werden. Da sich dies verzögerte, stieg der RDB-Druck durch die fehlende Wärmeabfuhr wieder rasch an (► Abb. 4.6). In der Folge öffnete wiederum ein SV, um den RDB-Druck zu begrenzen. Dieser Zustand machte eine Bespeisung mit mobilen Systemen unmöglich. Der Verlauf des Drucks im Sicherheitsbehälter (► Abb. 4.7) zeigt, dass dieser zwischenzeitlich nach Beginn der HPCI-Einspeisung in den RDB wieder abfällt, was unter anderem auf die zusätzliche Nutzung von Sprühsystemen im Gasraum des Torus zurückzuführen ist. Schließlich fand nach etwa 43 Stunden eine erste Druckentlastung des Sicherheitsbehälters statt, da der Druck als Folge der bei der Kernaufheizung und -zerstörung ab ca. 40 Stunden freigesetzten nicht kondensierbaren Gase stark angestiegen war; auch dies konnte simuliert werden.

Die Ergebnisse der GRS-Analysen zeigen ferner, dass es wegen der fehlenden RDB-Bespeisung spätestens nach Ausfall des HPCI-Systems und des dann kontinuierlichen Abfalls des RDB-Füllstands zu einer Kernaufheizung mit Oxidation von Kernmaterialien und Wasserstoffbildung sowie zu einer starken Kernzerstörung kommt. Nach etwa 42 Stunden beginnt der Brennstoff zu schmelzen, und etwas mehr als eine Stunde später kommt es zu einer signifikanten Materialumlagerung ins untere Plenum des RDB. In ► Abb. 4.8 wird das Ergebnis der Analyse anhand des axialen und radialen Temperaturprofils inkl. einer

Materialumlagerung in den modellierten Ringen R1 - R6 des Kerns dargestellt. Wie für Block 2 werden für jeden Kernring getrennt jeweils die Zustände bzgl. der Brennstäbe, der BE-Kästen, sowie der Steuerstäbe dargestellt, um das Ausmaß der Kernzerstörung zu verdeutlichen. ► Abb. 4.8 a) zeigt den Zustand des teilweise zerstörten Kerns vor einer Materialumlagerung ins untere Plenum und ► Abb. 4.8 b) den Endzustand der Analyse, wobei weiße Bereiche im inneren unteren Kernbereich anzeigen, dass dort der Kern vollständig zerstört ist. Zum Ende der Analyse nach ca. 46 Stunden sind die inneren Kernbereiche sowie die BE-Kästen und Steuerstäbe weitestgehend zerstört (Zustand in ► Abb. 4.8 b) und große Teile der Kernschmelze ins untere Plenum umgelagert. Die Rechnung aus Phase 1 endet mit dem Versagen des RDB im unteren Plenum. Die Analysen werden in der derzeit laufenden Phase 2 des BSAF Projektes fortgesetzt.

Die Geometrie des Reaktorkerns, der Kerngitterplatte und der von unten eingeführten Steuerstäbe bei einem SWR kann eine Verlagerung von Kernschmelze auch vor dem vollständigen Schmelzen des Kerns ermöglichen. Hier bestehen aber noch größere Kenntnis- und Modellierungslücken, die mit Erkenntnissen aus dem späteren Rückbau der Anlagen verringert werden sollen.

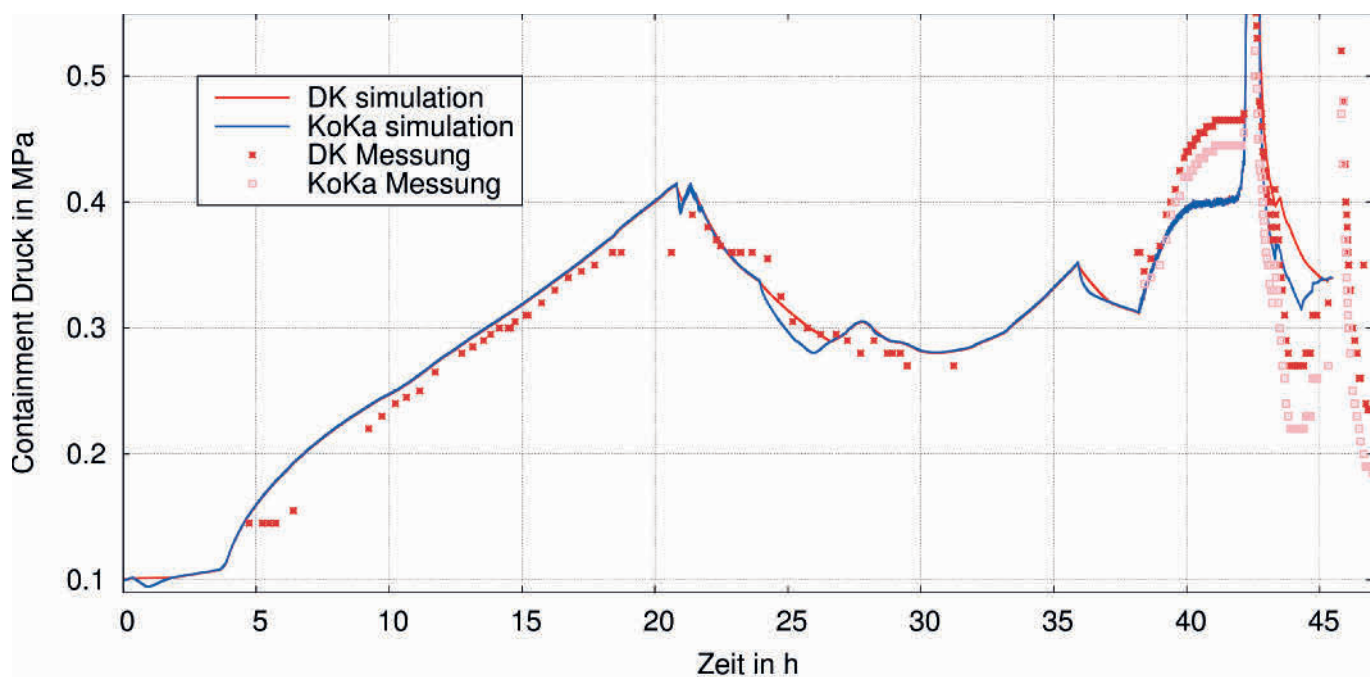


Abb. 4.7: Abbildung des Drucks im Sicherheitsbehälter (DK – Druckkammer, KoKa – Kondensationskammer/Torus) nach der Analyse mit ATHLET-CD/COCO-SYS (Linien) und entsprechende Messwerte aus Block 3.

Fazit und Ausblick

Sowohl die hier vorgestellten Simulationen als auch diejenigen, die von den übrigen Partnern in der Phase 1 des OECD BSAF-Projekt mit anderen Programmen wie ASTEC, MELCOR, MAAP, SAMPSON oder SOCRAT errechnet wurden, zeigen noch größere Unterschiede im Hinblick auf den Umfang der Kernzerstörung, die dabei entstandene Menge an Wasserstoff sowie dem Zeitpunkt und der Möglichkeit einer Beschädigung des RDB gefolgt von einem Schmelzeaustrag in den Sicherheitsbehälter. Dies wird bedingt durch Unterschiede in einzelnen physikalischen Modellen in den Codes (z. B. zur Kernzerstörung und Materialumlagerung im RDB) als auch durch Unterschiede im Detail der erstellten (der sog. Nodalisierung der Anlage) und insbesondere des Reaktorkerns sowie schließlich durch unsichere Informationen hinsichtlich des Zeitpunktes und der Wirksamkeit (Massenstrom) einer Wiederbespeisung der RDB nach der Kernzerstörungsphase mit mobilen Systemen. Gleichwohl bestätigen diese Analysen klar die Tatsache, dass es in allen drei Blöcken zu erheblichen Kernschäden und einer Beschädigung des RDB gekommen ist, wobei teilweise auch Kernschmelze aus dem RDB ausgetreten ist. Auch wenn sich der Kernzerstörungszustand noch nicht gesichert bestimmen lässt, so zeigt sich eine eindeutige Tendenz hin zu einer lokalen (in Block 2) bzw. starken (in Block 3) bis vollständigen (in Block 1) Kernzerstörung mit massiver Schmelzeumlagerung innerhalb des RDB und einem teilweisen Austrag in den Sicherheitsbehälter (in Block 1 und vermutlich in Block 3) mit

zeitlich begrenzter Betonerosion. Eine Beschädigung des RDB oder seiner Durchführungen ist mit höherer Wahrscheinlichkeit auch für Block 2 anzunehmen. Diese Ergebnisse stehen im Einklang mit tatsächlich beobachteten Phänomenen wie der Freisetzung erheblicher Mengen an Spaltprodukten und den Zerstörungen der Reaktorgebäude der Blöcke 1, 3 und 4 durch Wasserstoffexplosionen, die ohne massive Kernschäden bzw. Kernoxidation nicht zu erklären sind.

Um das durch die genannten Unsicherheiten bedingte Spektrum an möglichen Ereignissen in den Unfallabläufen weiter eingrenzen zu können, werden in einer zweiten Phase des BSAF-Projekts seit Frühjahr 2015 die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern in den Sicherheitsbehälter und weiter über die Reaktorgebäude in die Umgebung in den Unfallanalysen berücksichtigt und der Analysezeitraum auf die ersten drei Wochen des Unfalls ausgeweitet. Zur Absicherung der Quellterme berechnen einzelne der teilnehmenden Organisationen auch die atmosphärische Ausbreitung der nach den verschiedenen Simulationen freigesetzten Radionuklide und deren nachfolgende Ablagerung auf dem Anlagengelände. Ein anschließender Vergleich mit den tatsächlich gemessenen radioaktiven Belastungen im Umkreis der Anlagen soll dann eine weiter verbesserte Einschätzung erlauben, wie realitätsnah die jeweilige Simulation und damit die bei ihrer Erstellung getroffenen Annahmen sind. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden nach dem Ende der zweiten Projektphase im Jahr 2018 durch die OECD/NEA veröffentlicht.

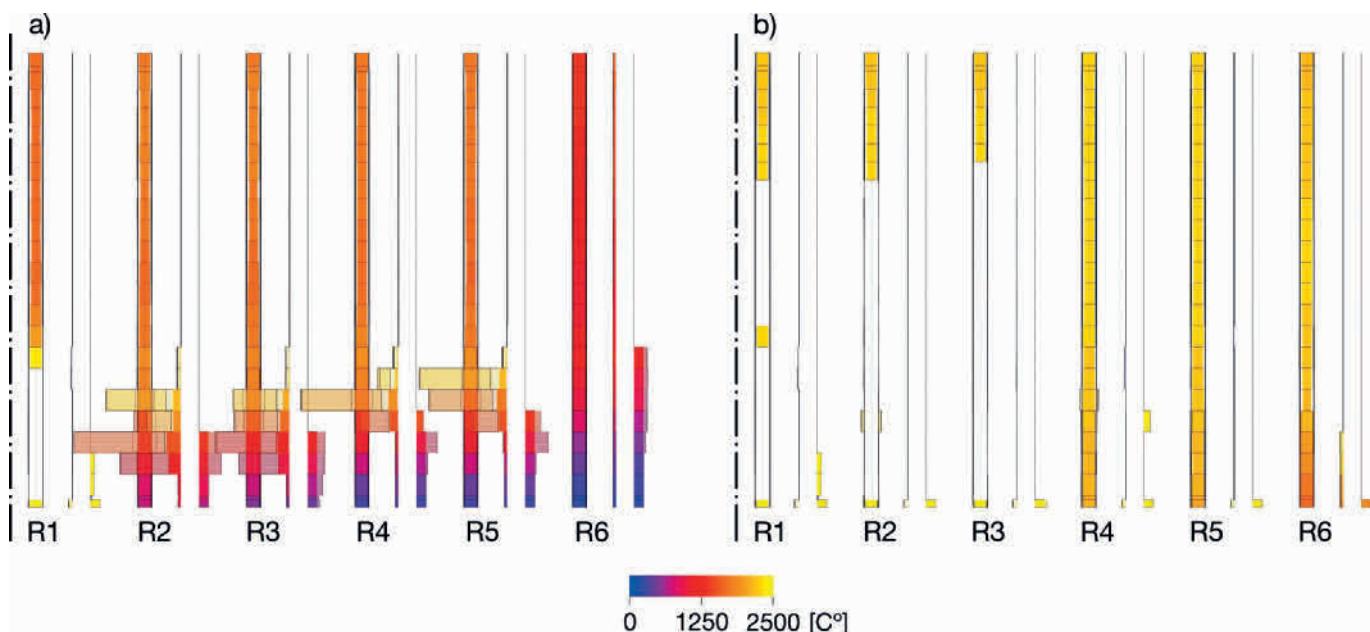


Abb. 4.8: Abbildung des axialen und radialen Temperaturprofils in den modellierten Kernringen R1 – R6 inkl. einer Materialumlagerung (je Ring: Brennstab, BE-Kasten, Steuerstab) nach a) 43,2 h (vor Materialumlagerung ins untere Plenum) und b) 46,1 h (vor RDB-Versagen) im Unfallablauf als Ergebnis der ATHLET-CD/COCOSYS Analyse.

5 Radiologische Folgen des Unfalls

5.1 Menge freigesetzter radioaktiver 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 radioaktive Stoffe darüber hinaus auch mit austretendem Wasser in den Pazifik.

Luftgetragene Freisetzungen

Abschätzungsmethoden. Genaue Abschätzungen der freigesetzten Menge an radioaktiven Stoffen gestalten sich aus mehreren Gründen als schwierig. Die Freisetzungen während des Unfallgeschehens konnten u. a. durch Ausfälle fest installierter Messgeräte aufgrund des Erdbebens und des anschließenden Tsunamis sowie durch die Explosionen am Standort messtechnisch nicht erfasst werden. Für Abschätzungen werden daher die aus der Umweltüberwachung verfügbaren Mesdaten herangezogen, beispielsweise zeitliche Verläufe der Ortsdosisleistung (ODL) an unterschiedlichen Messpunkten oder abgelagerte Radioaktivität in Bodenproben. Mit Hilfe von atmosphärischen Ausbreitungsrechnungen, in denen die verfügbaren meteorologischen Daten

berücksichtigt werden, können dann Rückschlüsse auf die Menge der luftgetragenen Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe gezogen werden. Eine andere Möglichkeit zur Abschätzung der Gesamtfreisetzung besteht in Analysen und Simulationen des Anlagenverhaltens während des Unfallablaufs. Auch hier besteht eine Reihe von Unsicherheiten, die Auswirkungen auf die Genauigkeit der abgeschätzten Freisetzungsmengen haben.

Abgeschätzte Mengen. Die japanische Regierung geht in ihrem Bericht an die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) von September 2011 aufgrund solcher Abschätzungen davon aus, dass die Gesamtfreisetzung in die Umgebungsluft durch den Unfall für Jod-131 bei etwa $1 \text{ bis } 2 \times 10^{17}$ Becquerel (Bq) und für Cäsium-137 eine Größenordnung niedriger bei etwa $1 \text{ bis } 2 \times 10^{16}$ Bq gelegen hat [10]. Weitere Werte, die beispielsweise vom Betreiber TEPCO [35], dem französischen *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire* (IRSN) [113], der Weltgesundheitsorganisation WHO [42] oder dem *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation* (UNSCEAR) [114] veröffentlicht wurden, liegen in der gleichen Größenordnung. Die IAEO hat vorliegende Abschätzungen in ihrem Bericht 2015 [137] zusammengefasst. Demnach liegt der Wert für Jod-131 im Bereich von etwa $1 \text{ bis } 4 \times 10^{17}$ Bq, der für Cäsium-134 bei etwa $8,3 \text{ bis } 50 \times 10^{15}$ Bq und der für Cäsium-137 bei etwa $7 \text{ bis } 20 \times 10^{15}$ Bq.

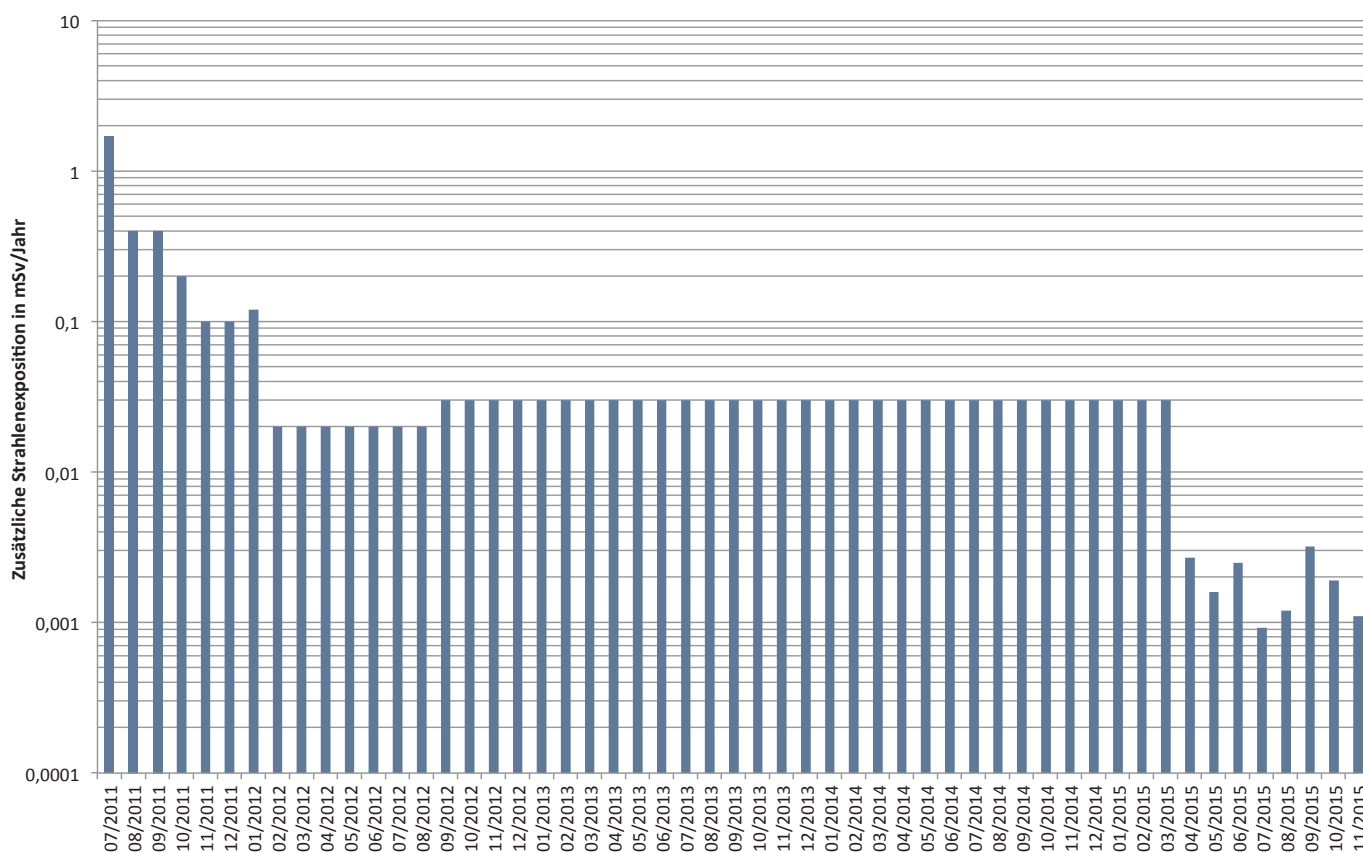


Abb. 5.1: Zeitlicher Verlauf ab Juli 2011 der vom Betreiber abgeschätzten zusätzlichen maximalen potenziellen Strahlenexposition an der Grenze des Anlagenzaunes für den Fall, dass sich eine Person dauerhaft dort aufhält, aufgetragen auf einer halblogarithmischen Skala. Die verwendete Abschätzungsmethodik wurde im September 2012 und im April 2015 modifiziert (Datenquelle: TEPCO).

Bodenproben zeigten, dass sich hauptsächlich radioaktives Jod-131, Cäsium-134 und Cäsium-137 in der Umgebung ablagerten. Aufgrund der kurzen Halbwertszeit von acht Tagen war Jod-131 nur in den ersten Wochen nach dem Unfall radiologisch relevant. Es wurde nur in den ersten Monaten nachgewiesen und trägt demnach zur Strahlenexposition seitdem nicht mehr bei.

Unterschiede zu Tschernobyl. Im Vergleich zum Unfall in Tschernobyl lag nach Angaben der damaligen japanischen Aufsichtsbehörde NISA (seit September 2012: NRA) der Gesamtbetrag der luftgetragenen Freisetzungen von Jod-131 und Cäsium-137 in der Größenordnung von etwa 10 % der in Tschernobyl freigesetzten Radioaktivität im Sinne eines Jodäquivalents [16]. Dies deckt sich mit Angaben in weiteren Berichten wie beispielsweise von UNSCEAR-2013 (10 bis 20 %) [114] oder von der IAEA 2015 (Gesamtmenge der luftgetragenen Freisetzungen lag etwa eine Größenordnung unter der von Tschernobyl) [136].

Neben der Menge unterscheidet sich 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 mit Stand Anfang 2016 nach wie vor radioaktive Stoffe aus den Blöcken 1 bis 3 in die Umgebungsluft freigesetzt, u. a. durch Aufwirbelung kontaminierter Stäube und Verdunstung kontaminierter Kühlwässer. Bezogen auf den Zeitpunkt des Unfalls sind diese allerdings um Größenordnungen geringer. Nach einer Studie des Betreibers von Mai 2012 erfolgten über 99 % der Gesamtfreisetzungen in die Umgebungsluft im März 2011 [35]. Die Freisetzungsraten haben demnach am 15. März 2011 in der Größenordnung von bis zu 8×10^{14} Bq pro Stunde (Bq/h) gelegen, im Juli 2011 dagegen bei etwa 1×10^9 Bq/h.

Für Abschätzungen der Freisetzungsraten analysiert der Betreiber regelmäßig Luftproben, die an unterschiedlichen Orten auf dem Gelände genommen werden. Mit Stand November 2015 lag die Luftaktivität im Bereich des Anlagenzauns durch aktuelle Freisetzungen nach Betreiberabschätzungen bei etwa $2,6 \times 10^{-11}$ Bq/cm³ für Cäsium-134 und $8,2 \times 10^{-11}$ Bq/cm³ für Cäsium-137. Auf dieser Grundlage kommt der Betreiber zu dem Schluss, dass die sich daraus ergebenden zusätzlichen maximalen Strahlenexposition für eine Person an der Grenze des Anlagengeländes bei einer potenziellen Dosis von weniger als 1,1 Mikrosievert pro Jahr ($\mu\text{Sv/a}$) liegt, einem Wert, der gegenüber Juli 2011 um etwa drei Größenordnungen niedriger liegt (► Abb. 5.1) [111] (Anm.: Bei der Einheit Sievert (Sv) handelt es sich um ein Maß für die bewertete biologische Wirkung ionisierender Strahlung in unterschiedlichen Gewebearten, die in Form einer sog. effektiven Dosis angegeben wird. 1 Sv sind 1.000 mSv oder 1.000.000 μSv).

Im Juli 2014 berichtete das japanische Landwirtschaftsministerium (MAFF) unter Berufung auf eine Untersuchung der Kyoto Universität, dass nicht ausgeschlossen werden kann, dass die im August 2013 durchgeführten Arbeiten des Betreibers zur Beseitigung von Trümmern an Block 3 zu einer Cäsium-Kontamination mehrerer Reisfelder – bedingt durch eine luftgetragene Freisetzung – außerhalb der Evakuierungszone und dadurch zu Überschreitungen des Lebensmittelgrenzwertes von 100 Bq/kg geführt haben. Die vorgefundene Verteilung des Cäsiums innerhalb der Pflanzen ließe sich nicht alleine durch die Freisetzungen aus 2011 erklären. Demgegenüber kam die japanische NRA im Herbst 2014 zu dem Schluss, dass aufgrund der Partikelzusammensetzung und abgeschätzten Freisetzungsmengen die Kontamination durch die Trümmerbeseitigung nicht erklärt werden kann. Stattdessen geht die NRA davon aus, dass die Kontamination eher durch Einträge von durch die Freisetzungen in 2011 kontaminiertem Grundwasser und Flüssen verursacht wurde. Das Landwirtschaftsministerium stellte seine Untersuchungen im Mai 2015 ohne abschließende Klärung ein. Von einem elfköpfigen internationalen Expertenteam unter Beteiligung der Kyoto Universität wurde Anfang 2016 der Abschlussbericht vorgelegt, der die ursprüngliche These durch zusätzliche Indizien weiter untermauert [138].

Wassergetragene Freisetzungen

Durch das Bersten der Primärkühlkreisläufe konnte das darin enthaltene Wasser innerhalb der Gebäude austreten. Darüber hinaus wurden im Rahmen der Notfallmaßnahmen 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 und wurde teilweise nach draußen freigesetzt. Analysen zeigten auch hier hauptsächlich Kontaminationen mit Jod-, Cäsium-, Tritium- und Strontiumisotopen. Die wassergetragenen Freisetzungen entsprechen laut UNSCEAR [114] etwa 10 % bzw. 50 % der entsprechenden Aktivität luftgetragener Freisetzungen für Jod-131 bzw. Cäsium-137. Auf Basis gemessener Nuklidkonzentrationen handelte es sich nach Angaben der IAEA damit um die bislang größte durch einen Unfall verursachte Freisetzung von Radionukliden in einen Ozean [136].

Freisetzungen von kontaminiertem Wasser. Anfang April 2011 gelangte ein Teil des hochkontaminierten Wassers unkontrolliert in den Pazifik. Nach Abschätzungen des Betreibers aufgrund von Messungen, die radioaktive Jod- und Cäsiumisotope zeigten, traten in der Zeit zwischen dem 1. und 6. April 2011 etwa 500 Kubikmeter Wasser mit einer Aktivität von insgesamt 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 [115], [116]. 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 Kubikmeter schwach kontaminiertes Wasser mit einer Gesamtaktivität (Jod und Cäsium) 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 Kubikmeter Wasser mit einer Gesamtaktivität (Jod und Cäsium) von 2×10^{13} Bq aus dem Maschinenhaus von Block 3 unkontrolliert in den Pazifik aus [10].

Aufgrund von Leckagen insbesondere der Lagertanks für kontaminiertes Wasser kam es im weiteren Verlauf immer wieder zu Freisetzen, die teilweise in das Meer gelangten. So traten beispielsweise im April 2013 nach Schätzungen des Betreibers etwa 120 Kubikmeter Wasser mit einer Gesamtbeta-Aktivitätskonzentration von etwa 5,9 kBq/l (1 kBq/l = 1.000 Bq/l) aus einem unterirdischen Tank in das

umgebende Erdreich aus [86]. TEPCO fand bei der anschließenden Untersuchung weitere Leckagen an anderen unterirdischen Tanks und pumpte in Folge das darin enthaltene Wasser in andere Tanks um.

Aufgrund von Undichtigkeiten traten zudem im August 2013 etwa 300 Kubikmeter kontaminiertes Wasser mit einer Gesamtbeta-Aktivitätskonzentration von 8×10^7 Bq/l aus einem Stahltank aus. Das Ereignis wurde durch die japanische NRA zunächst als INES 3 eingestuft (► Kapitel 3.6). Im Februar 2014 flossen zudem weitere ca. 100 Kubikmeter Wasser mit einer Gesamtbeta-Aktivitätskonzentration von $2,3 \times 10^8$ Bq/l aus einem Lagertank und belasteten das umliegende Erdreich [96]. Im Dezember 2014 entschied die NRA, dass eine separate INES-Einstufung weiterer Ereignisse am

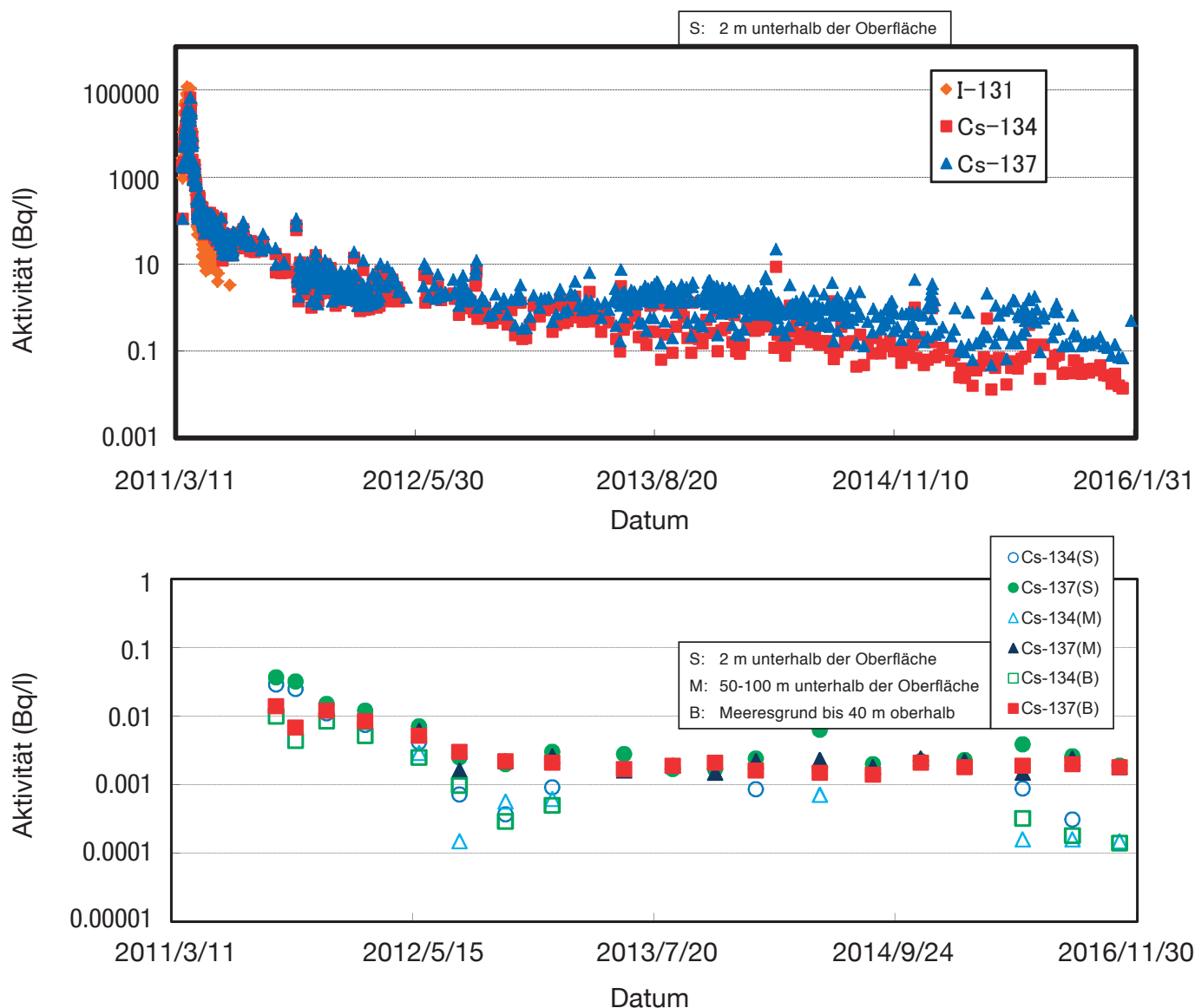


Abb. 5.2: Messdaten zur Kontamination von Seewasser an zwei exemplarischen Messpunkten: 30 m nördlich des Auslaufkanals von Block 5–6 (oben) und 30 km östlich der Anlage (unten), aufgetragen auf einer halblogarithmischen Skala in Abhängigkeit der Zeit. Seit Juni 2011 wird an den Messpunkten aufgrund der kurzen Halbwertszeit von acht Tagen kein Jod-131 mehr nachgewiesen. Im Herbst 2011 wurde auf ein empfindlicheres Messverfahren umgestellt, um Cäsium in einem geringeren Konzentrationsbereich nachweisen zu können (Quelle: NRA).

Kernkraftwerk Fukushima Daiichi aus ihrer Sicht nicht erforderlich sei, da solche weiteren Ereignisse durch die Einstufung des Unfalls mit INES 7 insgesamt mit abgedeckt seien. [135].

Neben Leckagen an Lagertanks führen bis heute auch Undichtigkeiten in den Gebäuden dazu, dass sich kontaminiertes Wasser mit dem Grundwasser durchmischt und in die Umwelt gelangt. So zeigten sich an den Grundwasser-Probenahmestellen im Bereich der Einlaufbauwerke im Hafengebiet immer wieder ansteigende und abfallende Werte. Beispielsweise stieg die Gesamtbeta-Aktivitätskonzentration an einem Messpunkt zwischen den Einlaufbauwerken von Block 1 und 2 zwischen September 2013 und Februar 2014 bis zu einem Maximum von $3,1 \times 10^6$ Bq/l an. Anfang Februar 2016 lag der Wert hier bei etwa $8,1 \times 10^4$ Bq/l. Die mit Stand Anfang 2016 bisher höchsten Cäsium-Konzentrationen im Grundwasser wurden Mitte Oktober 2014 an einer benachbarten Probenahmestelle nachgewiesen. Die Werte lagen bei $6,7 \times 10^4$ Bq/l Cäsium-134 und $2,0 \times 10^5$ Bq/l Cäsium-137. Die bisher höchsten Gesamtbeta-Aktivitätskonzentrationen in diesem Anlagenbereich wurden im Juli 2014 mit $9,3 \times 10^6$ Bq/l gemessen [120].

Darüber hinaus zeigten sich in 2013 Unstimmigkeiten bei einem Messergebnis einer Grundwasserprobe, die in diesem Bereich des Anlagengeländes genommen wurde. Der für den Betastrahler Strontium ermittelte Wert lag über dem, der für alle gemessenen Betastrahler zusammen ermittelt wurden. TEPCO hatte daraufhin einige Strontium Ergebnisse zunächst nicht veröffentlicht und eine interne Untersuchung eingeleitet, die im Oktober 2013 zu Korrekturen der Analyseprozeduren für Strontium und für Betastrahler mit hoher Aktivität geführt hat. Die im Februar 2014 veröffentlichten Ergebnisse einer erneuten Analyse von 13 Proben zeigten Strontium-90-Konzentrationen von bis zu 5×10^6 Bq/l, was den mit Stand Januar 2015 bisher gemessene Maximalwert darstellt und deutlich über den bis dahin angenommenen Werten liegt [100], [101], [102], [120]. TEPCO hat die Analysemethoden für Strontium seit dem Unfall mehrfach verbessert. Während die Analyse aufgrund aufwändiger chemischer Verarbeitungsschritte anfangs etwa 3 Wochen benötigte, wurde schließlich im August 2014 eine in Zusammenarbeit mit der Universität Fukushima, der JAEA und der *Japan Agency for Marine-Earth Science and Technology* neu entwickelte Methode eingeführt, bei der das Messergebnis innerhalb etwa einer Stunde zur Verfügung steht [121].

Aktivitätskonzentrationen im Meer. Zur Ermittlung der Kontamination von Meerwasser und Fischereierzeugnissen führen sowohl der Betreiber als auch die Behörden regelmäßig nuklid-spezifische Messungen der Aktivitätskonzentration von u. a. Jod, Cäsium, Strontium und Tritium in der Umgebung der Anlage Fukushima Daiichi durch und veröffentlichen die Messergebnisse [117]. Bei diesem Programm beträgt die nachweisbare minimale Aktivitätskonzentration von Cäsium etwa 0,001 Bq/l [83]. Zum Vergleich: der japanische Grenzwert für Cäsium im Trinkwasser liegt bei 10 Bq/l.

Die Freisetzungen und Ableitungen der ersten Monate nach dem Unfall in 2011 führten unter anderem zu erhöhten spezifischen Aktivitäten in Fisch und Meeresfrüchten. In der Umgebung der Anlage beliefen sich die Werte für Fisch teilweise auf mehr als 1.000 Bq/kg. In Fisch-

gründen des Nord-Pazifiks in Entfernungen von einigen 100 km von der Anlage wurden Werte im Fisch kleiner 10 Bq/kg gemessen. Für Sandaal nahe der Küste bei Fukushima lagen die Werte im April 2011 in einzelnen Proben bei bis zu 14.400 Bq/kg Cäsium (Cäsium-134 und Cäsium-137) und 12.000 Bq/kg Jod-131. Aufgrund der kurzen Halbwertszeit von Jod-131, wurden diese seit Ende Mai 2011 in Sandaal nicht mehr nachgewiesen [18].

Radiologisch relevante Konzentrationen im Meerwasser lassen sich Anfang 2016 nur in unmittelbarer Nähe zur Anlage Fukushima Daiichi nachweisen. Beispielsweise weist die NRA mit Stand Januar 2016 im 2-km Radius außerhalb der Anlage Gesamtbeta-Aktivitätskonzentrationen in der Größenordnung bis zu 10 Bq/l aus [117]. In Fisch- und Schalentierproben des Pazifiks wurde insbesondere im Bereich der Anlage regelmäßig radioaktives Cäsium nachgewiesen, teilweise auch mit spezifischen Aktivitäten oberhalb des japanischen Grenzwertes von 100 Bq/kg. Innerhalb des Hafengebietes der Anlage werden aufgrund einer höheren Cäsiumkonzentration im Meerwasser deutlich höhere Werte erreicht. So hat TEPCO beispielsweise im Februar 2013 Werte von bis zu 740.000 Bq/kg an radioaktivem Cäsium in einem Greenling nachgewiesen, der direkt an den Wassereinlaufbauwerken der Anlage innerhalb der schwimmenden Barrieren gefangen wurde [85]. Im Januar 2016 lagen die Werte von Fischproben innerhalb des Hafens bei bis zu etwa 9.500 Bq/kg [118].

Um zu verhindern, dass kontaminiertes Grundwasser aus dem Bereich der Reaktorgebäude in den Pazifik gelangt, wurde als eine von mehreren Maßnahmen an der Meeresseite des Anlagengeländes eine undurchlässige Barriere errichtet (► Kap. 6.2.3). Mit Abschluss der Arbeiten im Oktober 2015 konnte eine Reduzierung der Aktivitätskonzentration innerhalb des Hafengebietes erzielt werden [129].

Im Februar 2014 wurde erstmals Cäsium-134 im Meerwasser vor der kanadischen Pazifikküste in einer Aktivitätskonzentration von 0,9 mBq/l nachgewiesen. Unter anderem wegen der kurzen Halbwertszeit von rund zwei Jahren wird davon ausgegangen, dass dieses Cäsium in Folge des Unfalls aus der Anlage in Fukushima freigesetzt und mit einer großen Pazifikströmung transportiert wurde. Verschiedenen Studien zufolge wird erwartet, dass an der US-amerikanischen Westküste infolge der unfallbedingten Freisetzungen zwei bis vier Jahre nach dem Unfall Cäsium-Aktivitätskonzentrationen, je nach Studie, von weniger als 2 mBq/l bis zu etwa 30 mBq/l auftreten werden (der US-Grenzwert für Trinkwasser liegt bei 2.960 mBq/l für Cäsium-134 und 7.400 mBq/l Cäsium-137) [99], [119]. Die bislang höchsten Cäsium-Aktivitätskonzentrationen wurden im Sommer 2015 etwa 1.600 km vor der US-amerikanischen Westküste mit etwa 11 mBq/l (ca. 2 mBq/l Cäsium-134 und 11 mBq/l Cäsium-137) gemessen [112], [119].

Im Hinblick auf die insgesamt in den Pazifik gelangende Menge an radioaktiven Stoffen ist zu berücksichtigen, dass vor allem Cäsium auch über Flüsse eingetragen wird. Dieses Cäsium wurde in den ersten Tagen des Unfalls zunächst in die Luft freigesetzt und setzte sich vor allem durch Niederschläge insbesondere in den heutigen Sperrgebieten ab. Dort gelangt es teilweise mit Regen- bzw. Schmelzwasser u. a. in Flüsse, die ins Meer münden.

5.2 Radiologische Situation auf dem Anlagengelände

Zur routinemäßigen Überwachung der radiologischen Lage während des normalen Anlagenbetriebes standen auf dem Anlagengelände an mehreren Positionen fest installierte Messsonden zur Verfügung, die automatisiert Messdaten zur 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 automatisiert auch von weiteren Punkten auf dem Anlagengelände. Zur Orientierung ist in ► Abb. 5.3 die Lage der verschiedenen Messpunkte eingetragen.

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/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 hat sich bis Anfang 2016 weiter fortgesetzt, 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), Mitte Januar 2016 bei etwa 0,07 mSv/h. Hier wurden im Vergleich dazu Anfang April 2011 Werte um 1,0 mSv/h gemessen (► Abb. 5.4).

ODL-Werte auf dem Anlagengelände. Die Messwerte der fest installierten Messsonden an der Grenze des Kraftwerksgeländes zeigten im Januar 2016 Werte im Bereich von etwa 0,6 bis 3,2 $\mu\text{Sv/h}$ (MP 1–8). Hier ist allerdings zu beachten, dass diese im Frühjahr 2012 vom Betreiber dekontaminiert und für Direktstrahlung vom Anlagengelände abgeschirmt wurden, um die Sensitivität auf mögliche neue Freisetzungen zu erhöhen.

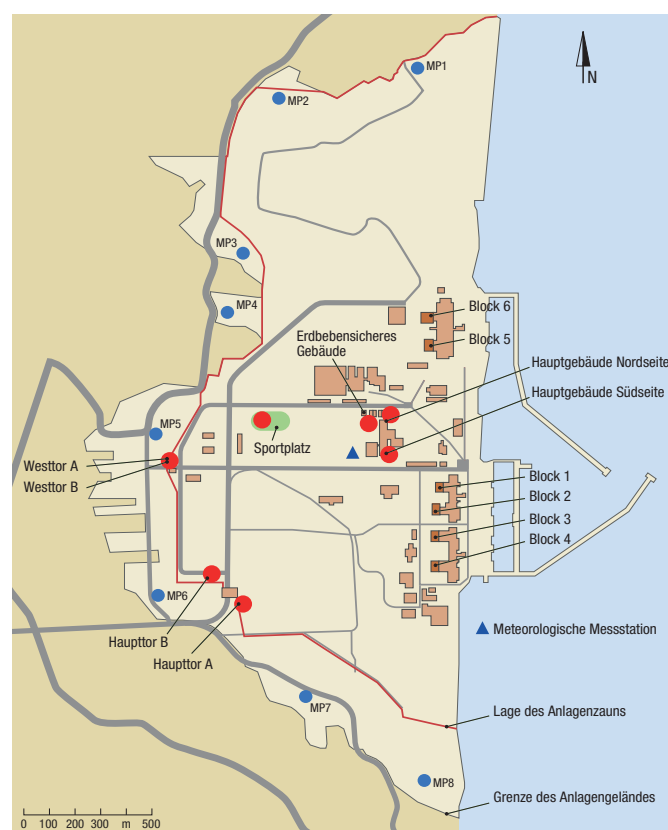


Abb. 5.3: Überblick über die Lage der verschiedenen Messpunkte zur Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Daiichi. Die Positionen der fest installierten Messsonden (MP) sind als blaue Kreise und die nach dem Unfall zusätzlich eingerichteten Messpunkte als rote Kreise gekennzeichnet.

Insbesondere in unmittelbarer Nähe der Blöcke 1 bis 4 wurden bisher und werden auch Anfang 2016 z. T. 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.

Die mit Stand Anfang 2016 bisher höchste Dosisleistung außerhalb der Reaktorgebäude wurde Ende Juli 2011 an einer Zuleitung zum Abluftkamin für die Blöcke 1 und 2 gemessen. Mit einem Teleskopdetektor (► Abb. 5.6) konnte dort eine ODL an der Oberfläche von über 10 Sv/h in etwa einem Meter über Grund nachgewiesen werden. Die Rohrleitung, die zu dem Abluftkamin führt, diente der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Block 1, wodurch sich vermutlich größere Mengen radioaktiver Stoffe an der inneren Wand der Rohrleitung abgelagert haben. Im Rahmen von Untersuchungen eines möglichen Abbaus bzw. einer Abschirmung des Abluftkamins wurde die Dosisleistung im

Dezember 2013 in diesem Bereich, insbesondere in den höher liegenden Teilen, näher untersucht. Abschätzungen des Betreibers ergaben Ortsdosisleistungen mit Werten bis zu 25 Sv/h an der Rohroberfläche [88].

Durch den Tsunami und die späteren Explosionen wurde eine große Menge Schutt auf dem Anlagengelände verteilt, was die Arbeiten auf dem Gelände erschwerte. Der radioaktive Schutt wurde weitestgehend entfernt, wodurch die ODL in den geräumten Bereichen verringert werden konnte. Teilweise kamen dabei ferngesteuerte Maschinen zum Einsatz. Darüber hinaus wurden 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 mehrere Deponien für kontaminierten Schutt und kontaminierte Erde angelegt. Nach Angaben des Betreibers lagerten Ende November 2015 etwa 171.000 m³ Schutt und 84.500 m³ gefällte Bäume in solchen Deponien auf dem Gelände [111].

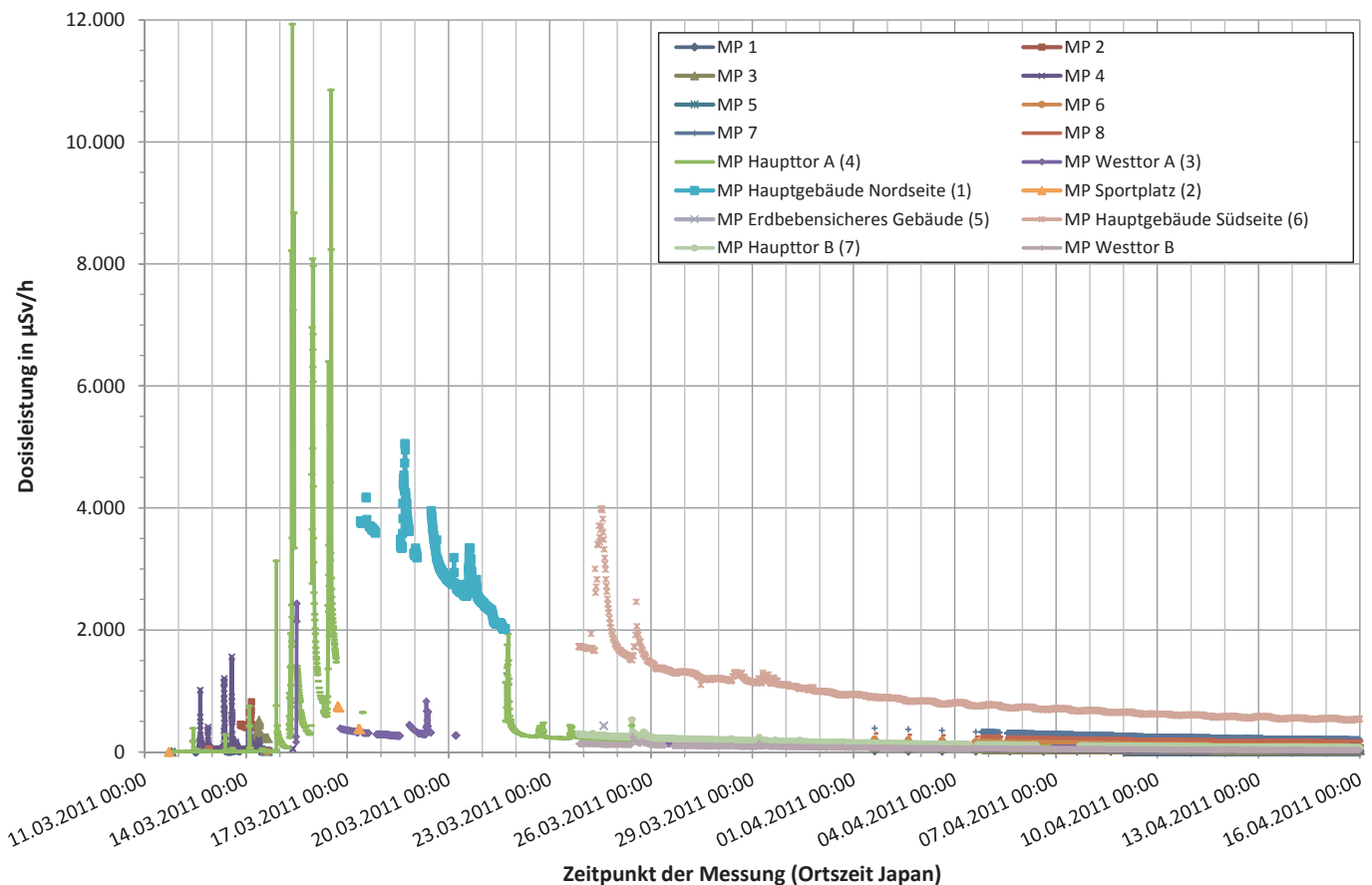


Abb. 5.4: Ortsdosisleistung am Standort Fukushima Daiichi zwischen 11. März 2011 und 16. April 2011 an verschiedenen Messpunkten (MP) in µSv/h (1000 µSv = 1 mSv).

Ziel der Dekontaminations- und Abschirmmaßnahmen war es u. a., die potenzielle maximale effektive Dosis für eine Person, die sich im Bereich des Anlagenzaunes aufhält, bis Ende des Jahres 2013 auf Werte von unter 1 mSv/a zu reduzieren. Auf Grundlage der Daten zu den radioaktiv kontaminierten Trümmern, den Deponien und Lagertanks für kontaminierte Wässer auf dem Anlagengelände schätzte der Betreiber im Dezember 2013 ab, dass dies für weite Teile des Anlagenzaunes eingehalten werden kann. Vor allem durch die Lagerung großer Mengen kontaminierter Wässer auf dem Gelände, das aufgrund von Direktstrahlung zu einer Erhöhung der ODL führt, ergaben sich jedoch für südliche Bereiche des Anlagenzaunes, die sich in direkter Nähe zu Tank- und Lagerbereichen befinden, Maximalwerte von bis zu 8 mSv/a [89]. Im Mai 2015 meldete der Betreiber, dass durch die fast vollständige Behandlung der gelagerten kontaminierten Wässer eine Reduzierung des Direktstrahlungsanteils am Anlagenzaun auf unter 1 mSv/a erreicht werden konnte [139].



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

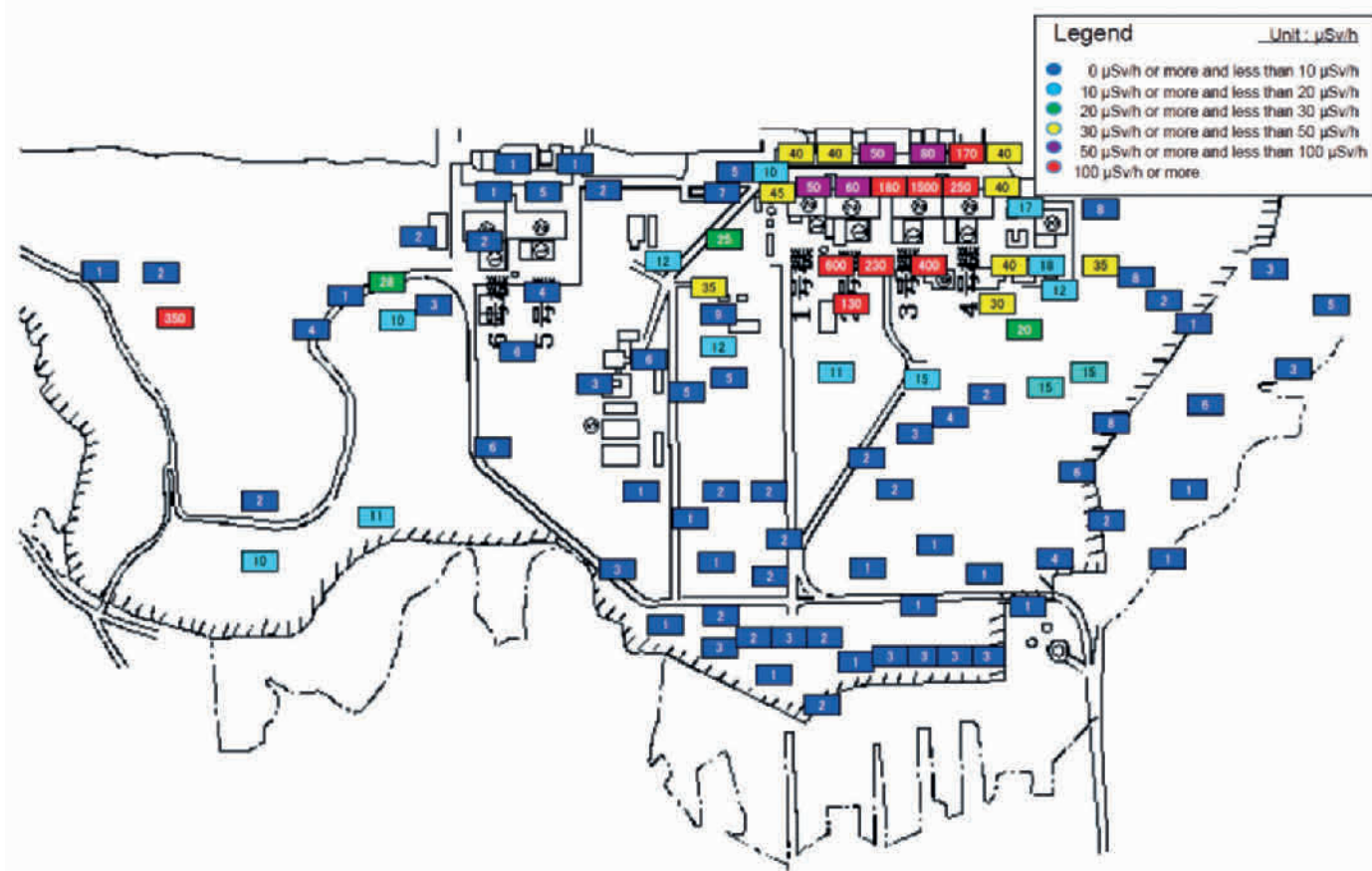


Abb. 5.5: Gemessene Ortsdosisleistung in µSv/h an verschiedenen Punkten des Anlagengeländes mit Stand Januar 2016 (Quelle: TEPCO).

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 Messpunkte verschiedener Präfekturen im Zeitraum Mitte März bis etwa Mitte April 2011 dargestellt. Aufgrund einer vorübergehenden Drehung des Windes während der Freisetzungen der ersten Tage 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.

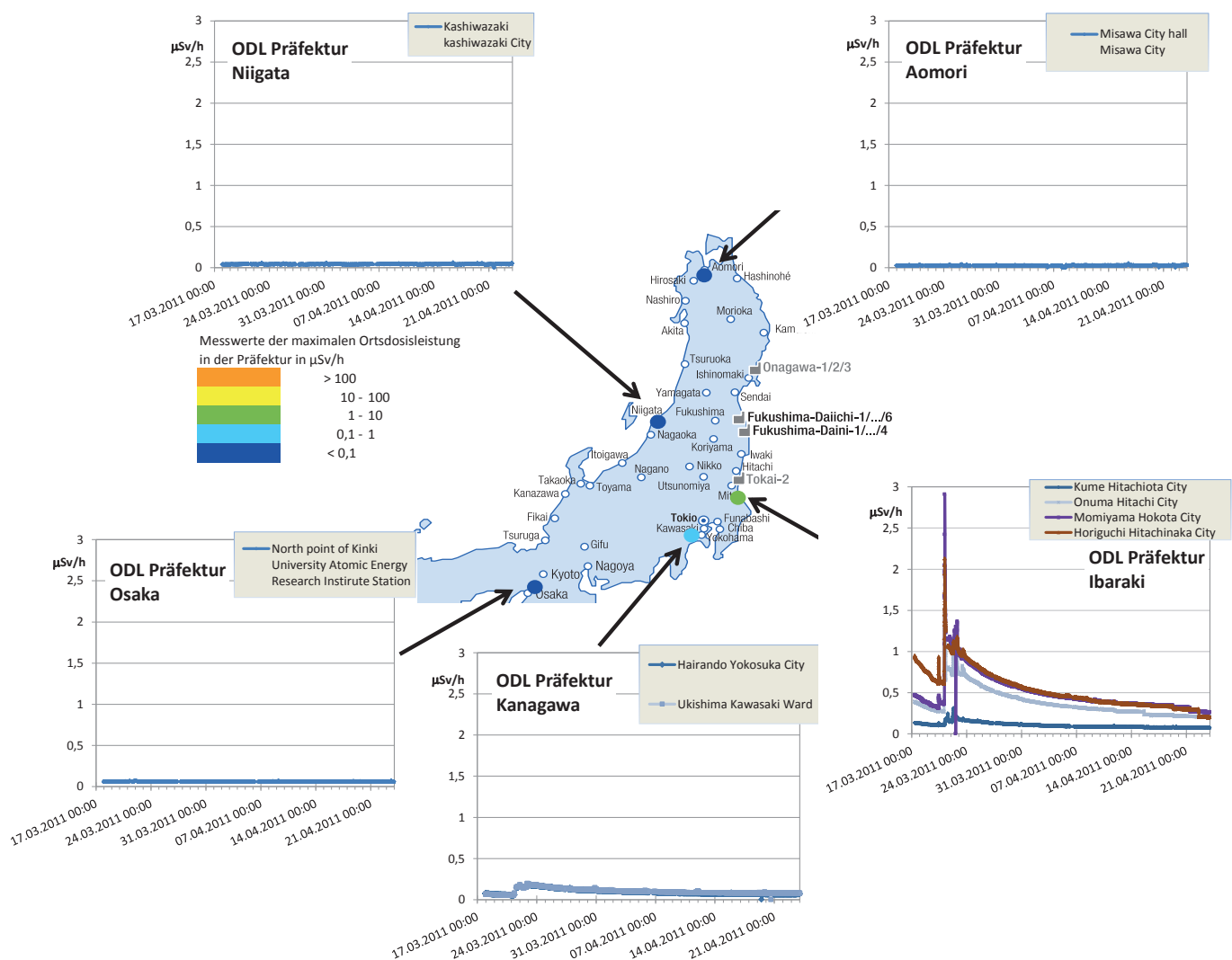


Abb. 5.7: Verlauf der Ortsdosisleistung in ausgewählten Präfekturen für den Zeitraum vom 17. März bis 24. April 2011.

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). Im weiteren Verlauf wurden diese Messungen verfeinert und auch auf entferntere Gebiete ausgedehnt. Die Messflüge wurden bisher mehrfach wiederholt und die Ergebnisse miteinander verglichen (► Abb. 5.8). In der Abbildung sind das Gebiet erhöhter ODL in nordwestlicher Richtung sowie eine allmählicher Rückgang der ODL deutlich zu erkennen. Beispielsweise zeigte sich in der 80 km-Zone für den Überflug vom 16. November 2012 eine mittlere Verringerung der ODL von 40 % im Vergleich zum Überflug vom 5. November 2011 [81].

Die Behörden veröffentlichen regelmäßig Messwerte der Ortsdosisleistung in dem betroffenen Gebiet. So wurde beispielsweise am Rande der 30 km-Zone unmittelbar nach dem Unfall am 17. März 2011 Werte von 170 $\mu\text{Sv/h}$ gemessen [48]. Anfang Februar 2015 lag der Maximalwert an diesem Messpunkt bei 3,7 $\mu\text{Sv/h}$ [130]. Die Verteilung der Ortsdosisleistung innerhalb der 20 km-Sperrzone im Januar 2016 sowie der vorhergehende zeitliche Verlauf an einigen Messpunkten in dem Gebiet sind in ► Abb. 5.9 dargestellt.

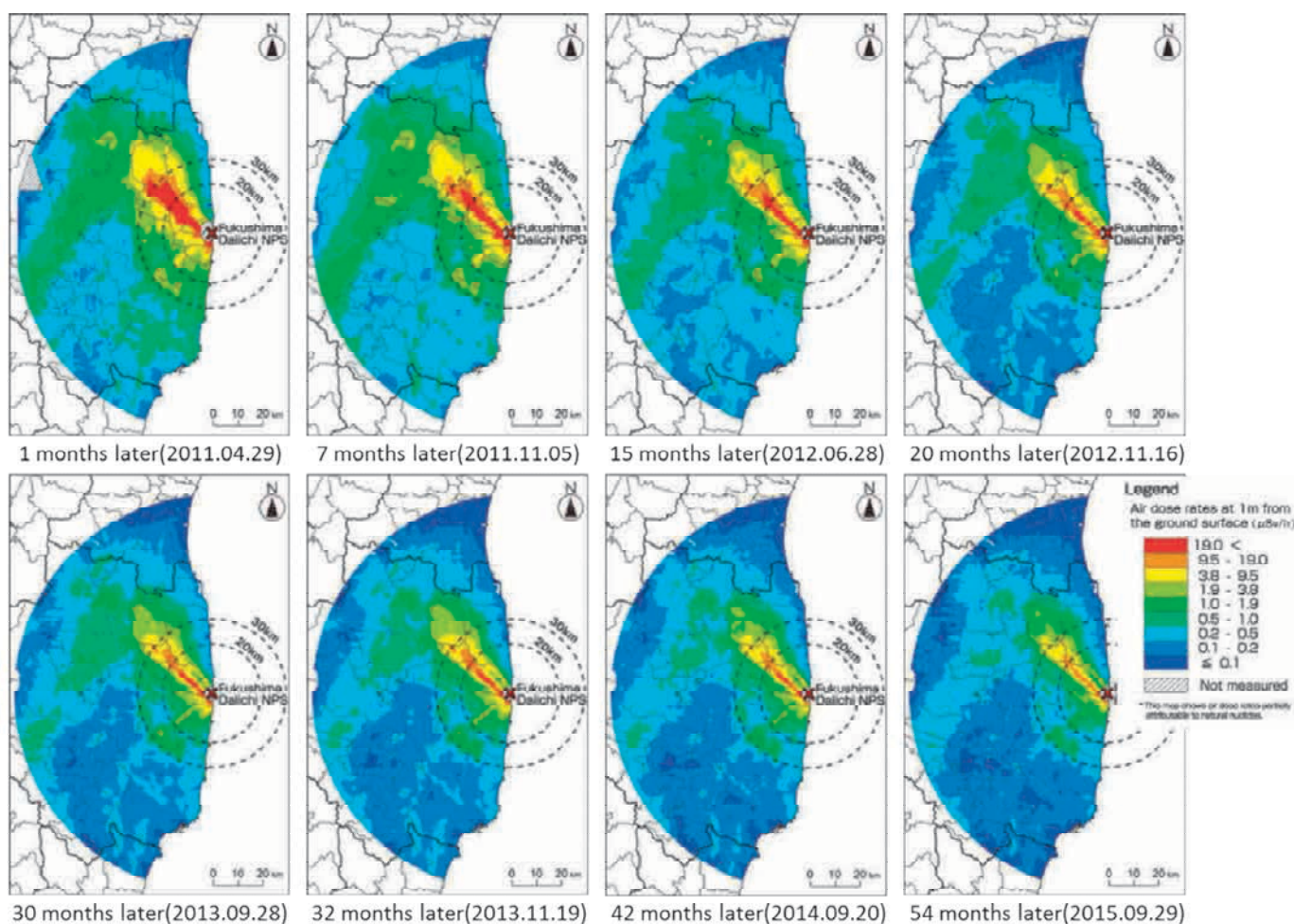


Abb. 5.8: Karte der Ortsdosisleistung 1 m über Grund für verschiedene Bezugsdaten (Quelle: NRA).

Nichtregierungsorganisationen. Darüber hinaus werden auch 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 Februar 2015 wurden über 40 Millionen Datenpunkte 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 \blacktriangleright Abb. 5.8 entspricht der natürliche Bereich der ODL in Deutschland etwa den unteren beiden blauen Kategorien der Farbskala (dunkles und mittleres Blau).

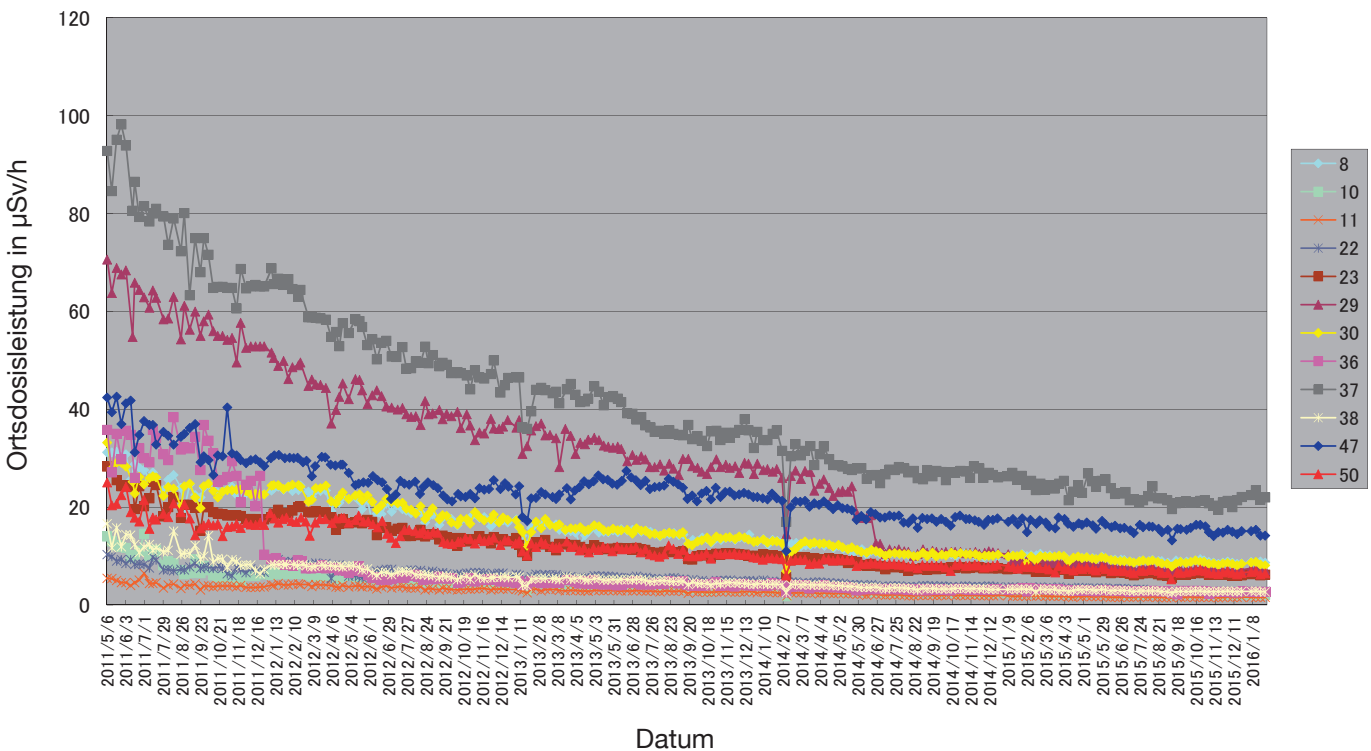
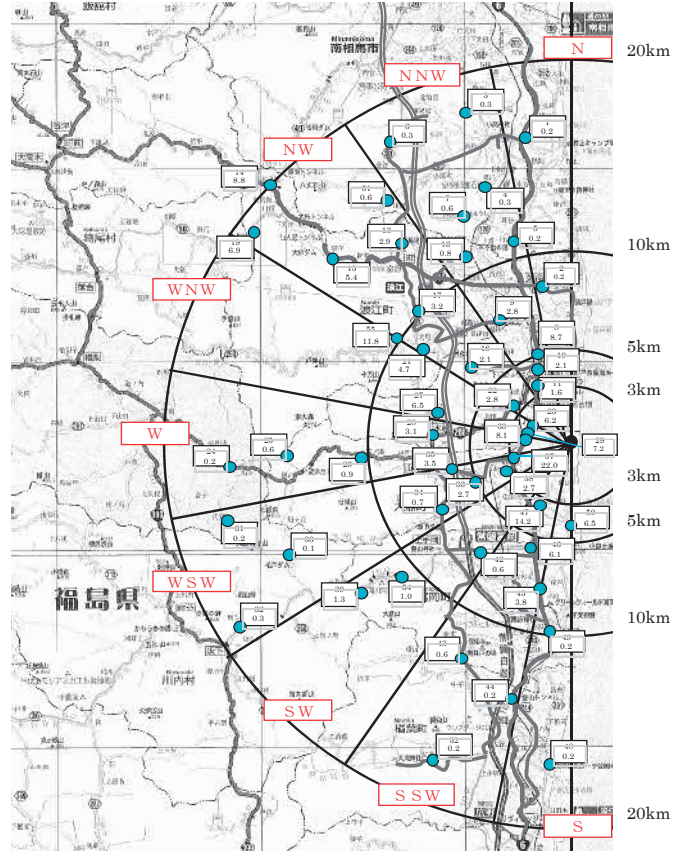


Abb. 5.9: Karte der Ortsdosisleistung in $\mu\text{Sv/h}$ für verschiedene Messpunkte innerhalb der 20 km-Zone Ende Januar 2016 (oben) und zeitlicher Verlauf einiger ausgewählter Messpunkte (unten) (Quelle: NRA).

Mit speziellen hochempfindlichen Messgeräten konnten in Deutschland einige Tage nach dem Unfall geringe Mengen von Cäsium-137 und Jod-131 als Aktivitätskonzentration in der Bodenluft nachgewiesen werden (► Abb. 5.10). Die Messwerte zeigten Ende März 2011 eine Aktivitätskonzentration für Jod-131 bis zu wenigen mBq/m³ Luft. Im Vergleich hierzu ist in der freien Umgebungsluft die Aktivitätskonzentration des natürlich vorkommenden Edelgases Radon in Deutschland und die damit verbundene Strahlenwirkung bedeutend höher. Die Messwerte in Deutschland nahmen kontinuierlich ab und liegen seit Ende Mai 2011 wieder auf dem Niveau, das vor dem Unfall herrschte. Das in ► Abb. 5.10 ersichtliche, seit Sommer 2011 in einzelnen Proben nachgewiesene Cäsium-137 ist auf den immer noch vorhandenen Kernwaffenfallout und den Reaktorunfall von Tschernobyl zurückzuführen [21]. Eine Erhöhung der ODL in Deutschland aufgrund dieser Messungen war nicht nachgewiesen worden [20].

Vergleich mit dem Unfall in Tschernobyl. Unter anderem aufgrund der Explosion und dem anschließenden Brand im Inneren des Reaktors wurde beim Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl eine größere Aktivität radioaktiver Stoffe freigesetzt, z. T. bis in große Höhen. 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 kontaminierte Gebiet um Tschernobyl deutlich größer und zeigt im Allgemeinen eine höhere ODL (► Abb. 5.11).

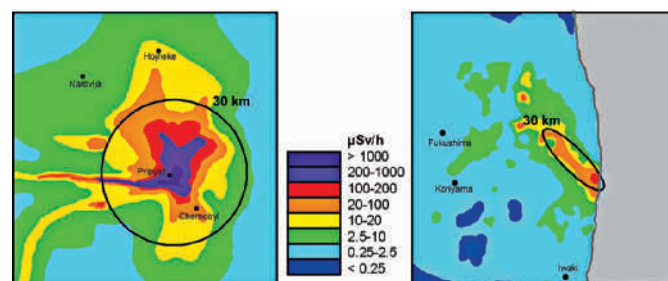


Abb. 5.11: Vergleich der Ortsdosisleistung in Bodennähe für die Umgebung Tschernobyl und Fukushima, bezogen auf etwa einen Monat nach dem Unfall (Quelle: ENSI).

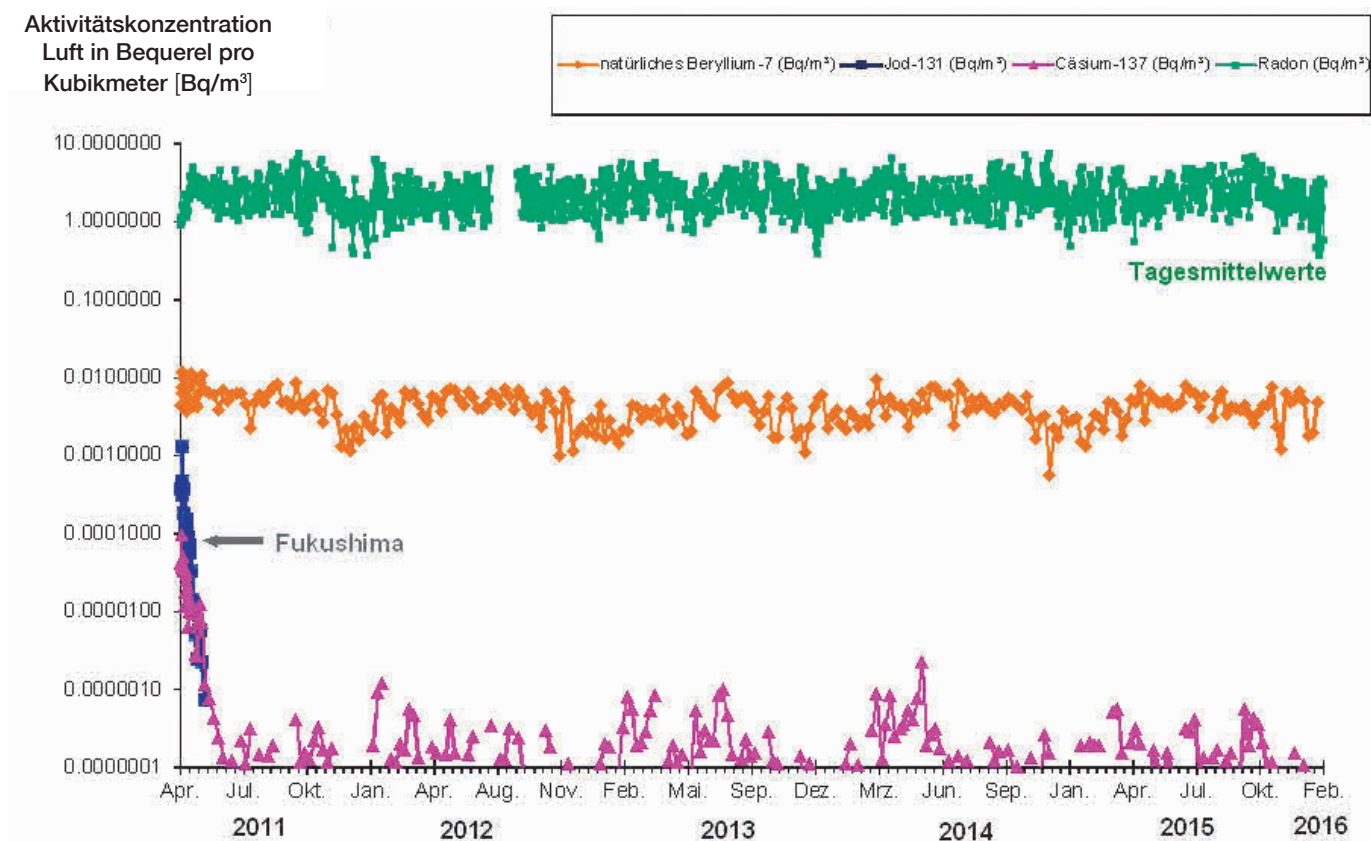


Abb. 5.10: Aktivitätskonzentration in der Bodenluft an der deutschen Messstation Schauinsland/Freiburg für die Jahre 2011 bis Anfang 2016 (Quelle: BFS).

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 der Bevölkerung durch natürliche Strahlenquellen bei etwa 2,1 mSv. Im Einzelfall schwankt dieser Wert deutlich, abhängig beispielsweise vom Wohnort oder den Lebensgewohnheiten des Einzelnen. Hinzu kommen im Mittel noch etwa 1,9 mSv durch medizinische Anwendungen (► Abb. 5.12), so dass ein einzelner Mensch im Jahr insgesamt eine Dosis von durchschnittlich etwa 4 mSv erhält. Zur weiteren Einordnung sind einige typische Werte bzgl. der Strahlenexposition in ► Abb. 5.13 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 die Wahrscheinlichkeit steigt, an (strahleninduziertem) Krebs zu erkranken. Die Schwere der Erkrankung ist davon unabhängig. 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, wobei die Schwere der Erkrankung anders als bei den stochastischen Schäden mit der Dosis ansteigt. Sie treten erst ab einer sogenannten Schwellendosis bei hohen Dosen auf. Ab einer Energiedosis von etwa 1 Gray (kurz: Gy = 1 Joule pro Kilogramm – 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.

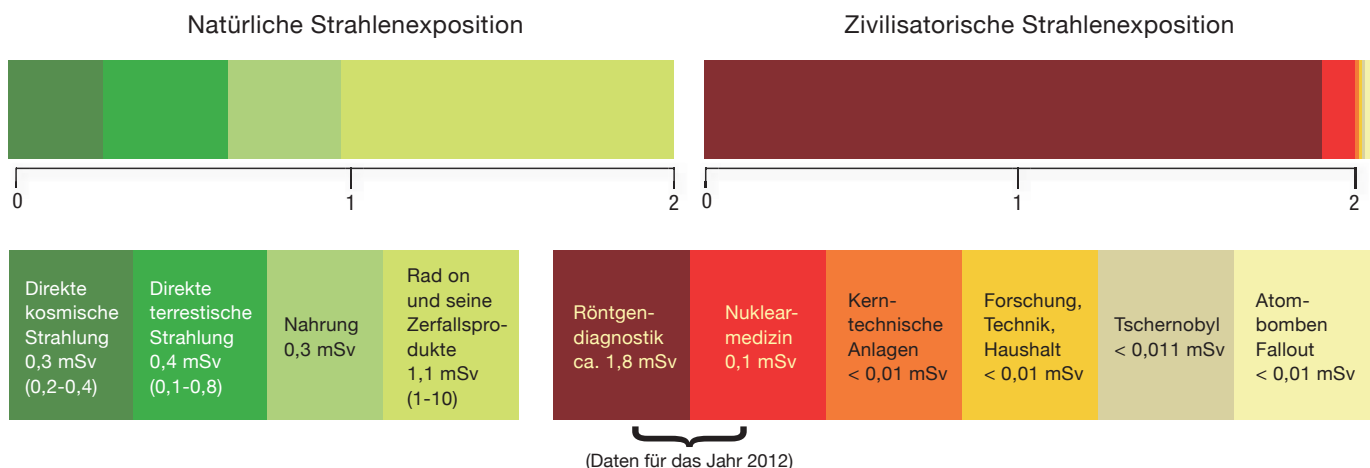
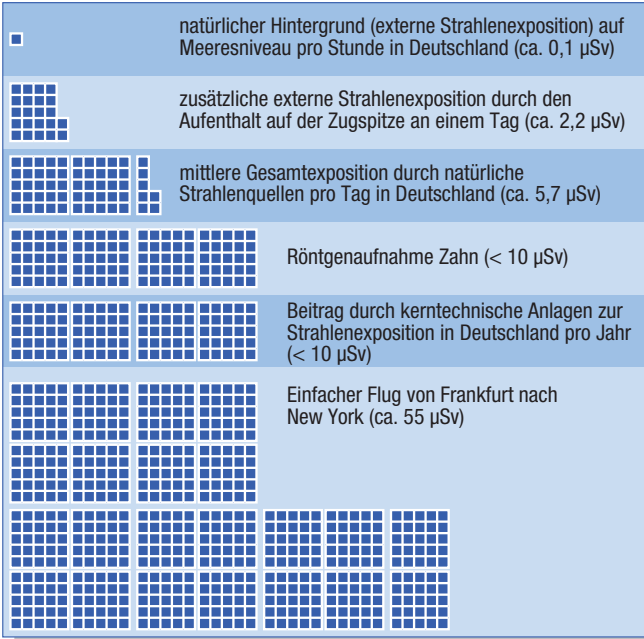


Abb. 5.12: Mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland für das Jahr 2013 (Quelle: Parlamentsbericht 2013, BfS, grafisch überarbeitet).

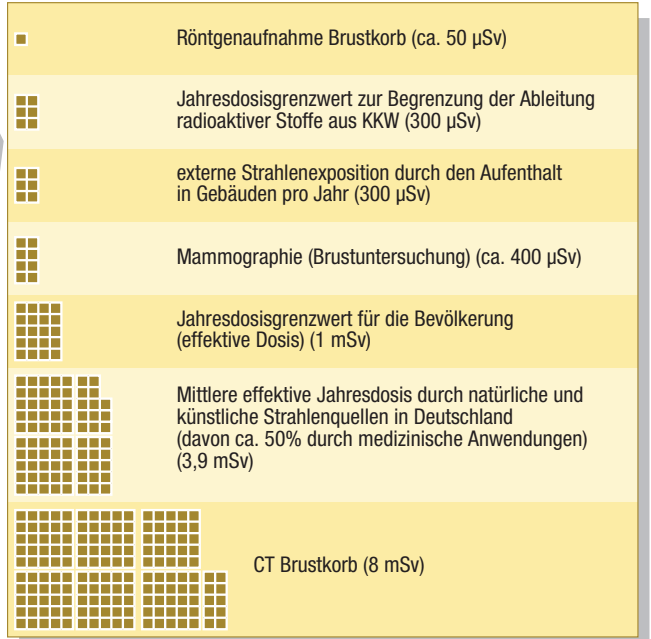
■ = 0,1 μ Sv

Σ Beiträge blauer Kasten $\approx 80 \mu$ Sv

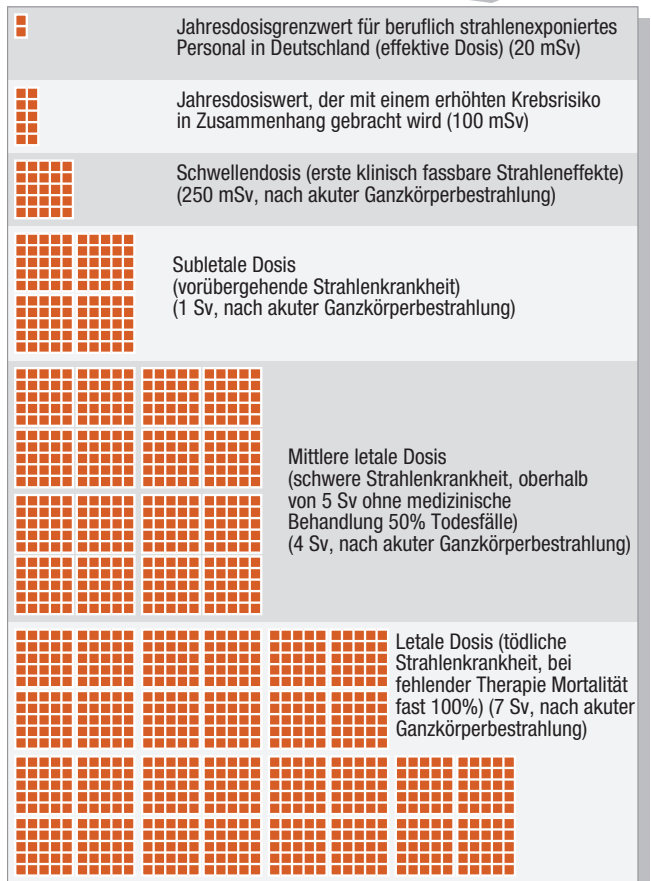


■ = 50 μ Sv

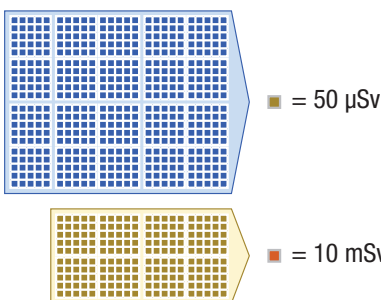
Σ Beiträge gelber Kasten ≈ 14 mSv



■ = 10 mSv



1 Sv = 1.000 mSv = 1.000.000 μ Sv



Quellen:

Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, BMU Jahresbericht 2009, www.bfs.de

Strahlenschutzverordnung, www.bfs.de

Radioaktivität, Röntgenstrahlung und Gesundheit, Strahlenschutz, Bayerisches Staatsministerium für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz, Oktober 2006

Abb. 5.13: Mittlere Werte der Strahlenexposition durch verschiedene Quellen in Deutschland, ausgedrückt als effektive Dosis in Sv.

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 Ende November 2015 insgesamt 45.891 Personen zum Einsatz. Das Personal bestand aus Mitarbeitern des Betreibers TEPCO (4.663 Personen) und externem Personal (41.228 Personen) [131]. Die Anzahl des auf dem Anlagengelände eingesetzten Personals schwankte dabei von Monat zu Monat zwischen etwa 4.000 Personen

und 12.000 Personen, wobei im Mittel hiervon etwa die Hälfte pro Tag auf der Anlage tätig wurde (▶ Abb. 5.14). Insbesondere in den Monaten nach Beginn der sogenannten Phase (▶ Kap. 6.1) im November 2013 hat sich die Anzahl des Fremdpersonals deutlich erhöht.

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].

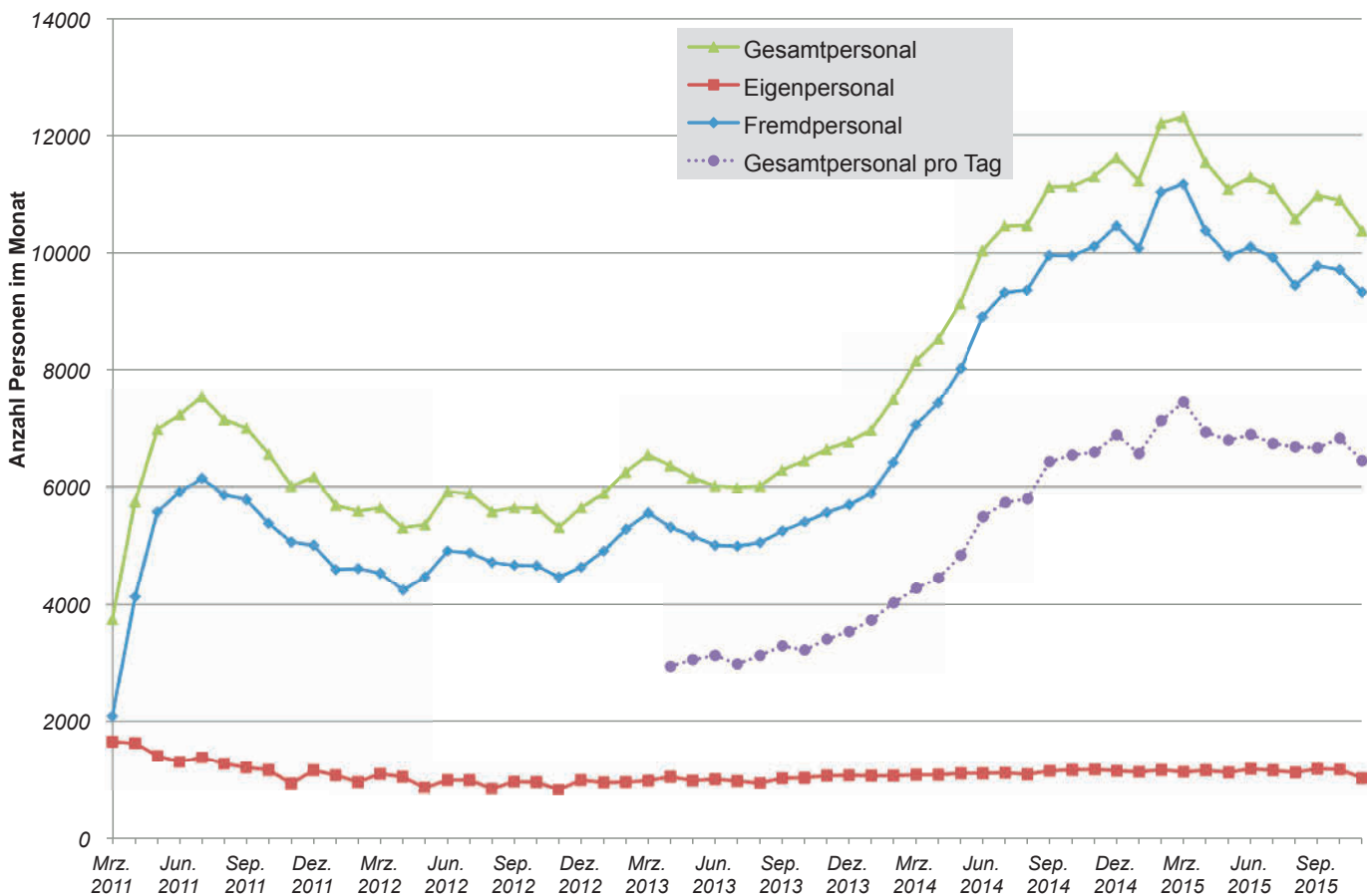


Abb. 5.14: Zeitlicher Verlauf der Anzahl des monatlich auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals sowie durchschnittliche Anzahl des Personals pro Tag auf dem Anlagengelände (Datenquelle: TEPCO).

Dosisgrenzwerte für das Anlagenpersonal

Das auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzte Personal war bisher der Strahlung von den innerhalb der Anlagegebäude befindlichen radioaktiven Stoffe sowie den radioaktiven Kontaminationen auf dem Anlagengelände ausgesetzt. Dies führte 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 unter Berücksichtigung möglicher gesundheitlicher Folgen und im Hinblick auf eine zeitliche Begrenzung mehrfach angepasst (► Abb. 5.15). Der Grenzwert, der durch das Ministry of Health, Labour and Welfare (MHLW) festgelegt wurde, galt für das mit den erforderlichen Notfallmaßnahmen (sogenannte »Unavoidable Emergency Activities«, [56]) betraute Personal und bezieht sich zeitlich auf alle seit dem Unfall durchgeführten erforderlichen Notfallmaßnahmen. Mit Erreichen des Grenzwertes darf eine Person nicht weiter für Tätigkeiten auf dem Anlagengelände eingesetzt werden.

Unmittelbar nach Beginn des Unfalls wurde am 15. März 2011 der bis dahin gültige Grenzwert für den Einsatzzeitraum in Fukushima zur Durchführung der erforderlichen Notfallmaßnahmen (s. o.) von 100 mSv auf 250 mSv angehoben [22], [4], [6], [34]. Mit diesem Wert blieb das Ministerium unterhalb der von der 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 [32].

Für Mitarbeiter, die nach dem 1. November 2011 eingestellt wurden, galt für die erforderlichen Notfallmaßnahmen ein Grenzwert von 100 mSv [91]. Mit der Deklaration des Anlagenzustandes »Cold Shutdown« am 16. Dezember 2011 wurde der Grenzwert generell wieder auf 100 mSv herabgesetzt [54], [6], [34], [57]. Dieser 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 [93]. 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 Fiskaljahr in Japan, das mit dem 1. April beginnt und mit dem 31. März des Folgejahres endet). Internationalen Empfehlungen folgend wird in Japan der Grenzwert für die Durchführung von Notfallmaßnahmen ab April 2016 dauerhaft auf 250 mSv angehoben.

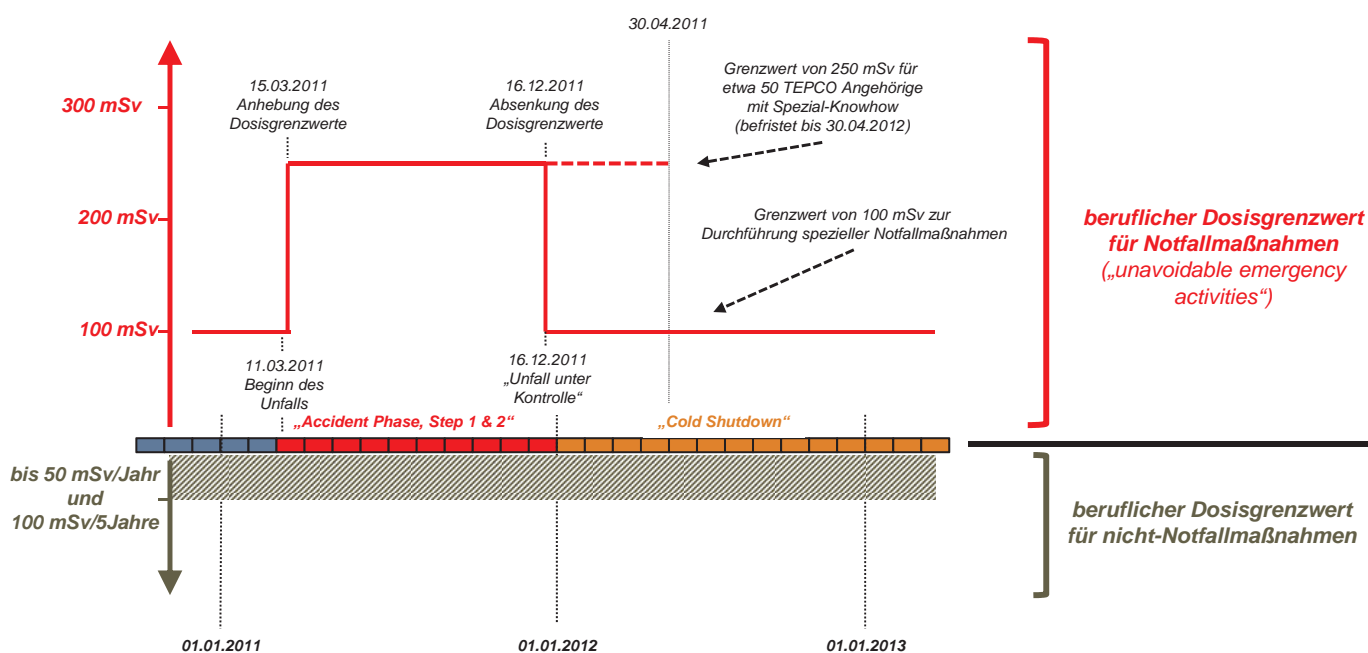


Abb. 5.15: Entwicklung des Dosisgrenzwertes für das beruflich strahlenexponierte Personal während und nach dem Unfallablauf.

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 (Fiskaljahre 2011 – 2015) nicht überschreitet, also den 5-Jahres-Grenzwert einhält. Bei einer notfallmaßnahmenbedingten Strahlenexposition von mehr als 100 mSv ist ein weiterer Einsatz in den fünf Jahren (Fiskaljahre 2011 – 2015) nicht mehr zulässig.

Für Behördenvertreter wurde der Grenzwert für die Durchführung erforderlicher 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 15. März 2011 auf 250 mSv erhöht [6]. Weder für Angehörige der »Self-Defense Forces« noch der Polizei und Feuerwehr wurden Strahlenexpositionen durch ihren Einsatz in Fukushima oberhalb von 100 mSv ermittelt [6].

Dosisgrenzwerte in Deutschland. In Deutschland beträgt der Grenzwert für beruflich strahlenexponiertes Personal 20 mSv/a. Bei Maßnahmen zur Abwehr von Gefahren für Personen ist nach der Strahlenschutzverordnung anzustreben, dass eine effektive Dosis von mehr als 100 mSv nur einmal im Kalenderjahr bzw. von mehr als 250 mSv nur einmal im Leben auftritt. 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 auf dem Anlagengelände. Um Schutzmaßnahmen zur Vermeidung bzw. zur Begrenzung der Strahlenexpositionen in Fukushima festlegen zu können, wurden u. a. das Anlagengelände und die einzelnen Reaktorgebäude erkundet, das Vorhandensein radioak-

tiver Stoffe bzw. 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 und Gebäude, in denen sich das Personal während Ruhepausen auf dem Anlagengelände aufhält, wurden errichtet und Maßnahmen zur Reduktion der ODL durchgeführt. Beispielsweise wurde auf dem Anlagengelände ein Gebäude mit Büros, Aufenthaltsräumen und Essbereichen für das Personal errichtet und Ende Mai 2015 eröffnet [131]. 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 das Personal u. a. mit Schutzausrüstung für den Arbeitseinsatz ausgestattet und nach Rückkehr auf Kontaminationen überprüft [22], [4]. Im Januar 2016 hat TEPCO nach Medienberichten bekannt gegeben, den bisherigen Standort schrittweise nach Hamadori im Sperrgebiet der Stadt Tomioka (ca. 10 km südlich vom Standort) verlegen zu wollen.

Zum Schutzkonzept zur Vermeidung der Aufnahme radioaktiver Stoffe (Inkorporation) gehört das bereits angesprochene Tragen von Filtermasken auf dem Anlagengelände und innerhalb der Reaktorgebäude. Auf Grundlage der kontinuierlichen Überwachung der Kontaminationen und des Rückgangs der Luftaktivität konnten die Anforderungen an die Filtermasken beginnend ab Ende 2012 gelockert werden. So 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 [91]. Auch wurden die Bereiche, in denen auf das Tragen von Vollmasken verzichtet werden kann, im weiteren Verlauf sukzessive erweitert [92], letztmalig Ende Mai 2014 (Tankbereich J) [111]. Diese Maßnahme führte zu einer deutlich geringeren physischen Belastung bei den Personen, die eine Maske tragen müssen.

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 2011 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 hat der Betreiber in der Übergangszeit dadurch kompensiert, dass er Arbeitsgruppen bei Arbeiten außerhalb der Reaktorblöcke und – abhängig vom Einsatzort, der durchzuführenden Arbeit und der erwarteten Strahlenexposition – meistens mit nur einem APD ausstattete [55], [34]. Dieses bekam der 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 zur Dosismessung ausgestattet. Diese Messungen waren notwendig, da aufgrund der Explosionen radioaktive Stoffe in die Kontrollräume eingedrungen waren und hier 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 anhand von Aufenthaltsdauern und gemessenen Ortsdosisleistungen 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 Intervention durch die Behörde und nachdem der Bestand an APD bereits bis zum 21. März 2011 mit Unterstützung verschiedener anderer Anlagen und Hersteller auf 1.050 APD aufgestockt worden war, wurde ab dem 1. April 2011 wieder jede Person bei Zutritt zum Anlagengelände mit einem eigenen APD ausgestattet [22], [4]. Da durch den Unfall neben den APD auch die zugehörigen Lesestationen zur automatischen Auslesung der APD an den verschiedenen Eingängen der Gebäude beschädigt worden waren, mussten die APD in der Anfangsphase manuell abgelesen und die Werte den Trägern

in einer Datenbank zugeordnet werden [22], [4]. Am 4. April 2011 wurde wieder eine automatische Auslesung in Betrieb genommen, seit 8. Juni 2011 wird darüber hinaus ein System zur automatischen Erkennung der Personen anhand von Strichcodes im »J-Village« betrieben, das die Datenerfassung weiter vereinfachte [124].

Vor allem im Zeitraum bis Ende 2013 wurde über Unregelmäßigkeiten bei der Ermittlung der Strahlenexposition einzelner eingesetzter Personen berichtet [57], [58], [59], [63], [123]. Hierzu zählten beispielsweise der Verlust von APD, der Zutritt zum Anlagengelände ohne APD oder auch das Tragen des APD an falscher Position am Körper. Berichtet wurde aber auch über einen gezielten Versuch in 2012, den Messwert der Strahlenexposition durch Abschirmung des APD mit Blei zu manipulieren [63]. Zur Vermeidung entsprechender Fälle hat TEPCO sein System zur Überwachung der Strahlenexposition des Personals entsprechend weiterentwickelt [57], [60].

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 der Ganzkörperdosis störenden – erhöhten Untergrundstrahlung konnten die vorhandenen stationären Messgeräte (Ganzkörpermonitore) nicht eingesetzt werden. Als Ersatz wurden seit dem 22. März 2011 zwei mobile Systeme in Onahama betrieben und ein Teil der Beschäftigten für solche Messungen zu anderen Kernkraftwerksstandorten gebracht [124]. Seit dem 10. Juli 2011 befindet sich ein Ganzkörpermonitorzentrum im »J-Village« und seit September 2011 werden alle Arbeiter auf monatlicher Basis überprüft [124]. Aufgrund der hohen Zahl an zu überprüfenden Personen hatte TEPCO insbesondere in den ersten Monaten vorrangig diejenigen Personen ausgemessen, die eine hohe externe Strahlenexposition erfahren hatten oder an Notfallarbeiten im März 2011 beteiligt waren [22]. Damit lagen entsprechende Messergebnisse zur inneren und äußeren Strahlenexposition des gesamten Personals erst zeitlich verzögert vor. Mit Stand Dezember 2014 konnte die innere Strahlenexposition für 10 Personen, die als Fremdpersonal im März und April 2011 eingesetzt worden waren, nicht ermittelt werden, da deren späterer Aufenthaltsort unbekannt war [124].

Gesamtstrahlenexposition. Mit Stand 31. November 2015 wurde für das auf dem Anlagegelände und in der Anlage eingesetzte Personal eine Gesamtstrahlenexposition (Kollektivdosis) von etwa 580 Pers. Sv (effektive Dosis) infolge äußerer und innerer Strahlenexposition ermittelt, wovon etwa 263 Pers. Sv bis zum Ende des Fiskaljahres 2011 anfielen (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 [87]). Die Verteilung der Anzahl der eingesetzten Personen mit Strahlenexpositionen (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall (► Abb. 5.16) zeigt, dass für sechs Personen, die im Kontrollraum tätig waren, der Grenzwert für die effektive Dosis von 250 mSv überschritten wurde. Diese Überschreitungen ereigneten sich während der akuten Unfallphase im März 2011. Die maximale Strahlenexposition (äußere und innere) einer dieser Personen betrug hierbei etwa 680 mSv (hier von 590 mSv innere Strahlenexposition durch Inhalation kontaminierter Luft). Laut TEPCO traten monatliche individuelle Strahlenexpositionen von mehr als 100 mSv nur im März 2011 auf. Werte der inneren

Strahlenexposition einzelner Personen von mehr als 1 mSv traten laut TEPCO seit Oktober 2011 nicht mehr auf [87]. In den monatlichen Berichten zur Strahlenexposition der eingesetzten Personen werden sie daher seitdem nicht mehr gesondert ausgewiesen. Nach Angaben des Betreibers erhielten bis zu diesem Zeitpunkt 388 Personen eine innere Strahlenexposition von mehr als 20 mSv, hierunter 14 Personen mit mehr als 100 mSv [87].

Im Sinne einer Teilmenge der in ► Abb. 5.16 enthaltenen Daten, stellt ► Abb. 5.17 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 zukünftig noch durchzuführenden erforderlichen Notfallmaßnahmen darf den Wert von 100 mSv nicht überschreiten. Nach einer im Juli 2013 vom MHLW veröffentlichten Neubewertung der Strahlenexpositionen wurde in einem Fall eine Überschreitung des 100 mSv-Grenzwertes festgestellt (102,7 mSv) [87].

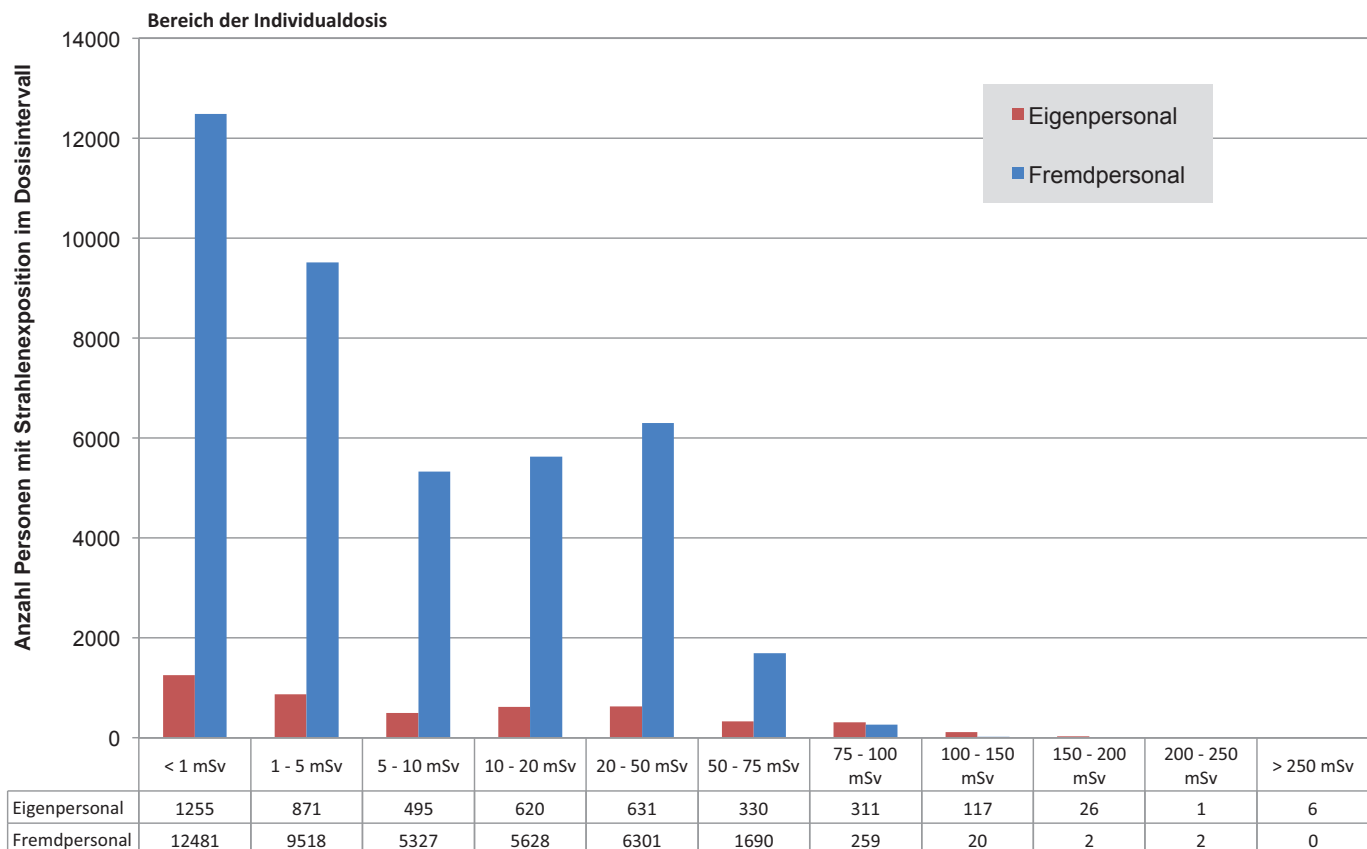


Abb. 5.16: Verteilung der Anzahl der eingesetzten Personen mit Strahlenexposition (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall. Der Expositionszeitraum beträgt März 2011 bis November 2015 (Datenquelle: TEPCO).

Laut Informationen von TEPCO wurde mit Stand Ende 2015 nur Betreiber-eigenes Personal als »Specific Workers« eingesetzt [87].
 ► Abb. 5.17 gibt ebenfalls als Teilmenge zur ► Abb. 5.16 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 vom 11. März 2011 bis zum 30. April 2012 durchgeführten Arbeiten den Wert von 250 mSv nicht überschreiten. Die Abbildung zeigt, dass dieser Dosisgrenzwert eingehalten wurde. 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.

Der zeitliche Verlauf der durchschnittlichen und der maximalen monatsbezogenen Strahlenexposition des auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals ist in ► Abb. 5.18 dargestellt. Im ersten Jahr hat sich die durchschnittliche Strahlenexposition stetig verringert und konsolidierte sich danach für das Gesamtpersonal bei einem Wert von etwa 1 mSv. Seit 2014 zeigt sich eine erneut sinkende Tendenz auf Werte, die zum Teil deutlich unter 1 mSv liegen.

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

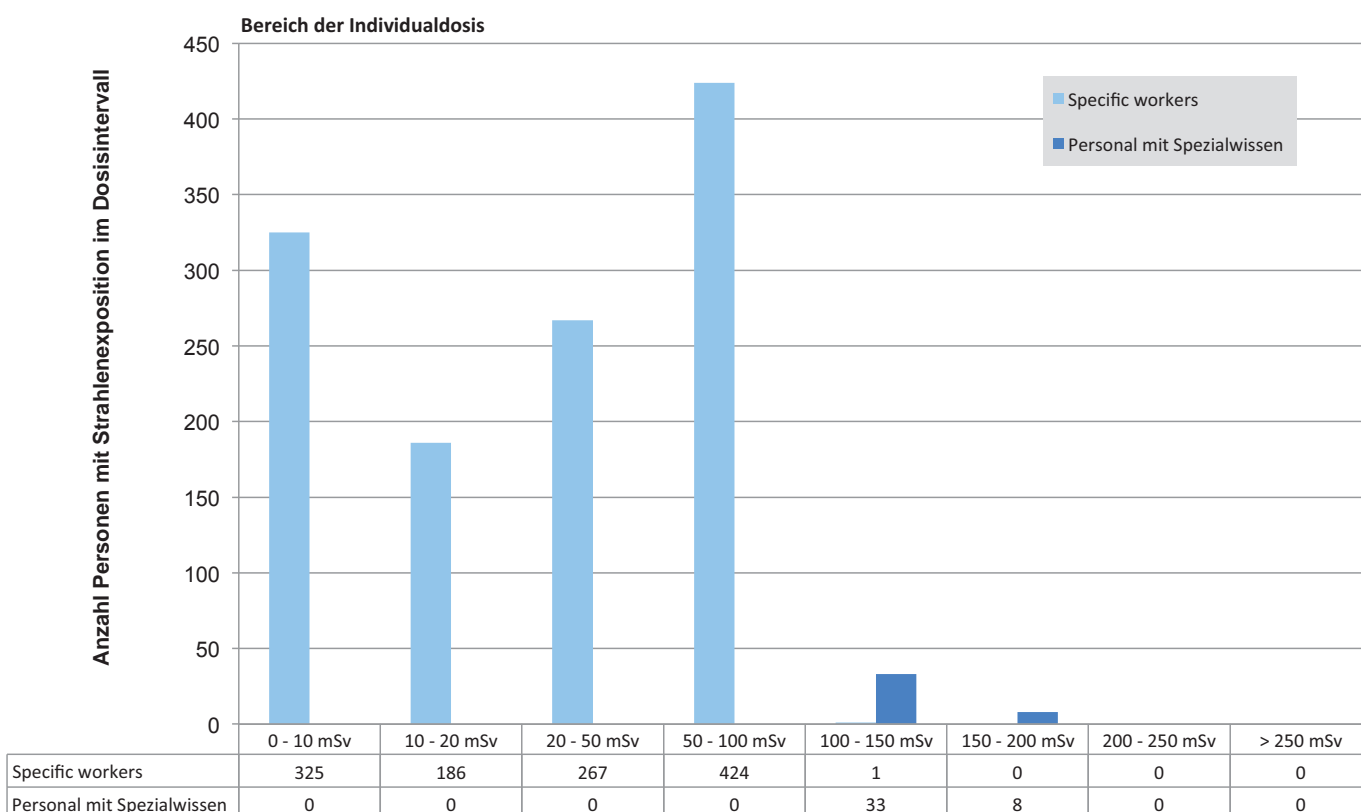


Abb. 5.17 Verteilung der Anzahl der »Specific Workers« (März 2011 bis November 2015 hellblau) und des am Standort tätigen Personals mit Spezialwissen (Grenzwert von 250 mSv, dunkelblau) mit Strahlenexposition (innere und äußere) in einem vorgegebenen Dosisintervall. Zu diesen Kategorien gehört nur Eigenpersonal von TEPCO. (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. Infolge nur notdürftiger und unvollständiger Abdichtung der Türspalte, unzureichender Schutzanweisungen und fehlerhafter Verwendung oder Fehlens von Filtermasken kam es u. a. 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 Organdosen 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, die als beruflich strahlenexponiertes Personal eingestuft waren, das Überschreiten des in Japan gültigen Dreimonatsgrenzwertes von 5 mSv für die effektive Dosis mit einem Maximum von 17 mSv aufgrund interner Exposition gemeldet [93]. Dieser Grenzwert dient dem Schutz des ungeborenen Lebens im Falle einer Schwangerschaft. 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 effektive 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 wurden seitdem nur noch männliche Personen zu Arbeiten auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzt [93].

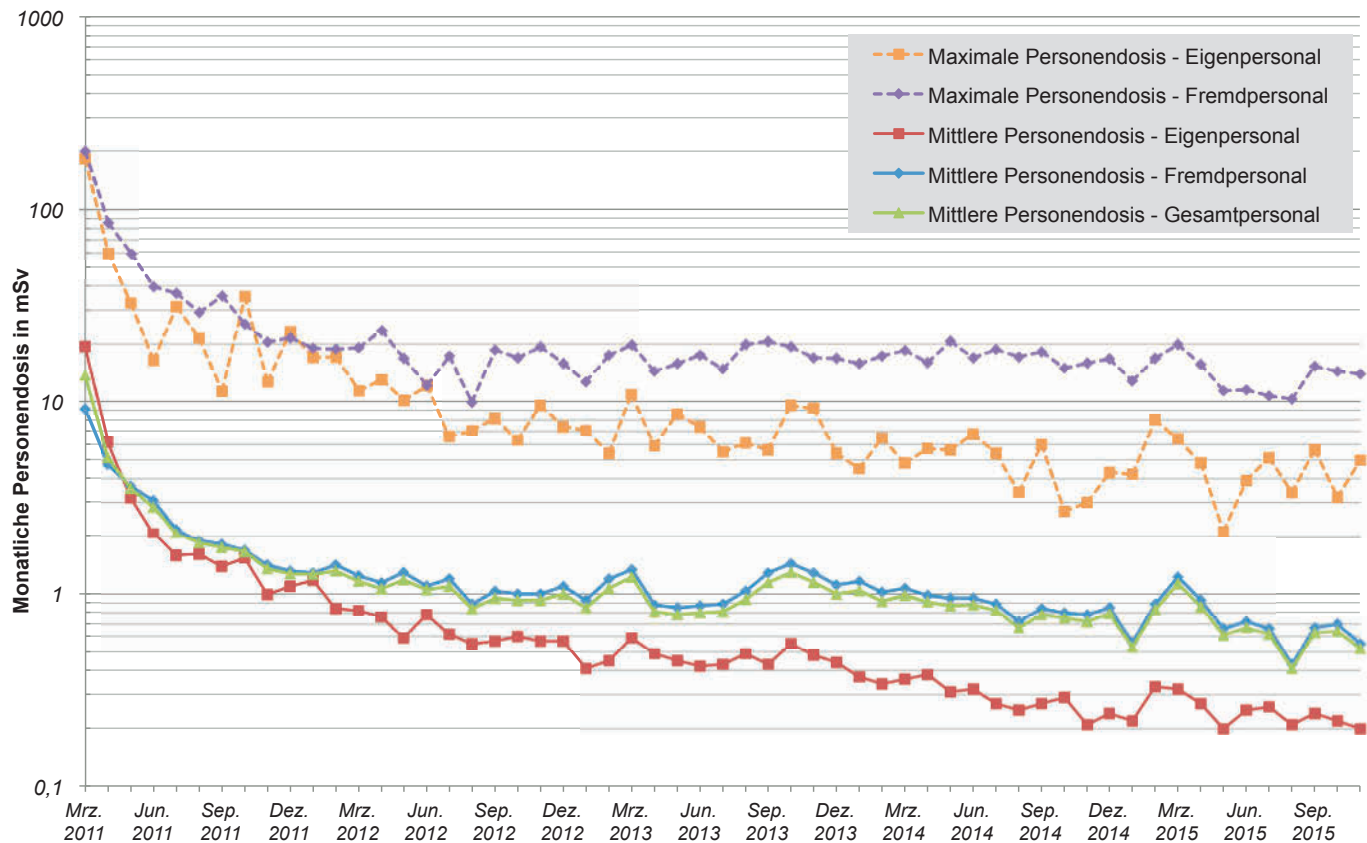


Abb. 5.18: Zeitlicher Verlauf der durchschnittlichen und maximalen monatsbezogenen individuellen Personendosis des auf dem Anlagengelände und in der Anlage eingesetzten Personals, dargestellt auf einer halblogarithmischen Skala (Datenquelle: TEPCO).

Von TEPCO sind darüber hinaus Meldungen über Vorkommnisse bekannt, bei denen die Möglichkeit der Inkorporation nicht a priori auszuschließen war. Entsprechende Messungen konnten die Inkorporation von radioaktiven Stoffen laut dieser Meldungen jedoch nicht bestätigen.

Mögliche gesundheitliche Folgen für das Personal. Zur Verfolgung möglicher gesundheitlicher Langzeitfolgen, insbesondere auch nachdem das Personal die Anlage verlassen hat, hat das MHLW auf Basis eines Expertentreffens im Juni 2011 (*»Expert Meeting on the Long-Term Healthcare of Workers at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant«*) ein Maßnahmenpaket für Personen mit einer Dosis von mehr als 50 mSv veranlasst, was u. a. jährliche Untersuchungen der Augenlinse umfasst. Für Personen mit einer Dosis von mehr als 100 mSv werden darüber hinaus jährliche Untersuchungen der Schilddrüse und ein Screening zu Früherkennung hinsichtlich Krebserkrankungen angeboten [98].

Die von der GRS ausgewerteten Quellen enthalten keine weitergehenden Informationen über anhaltende deterministische Strahlenschäden infolge der Strahlenexposition. Im Oktober 2015 wurde die Krebserkrankung eines Mannes als Folge seiner Tätigkeit in Kernkraftwerken anerkannt und in Folge dessen eine Entschädigungszahlung bewilligt. Dieser Mann war von November 2011 bis Dezember 2013 in verschiedenen Kernkraftwerken tätig, u. a. von Oktober 2012 bis Dezember 2013 auch im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi [133]. Im Januar 2014 wurde bei ihm Leukämie diagnostiziert. Nach Angaben des MHLW war der Mann einer Dosis von insgesamt 19,8 mSv ausgesetzt, wovon 15,7 mSv aus seiner Tätigkeit im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi stammte. In Japan werden Entschädigungen gezahlt, wenn ein Arbeiter einer Dosis von mehr als 5 mSv im Jahr ausgesetzt war und sich bei ihm mehr als ein Jahr nach Beginn dieser Exposition eine Krebserkrankung entwickelt.

Laut einer im Februar 2013 veröffentlichten Studie der WHO starben insgesamt sieben Personen, die in der Anlage tätig waren, wobei nach Auffassung der WHO jedoch kein Zusammenhang zwischen Todesursache und Strahlenexposition bestand: Zwei der Todesfälle hingen direkt mit dem Erdbeben und dem Tsunami zusammen, drei waren durch Herzinfälle bedingt, einer durch eine Sepsis und einer durch Leukämie (die Zeit bis zum Ausbruch war kürzer als die minimale Latenzzeit für strahlungsbedingte Leukämie). Die Studie kommt weiterhin zu dem Schluss, dass bei Arbeitern mit höheren Expositionen, das Risiko, an Krebs zu erkranken, gegenüber den natürlichen Inzidenzraten erhöht ist. Zur Abschätzung unterteilt die Studie die Arbeiter in vier Gruppen auf. Für die erste Gruppe, die etwa zwei Drittel der Arbeiter umfasst, werden aufgrund von vergleichsweise geringen Expositionen, Krebsrisiken im Bereich der normalen statistischen Schwankungen prognostiziert. Für die zweite Gruppe, die rund ein Drittel umfasst und höhere Expositionen erhalten hat, wird eine Erhöhung des Schilddrüsenkrebsrisikos von bis zu 20 % abgeschätzt. Für die dritte Gruppe mit den

höchsten Expositionen, die weniger als 1 % umfasst, ist mit einer relativen Erhöhung der Wahrscheinlichkeit für die Entstehung von Leukämie und Schilddrüsenkrebs von bis zu 28 % zu rechnen. Einer vierten Gruppe ordnet die Studie Einzelpersonen (*»few emergency workers«*) zu, die hohe Schilddrüsendosen durch inkorporiertes Jod-131 erhalten haben. Für diese Personen wird ein beträchtliches Risiko (*»notable risk«*) gesehen, an Schilddrüsenkrebs zu erkranken [49].

Auch die UNSCEAR-Studie aus 2013 [113] kommt zu dem Ergebnis, dass bisher weder Todesfälle noch akute Erkrankungen beobachtet wurden, die mit der Strahlenexposition durch den Reaktorunfall in Verbindung gebracht werden können. Darüber hinaus wird für die Gruppe der Arbeiter, die eine effektive Dosis von weniger als 100 mSv erhalten haben und mehr als 99 % der Arbeiter umfasst, keine signifikante Erhöhung des Krebsrisikos erwartet. Für die weiteren knapp 1 % wird ein leicht erhöhtes Krebsrisiko erwartet. Darüber hinaus besteht für 13 Arbeiter, die eine Schilddrüsendosis zwischen 2 und 12 Sv erhalten haben, laut Studie ein erhöhtes Risiko, an Schilddrüsenkrebs zu erkranken. Für Abschätzungen zu Strahlenexpositionen der Augen, die zur Bildung eines Katarakts führen können, liegen UNSCEAR nicht genügend Informationen vor.

Es wurden ungefähr 17.500 Jodtabletten an etwa 2.000 Arbeiter ausgegeben, die mit den Notfallmaßnahmen betraut waren, um eine Ansammlung von radioaktivem Jod in der Schilddrüse zu unterbinden. Etwa 230 Arbeiter erhielten im Anschluss daran Gesundheitsuntersuchungen, da sie entweder mehr als 20 Tabletten oder diese über einen Zeitraum von mehr als 14 Tagen eingenommen haben. Bei acht Arbeitern wurden abweichende Werte an Schilddrüsenhormonen nachgewiesen, die bei drei Personen temporär waren. Laut UNSCEAR können die verbliebenen Fälle nicht zwingend auf die Einnahme der Tabletten zurückgeführt werden, da die beobachtete Abweichung der normalen Verteilung in der männlichen Bevölkerung entspricht [113].

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 bis 2 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].

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 und damit zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe kommen könnte, wurden zum Schutz der Bevölkerung verschiedene Maßnahmen angeordnet und durchgeführt:

Am 11. März 2011 veranlassten die Behörden um 20:50 Uhr eine Evakuierung der Bevölkerung in einem 2 km-Radius. Die Zone wurde bis zum nächsten Abend sukzessive auf einen Radius von 20 km ausgedehnt. Darüber hinaus empfahlen die Behörden am 15. März 2011 für das Gebiet außerhalb der Evakuierungszone bis zu einem Radius von 30 km den Aufenthalt in Gebäuden. Diese Empfehlung galt bis zum 22. April 2011. Zudem wurde um die Anlage eine Flugverbotszone mit gleichem Radius errichtet. Die japanische Küstenwache hatte darüber hinaus für die küstennahen Gewässer in einem Umkreis von 10 km Räumungsanordnungen von Schiffen 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. Im Untersuchungsbericht des japanischen Parlamentes [34] und in einer WHO-Studie [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 erfolgte die Veröffentlichung von vorläufigen Kontaminations-Grenzwerten zur Einschränkung des Verzehrs von Nahrungsmitteln. Die Behörden ergriffen zudem am 21. März 2011 Maßnahmen, 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 auch auf Gebiete mit einer Prognose der jährlichen Strahlenexposition von über 20 mSv zu erweitern. Diese sogenannte »Deliberate Evacuation Area« erstreckt sich in nordwestliche Richtung, wie in ► Abb. 5.20 ersichtlich ist. Die betroffenen Einwohner wurden aufgefordert, das Gebiet bis Ende Mai zu verlassen. Die 20 km-Zone wurde zum Sperrgebiet erklärt [29]. Die betroffene Bevölkerung hatte die Möglichkeit, das Sperrgebiet unter bestimmten Bedingungen für kurze Zeit zu betreten. Die Zone innerhalb des 3 km-Radius war von dieser Möglichkeit ausgenommen.

Darüber hinaus erfolgte im April 2011 die Festlegung eines Gebietes außerhalb der 20 km-Zone, 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. 5.20), galten Einschränkungen bezüglich der Lebensgewohnheiten. Schwangere, Kinder und Kranke sollten sich nicht in der Zone aufhalten.

Kindergärten und Schulen wurden geschlossen und ein freiwilliges Verlassen dieser Zone empfohlen. Die »Evacuation-Prepared Area« ist Ende September 2011 wieder aufgehoben worden.

Seit Juni 2011 erfolgte eine Festlegung weiterer örtlicher Bereiche, an denen eine effektive Dosis von 20 mSv im ersten Jahr überschritten werden könnte (sogenannte »Specific Spots Recommended for Evacuation«, ► Abb. 5.20). Hier empfahlen die Behörden, besondere Vorsichtsmaßnahmen einzuhalten und eine Evakuierung zu unterstützen [10]. Bis Mai 2012 betraf das 260 örtliche Bereiche, die 282 Haushalte umfassen [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. 5.19) [34].

Über die genannten Maßnahmen hinaus wurden seit dem Unfall lageabhängig Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexpositionen durch den Verzehr kontaminierter Lebensmittel ergriffen. Hierzu werden in Japan umfangreiche Messungen in den unterschiedlichen Präfekturen durchgeführt und vom MHLW zusammengestellt und veröffentlicht. Ausgehend hiervon werden lokale Lebensmittelsperren ausgesprochen und regelmäßig angepasst. Mit Stand 1. Februar 2016 wurden für das Fiskaljahr 2015 insgesamt 273 Überschreitungen des derzeit geltenden allgemeinen Lebensmittel-Grenzwertes von 100 Bq/kg bei einer Gesamtheit von 290.994 genommenen Proben festgestellt. Aus diesem Grund ist Ende Januar 2016 beispielsweise das Inverkehrbringen von speziellen Pilzen, Wildschweinfleisch, Bambussprossen, Sojabohnen oder Reis aus einigen Regionen verboten [94].

Eine gemeinsame Studie der Technischen Universität Wien, der Colorado State University und der Universität Tokio zeigt auf, dass über 80 Prozent der untersuchten Proben nicht vom Markt stammten, sondern direkt von Bauern oder Verteilungszentren. Ein Anstieg der Kontamination mit Radionukliden im Gemüse hatte sich bereits in den ersten Wochen nach dem Unfall gezeigt, wobei die Werte im Frühsommer nur noch gelegentlich oberhalb der Grenzwerte für Lebensmittel lagen. Bei Fleisch war zunächst hauptsächlich Rindfleisch betroffen. Erhöhte Messwerte zeigten sich hier erst mit zeitlicher Verzögerung ab etwa Juli 2011; auch diese Kontaminationen gingen danach zurück. Allerdings zeigte sich ein erneuter Anstieg der Messwerte ab September 2011 bei Wildschweinfleisch. Insgesamt überschritten laut der Studie im ersten Jahr nach dem Unfall japanweit 0,9 Prozent der gemessenen Proben die Grenzwerte. In der Präfektur Fukushima waren es 3,3 Prozent [127].

Unmittelbar nach dem Unfall wurde an einem Wasserwerk in der Präfektur Fukushima der zu diesem Zeitpunkt geltende Grenzwert von 300 Bq/kg für Jod-131 im Trinkwasser überschritten, so dass die Bevölkerung angehalten wurde, kurzfristig auf Trinkwasser aus Oberflächenwässern zu verzichten. Darüber hinaus wurden an 20 Wasserwerken aus fünf Präfekturen (Fukushima, Ibaraki, Chiba, Tokio und Tochigi) Werte von Jod-131 oberhalb von 100 Bq/l nachgewiesen. Dieser Wert entsprach dem Grenzwert für Jod-131 im Trinkwasser für Kleinkinder, so dass auch hier Beschränkungen in den betroffenen Gebieten ausgesprochen wurden. Der höchste gemessene Wert lag bei 965 Bq/kg Jod-131 bei einer Probe vom 20. März 2011, die in dem Dorf Iitate genommen wurde. Seit Ende März 2011 wurden die Grenzwerte im

Trinkwasser mit Ausnahme von litate wieder eingehalten und die Beschränkungen aufgehoben. Die Beschränkungen für litate wurden am 10. Mai 2011 aufgehoben. [137]

Umstrukturierung der Evakuierungs- und Sperrzonen. Mit der Deklaration des Anlagenzustandes »Cold Shutdown« am 16. Dezember 2011, wurde damit begonnen, die bestehenden Evakuierungs- und Sperrzonen anhand der prognostizierten Jahresdosen umzustrukturieren. Erste Beschränkungen wurden ab April 2012 aufgehoben. In Bereichen der Klasse 1 (»Area 1«, in rechter ► Abb. 5.20 grün dargestellt) werden nachweislich Jahresdosen unterhalb 20 mSv/a erreicht und die Evakuierungsanordnung ist 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 prognostiziert werden (»Area 2«, in rechter ► Abb. 5.20 orange dargestellt), 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«, in rechter ► Abb. 5.20 rot dargestellt) wird davon ausgegangen, dass die Bevölkerung für längere Zeit nicht zurückkehren kann. Die prognostizierten Jahresdosen liegen

dort bis mindestens 2016 oberhalb von 20 mSv/a. Ein Betreten ist nur unter bestimmten Voraussetzungen kurzzeitig erlaubt. Die Umstrukturierung wurde im August 2013 abgeschlossen.

Im Juni 2012 betrug in der Präfektur Fukushima die Ortsdosisleistung einen Meter über Grund auf etwa 1.800 km² mindestens 5 mSv/a und auf etwa 515 km² mindestens 20 mSv/a [34].

In den betroffenen Gebieten wurden bislang verschiedene Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt. In Wohngebieten wurden beispielsweise Dächer gereinigt, Ablagerungen in Dachrinnen entfernt und Bodenschichten an der Oberfläche abgetragen (► Abb. 5.21). Hierdurch konnte z. B. im Bereich der Stadt Tamura nach Angaben des japanischen Ministry of Environment (MoE), abhängig von der Ortsdosisleistung vor den Dekontaminationsarbeiten, eine Verringerung der OD L im Mittel um 46 % erreicht werden [79]. Langfristiges Ziel der Maßnahmen in Gebieten mit Jahresdosen von weniger als 20 mSv ist es, Werte unterhalb von 1 mSv/a zu erreichen. Die Maßnahmen gründen sich auf ein hierzu erlassenes Gesetz [38], das seit dem 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]. Mit Stand Dezember 2015 fallen

	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
litate 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. 5.19: Anzahl der aus den Evakuierungszonen evakuierten Personen bis Ende August 2011 (Datenquelle: NAIC [34]).

104 Gemeinden aus 8 Präfekturen, in denen aufgrund des Unfalls eine zusätzliche Dosis von 1 mSv/a festgestellt wurde (*»Intensive Contamination Survey Area«*) sowie 11 Gemeinden aus den Evakuierungsgebieten (*»Special Contamination Area«*), in den Anwendungsbereich dieses Gesetzes [79]. Nach Angaben des MoE lag das Budget für Dekontamination einschließlich der Kosten für den Umgang mit abgetragenen Böden und Abfällen, die mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind, sowie für deren Verwaltung mit Stand April 2014 bei etwa 1,9 Billionen JPY (etwa 19 Milliarden US-Dollar) [79]. Als Resultat der Dekontaminationsarbeiten wurde ab April 2014 damit begonnen, in einzelnen Teilgebieten die Evakuierungsanordnung vollständig aufzuheben. Im März 2015 wurde beispielsweise auch eine Autobahn (*»Joban Expressway«*), die Bereiche der Klasse 3 (*»Area 3«*) durchquert, vollständig für den Verkehr geöffnet.

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 überschritten, ab dem Maßnahmen zur Dekontamination durchzuführen waren. 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; seit 2012 sind 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]. Hierbei wurde die ODL an der Schilddrüse gemessen und hiermit die Strahlenexposition abgeschätzt. Für 1.080 Kinder wurden keine erhöhten Werte oder nur Werte unterhalb von 0,2 µSv/h gefunden. Dieser Wert entspricht nach den Berechnungen der NSC einer Schilddrüsen-Organ dosis von 100 mSv für ein einjähriges Kind und wurde von der NSC als unbedenklich eingestuft (► Abb. 5.22). Bei weiteren 66 Kindern konnte die notwendige Messempfindlichkeit aufgrund einer erhöhten Untergrundstrahlung nicht erreicht werden.

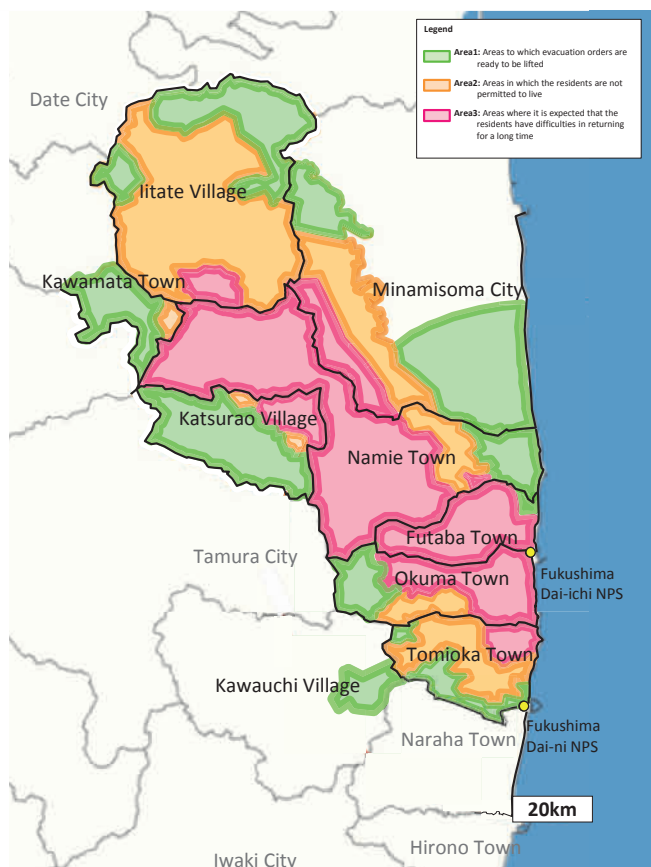
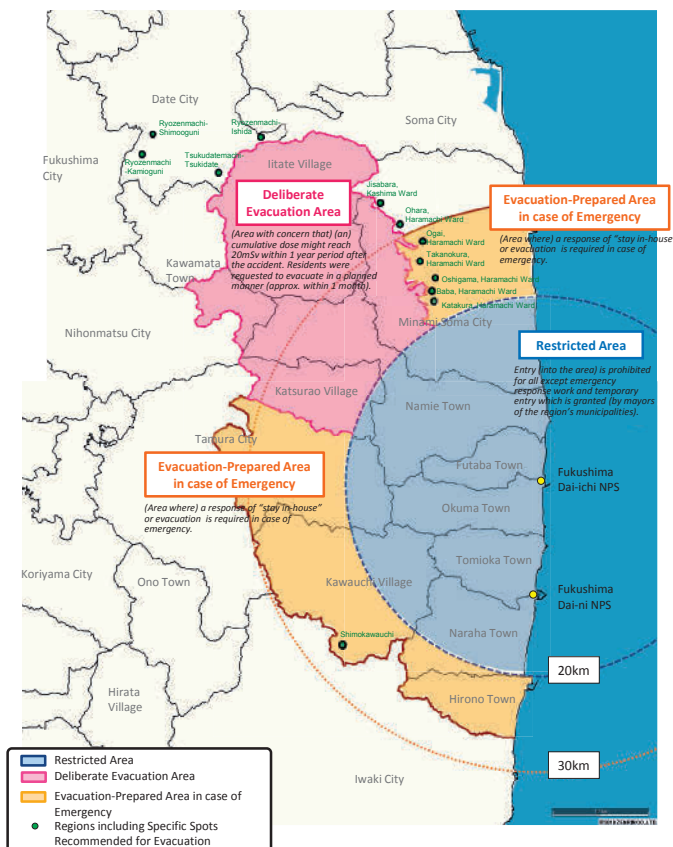


Abb. 5.20: Evakuierungs- und Sperrzonen um Fukushima Daiichi mit Stand August 2011 (links) und September 2015 (rechts). Die »Evacuation-Prepared Area« wurde Ende September 2011 wieder aufgehoben (Quelle: METI).

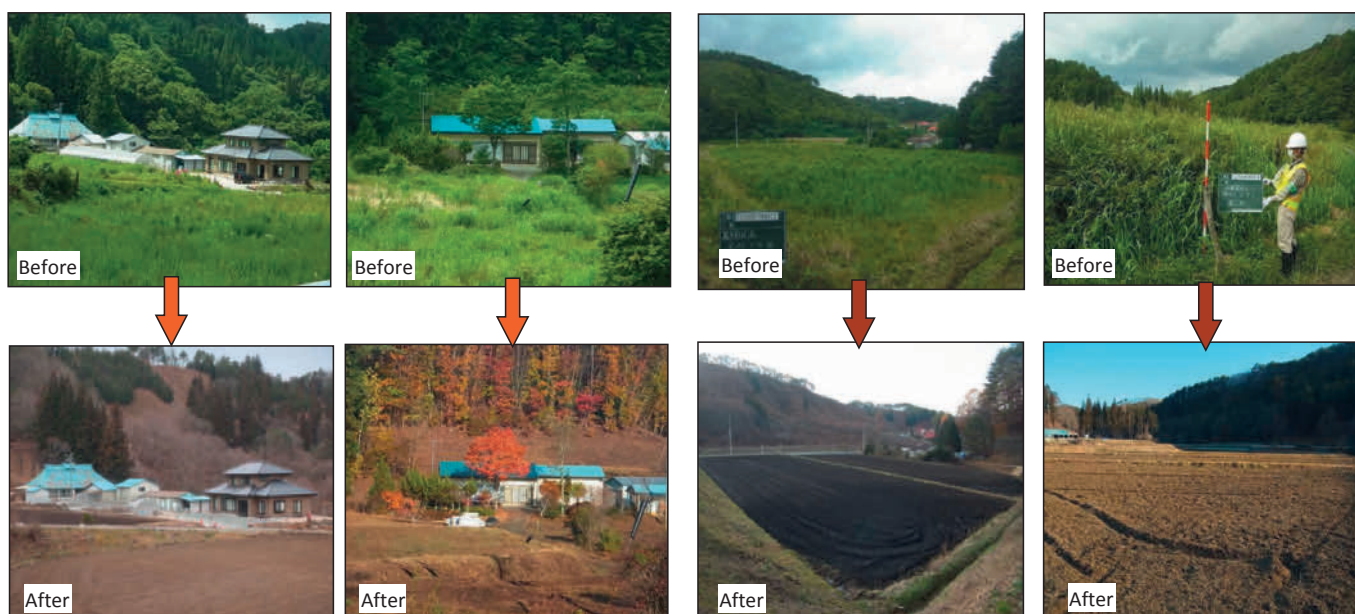


Abb. 5.21: Beispiele für Dekontaminierungsmaßnahmen, wie dem großflächigen Abtrag von kontaminierten Böden (obere Bildreihen und unterste Reihe mitte und rechts) und der Reinigung von Dächern und sonstigen Oberflächen, aufgenommen in der Stadt Tamura (Quelle: MoE).

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 [44]. Grundlage bildet ein Bewertungssystem auf Basis eines Fragebogens [45], das vom NIRS entwickelt wurde [43]. Mit Stand 30. November 2015 lagen für 466.102 Personen Dosisabschätzungen für die ersten vier Monate vollständig vor, hierunter für 9.071 Personen, die auf der Anlage und im Umfeld eingesetzt waren (»Radiation Worker«).

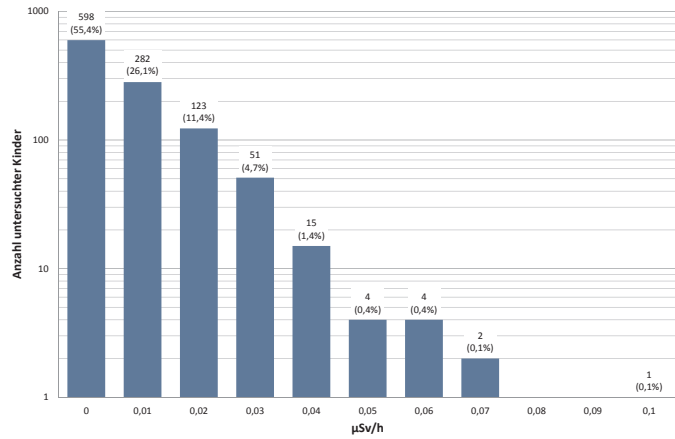


Abb. 5.22: Ergebnis der vereinfachten Messungen zur Aufnahme von Jod in der Schilddrüse von Kindern: Anzahl der untersuchten Kinder abhängig von der gemessenen Dosisleistung, aufgetragen auf einer halblogarithmischen Skala (Quelle: Bericht der jap. Regierung, Sept. 2011).

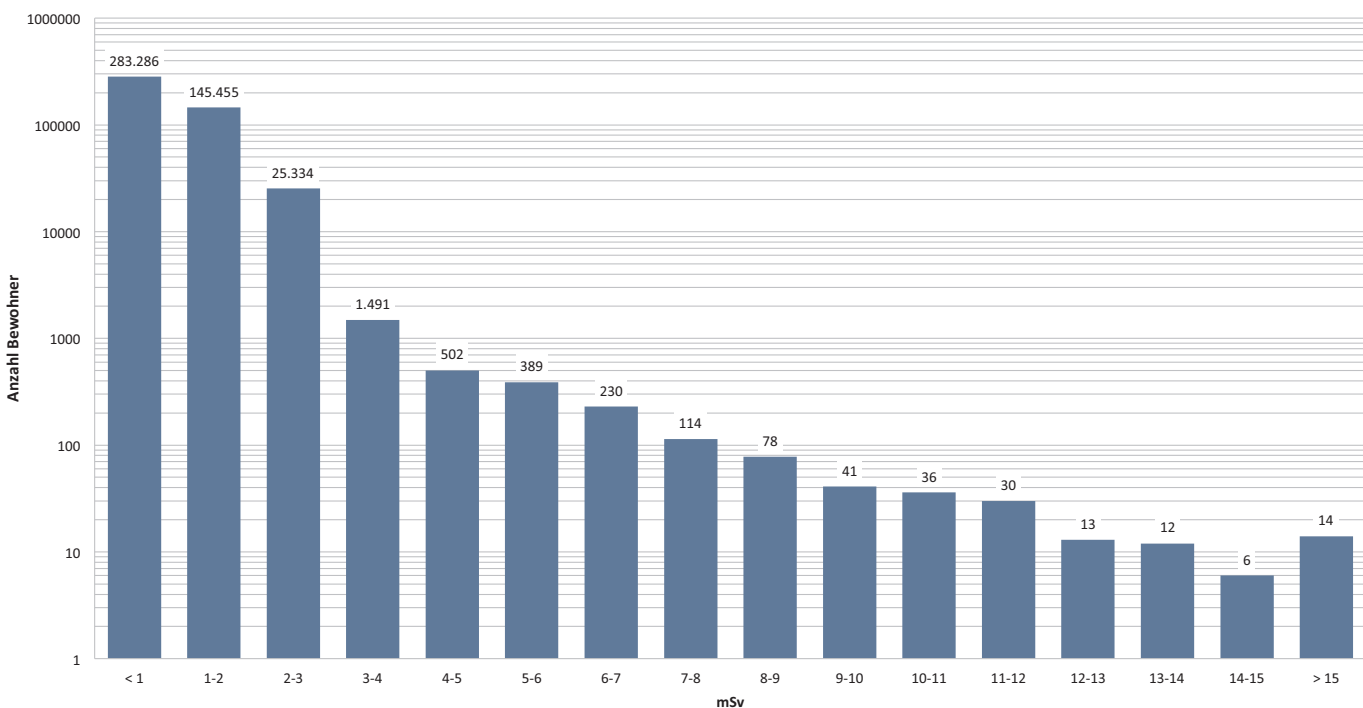


Abb. 5.23: Verteilung der abgeschätzten externen Strahlenexposition für die ersten vier Monate nach dem Unfall für Personen in der Präfektur Fukushima, aufgetragen auf einer halblogarithmischen Skala [95].

Als Ergebnis der 457.031 Rückäußerungen der Bevölkerung (ohne die »Radiation Worker«) lagen die abgeschätzten Dosen für 99,8 % der Personen unterhalb von 5 mSv und 93,8 % unterhalb von 2 mSv. Unterhalb von 1 mSv lagen etwa 62 % [95]. In ► Abb. 5.23 ist die Verteilung der in dieser Studie abgeschätzten externen Dosis der Bevölkerung der Präfektur Fukushima dargestellt.

Eine erste Studie zu der im ersten Jahr zu erwartenden 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. 5.24) und Dosen der Schilddrüse für repräsentative Personen der 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 für repräsentative Personen in zwei Gebieten mit erhöhter Exposition im Bereich von 10–50 mSv. Für den restlichen Teil der Präfektur liegen die abgeschätzten effektiven Dosen typischerweise im Bereich von 1–10 mSv und in benachbarten Präfektoren typischerweise im Bereich 0,1–1 mSv.

Die Studie kommt auch zu dem Schluss, dass die effektiven Dosen in der Bevölkerung außerhalb Japans deutlich unter 0,01 mSv liegen.

Eine neuere UNSCEAR-Studie aus 2013 [113] beinhaltet Abschätzungen von mittleren effektiven Dosen (Ganzkörper) und Schilddrüsensdosen für Personen der auch in der WHO-Studie betrachteten drei Altersklassen »Kleinkind« (1 Jahr), »Kind« (10 Jahre) und »Erwachsener«. Hier werden die Präfektur Fukushima (Gruppe 2), die benachbarten Präfektoren (Gruppe 3) und der Rest Japans (Gruppe 4) separat betrachtet (► Abb. 5.25). Außerdem wird für die evakuierte Bevölkerung (Gruppe 1) zwischen den am 12. bis 15. März evakuierten Gebieten und der »Deliberate Evacuation Area« (s. o.) unterschieden (► Abb. 5.26). Die in dieser Studie abgeschätzten Dosen sind mit Werten von weniger als 10 mSv im Allgemeinen niedriger als diejenigen, die im Rahmen der WHO-Studie ermittelt wurden.

Location	Committed effective dose in first year following accident, mSv								
	Adult Dose band, key pathways to nearest 10% ^{2,3}			Child (10 years) Dose band, key pathways to nearest 10% ^{2,3}			Infant (1 year) 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 ¹)	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%	10–50	External (groundshine) Inhalation	90% 10%
Soma county, Iitate village (committed dose from the first four months only ¹)	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 ¹)	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	Ingestion External (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. 5.24: Abgeschätzte charakteristische Dosisbereiche für verschiedene Bevölkerungsgruppen im ersten Jahr nach dem Unfall (Quelle: WHO).

Prognostizierte langjährige Strahlenexposition. Mögliche Langzeitauswirkungen der Dosis aufgrund von Bodenstrahlung wurden vom IRSN auf Grundlage der Bodenkontaminationen erstmalig Anfang April 2011 abgeschätzt (► Abb. 5.27) [31]. Dieser Abschätzung liegen zwei konservative Annahmen zugrunde: (1) dass sich ein Erwachsener über den gesamten Zeitraum ununterbrochen im kontaminierten Gebiet 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. 5.28).

Residential area	Effective dose (mSv)			Absorbed dose to the thyroid (mGy)		
	Adults	10-year old	1-year old	Adults	10-year old	1-year old
Group 2 – Fukushima prefecture	1.0–4.3	1.2–5.9	2.0–7.5	7.8–17	15–31	33–52
Group 3 – prefectures	0.2–1.4	0.2–2.0	0.3–2.5	0.6–5.1	1.3–9.1	2.7–15
Group 4 – rest of Japan	0.1–0.3	0.1–0.4	0.2–0.5	0.5–0.9	1.2–1.8	2.6–3.3

Abb. 5.25: Abgeschätzte mittlere Dosisbereiche für verschiedene Bevölkerungsgruppen im ersten Jahr nach dem Unfall (Quelle: UNSCEAR).

Age Group	Precautionary evacuated settlements			Deliberately evacuated settlements		
	Before and during evacuation	At the evacuation destination	First year total	Before and during evacuation	At the evacuation destination	First year total
	EFFECTIVE DOSE (mSv)					
Adults	0–2.2	0.2–4.3	1.1–5.7	2.7–8.5	0.8–3.3	4.8–9.3
Child, 10-years old	0–1.8	0.3–5.9	1.3–7.3	3.4–9.1	1.1–4.5	5.4–10
Infant, 1-year old	0–3.3	0.3–7.5	1.6–9.3	4.2–12	1.1–5.6	7.1–13
	ABSORBED DOSE TO THE THYROID (mGy)					
Adults	0–23	0.8–16	7.2–34	15–18	1–8	16–35
Child, 10-years old	0–37	1.5–29	12–58	25–45	1.1–14	27–58
Infant, 1-year old	0–46	3–49	15–82	45–63	2–27	47–83

Abb. 5.26: Abgeschätzte mittlere Dosisbereiche für die evakuierte Bevölkerung (Gruppe 1) im ersten Jahr nach dem Unfall (Quelle: UNSCEAR).

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. Auch nach der Studie von UNSCEAR [113] und der IAEA [137] gibt es bisher keine Informationen über wesentliche gesundheitliche Folgen der Bevölkerung, die einer Strahlenexposition zugeschrieben werden können.

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 betroffenen Gruppen der Bevölkerung entsprechend hohe Bedeutung zukommt [30]. Im Rahmen des Gesundheitsprogramms ist daher vorgesehen, bei den etwa 368.000 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. Das Programm beinhaltet eine Ultraschall-Erstuntersuchung aller Kinder innerhalb der ersten drei Jahre. 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]. Ziel dieser Reihen-Erstuntersuchung ist es daher, den Zustand der Schilddrüsen zu dokumentieren, bevor strahleninduzierte Veränderungen erwartet werden. Hierbei geht die *Fukushima Medical University* davon aus, dass die Häufigkeit einer entdeckten Schild-

drüsenerkrankung aufgrund der erhöhten Untersuchungsrate durch das Screening-Programm steigen wird [97]. Mit Stand August 2015 liegen für die Erstuntersuchung die Ergebnisse von 300.476 untersuchten Kindern vor; hierunter 113 Fälle von vermutetem oder diagnostizierten bösartigen Schilddrüsentumoren, wovon 99 Fälle operiert wurden (einer dieser Fälle hat sich als gutartig herausgestellt) [95]. Zu Vergleichszwecken wurde das Untersuchungsgebiet, abhängig von den erwarteten Expositionsbedingungen, in vier Regionen unterteilt. Im Ergebnis lag die Diagnoserate von Schilddrüsenkrebs für alle vier Regionen bei etwa 0,037 %. Von den erwähnten 113 diagnostizierten Fällen haben 63 an dem oben genannten Gesundheitsüberwachungsprogramm teilgenommen und ihr Resultat erhalten. Für 71,4 % der Personen wurde eine effektive Dosis aufgrund externer Strahlenexposition von weniger als 1 mSv abgeschätzt; die höchste effektive Dosis lag bei 2,2 mSv.

Eine Arbeitsgruppe der *Okayama University* in Japan hat die Daten der *Fukushima Medical University* weiter untersucht und mit der mittleren Schilddrüsenkrebsrate in Japan verglichen [134]. Als Resultat wurde eine 30fache Schilddrüsenkrebsrate von Kindern in den Untersuchungsgebieten, im Vergleich zu Gesamt-Japan festgestellt. Diese würde sich nach Aussage der Autoren nicht alleine durch den Effekt erklären lassen, dass durch die Reihenuntersuchung besonders viele Personen untersucht wurden. Allerdings war das Stadium des Schilddrüsenkrebses in 74 der Fälle nicht in einem besonders frühen Stadium, was bei einem strahlungsinduzierten Krebs zu erwarten wäre. Die Resultate mit Stand Dezember 2015 der Zweituntersuchung zeigen bei 199.772 untersuchten Kindern 39 Fälle von vermuteten Schilddrüsentumoren bei 15 operierten und bestätigten Fällen. 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].

WHO [49] und UNSCEAR [113] gehen in ihren Studien davon aus, dass keine erkennbare Zunahme gesundheitlicher Risiken aufgrund der Strahlenexposition der Bevölkerung außerhalb Japans zu erwarten ist.

Bodenkontamination Cs-134 und Cs-137 in MBq/m ²	> 0,3	> 0,6	> 1	> 3	6-30
Dosis durch externe Exposition in 1 Jahr in mSv	> 5	> 10	> 16	> 50	100-500
Dosis durch externe Exposition in 10 Jahren in mSv	> 19	> 38	> 63	> 190	380-1.900
Dosis durch externe Exposition in 70 Jahren in mSv	> 41	> 82	> 136	> 408	816-4.080

Abb. 5.27: Prognose der potenziellen externen Strahlenexpositionen durch Bodenstrahlung abhängig von der Bodenkontamination mit Cäsium-134 und Cäsium-137 (Quelle: IRSN).

In Bezug auf Japan wird außerhalb der am stärksten betroffenen Gebiete keine signifikante Erhöhung der Krebsrate erwartet. Allerdings hat sich der WHO-Studie zufolge die Wahrscheinlichkeit einer Krebserkrankung für bestimmte Bevölkerungsgruppen aus den beiden am stärksten betroffenen Gebiete innerhalb der Präfektur Fukushima gegenüber der natürlichen Inzidenzrate erhöht, während das UNSCEAR von keinen innerhalb der statistischen Fluktuationen wahrnehmbaren gesundheitlichen Effekten durch Strahlenexpositionen ausgeht. Die Studien differenzieren beide 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. Hierbei ist zu beachten, dass die Anzahl der beobachtbaren Fälle natürlicherweise statistisch schwanken. Darüber hinaus unterliegen die errechneten Prozentzahlen aufgrund der verwendeten Methodik weiteren Unsicherheiten und neben der Strahlenexposition kann die Krebsrate durch weitere Einflüsse fluktuieren. 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 das Dorf 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 %. Die WHO erwartet daher, dass sich eine mögliche Zunahme von Fällen aufgrund der zusätzlichen Strahlenexposition statistisch wahrscheinlich nicht wird nachweisen lassen.

Gegenstand von Untersuchungen sind auch mögliche psychosoziale Langzeitfolgen. 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. Die WHO kommt in ihrer Studie [42] zu dem Schluss, dass die psychologischen Auswirkungen einer der zentralen Herausforderungen des Unfalls sind; die Folgen hieraus könnten andere gesundheitliche Konsequenzen des kerntechnischen Unfalls übertreffen. Tatsächlich wurden Depressionen und posttraumatische Stresssymptome in der Bevölkerung bereits beobachtet [113]. In der Studie von UNSCEAR wird davon ausgegangen, dass in Folge der Evakuierungsmaßnahmen mehr als 50 stationär behandelte Patienten aufgrund von Hyperthermie, Dehydrierung oder der Verschlechterung der zugrunde liegenden medizinischen Probleme und wahrscheinlich weitere über 100 ältere Menschen in den Folgemonaten durch eine Vielzahl von mit der Evakuierung verbundenen Ursachen starben.

Die *Fukushima Medical University* kommt in einer Studie über die psychische Verfassung und dem Lebensstil von Personen aus den Evakuierungsgebieten zu dem Ergebnis, dass schwere psychologische Probleme unter den Evakuierten existieren. Viele Haushalte wurden nach dem Unfall getrennt und teilweise mehrfach evakuiert. Der Anteil der Personen mit traumatischen Symptomen läge laut Studie in der gleichen Größenordnung wie bei den Arbeitern nach dem World Trade Center Angriff. Auch bei Kindern würden schwere psychologische Probleme beobachtet, mit Verbesserungen von Jahr zu Jahr [125].

	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. 5.28: Prognose der potenziellen Langzeitdosen für die Bevölkerung durch externe Exposition infolge der Unfälle in Fukushima und Tschernobyl (Quelle: ENSI).

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 Blöcke 1 bis 4 und der Bewältigung der Unfallfolgen dienen. Dieses Kapitel gibt einen Überblick über die wesentlichen Maßnahmen und Arbeiten bis Anfang 2016 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 und METI (insbesondere [103], [104], [105], [128]).

6.1 Überblick über die Planungen

Aufgefordert durch die japanische Regierung hat TEPCO in Abstimmung mit der Aufsichtsbehörde NISA (zuständige Behörde ist seit September 2012 die *Nuclear Regulation Authority*, NRA) einen Zeitplan zur Stilllegung und zum Abbau der Blöcke 1 bis 4 erstellt, die sogenannte »Roadmap« (*»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 unter dem Vorbehalt der Genehmigung durch die Behörde. Die Planung ist in drei Phasen unterteilt, die sich über einen Gesamtzeitraum von 30 bis 40 Jahren erstrecken

Phase 1. Die erste Phase erstreckte sich über einen Zeitraum von ca. zwei Jahren (beginnend mit der Deklaration des Zustands »cold shutdown« im Dezember 2011). In dieser Zeit wurden die Freisetzen 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. Die Phase 1 wurde mit der Bergung der ersten Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 im November 2013 beendet.

Phase 2. Phase 2 begann am 18. November 2013 mit dem erstmaligen Entladen eines Brennelements aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 und soll etwa 2022 abgeschlossen sein. Bis dahin sollen die Brennelemente aus den BE-Lagerbecken der Blöcke 1 bis 4 entfernt und das gesamte angesammelte Inventar an kontaminierten Wässern behandelt worden sein. Zum Abschluss der Phase 2 soll mit der Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren begonnen werden.

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



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

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 und besser gegen mögliche weitere Einwirkungen von außen – etwa weitere Erdbeben, Überflutungen – zu schützen. Es wurde beispielsweise ein provisorischer Schutzwall gegen Tsunamis errichtet (▶ Abb. 6.2). Zum anderen sollte die Freisetzung radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser reduziert und der Strahlenschutz der Beschäftigten verbessert werden.



Abb. 6.2: Schutzwall gegen Tsunamis (Quelle: TEPCO).

6.2.1 Kühlung, Stromversorgung und Einspeisung von Stickstoff

Kühlung der Reaktoren der Blöcke 1–3. Die Reaktorblöcke 1 bis 3 wurden in der ersten Woche nach dem Unfall über mobile Pumpen bespeist. Zunächst wurde dazu teilweise Meerwasser verwendet; später wurden alle drei Blöcke auf Frischwassereinspeisung mit Elektropumpen umgestellt, die vom externen Stromnetz versorgt werden. Die Elektropumpen befinden sich auf einem nahegelegenen Hügel. Seit Ende Juni 2011 wird das Kühlwasser für die Blöcke 1 bis 3 aus der zwischenzeitlich errichteten Wasseraufbereitungsanlage entnommen (▶ nachfolgenden Abschnitt 6.2.2). Während der Sommermonate kann das Kühlwasser vor dem Einspeisen in die Reaktoren gekühlt werden. Die Temperatur des Wassers in den Reaktoren schwankt abhängig von den Jahreszeiten zwischen 10 und 40 °C.

Seit Juni 2013 werden für die Bespeisung Kondensatpumpen genutzt, die im Maschinenhaus installiert sind. Bis zu diesem Zeitpunkt wurden die o. g. Pumpen genutzt. Die zunächst verwendeten Kühlwasserschläuche wurden vollständig durch Rohrleitungen aus Kunststoff (Polyethylen) ersetzt und die Gesamtlänge der Leitungen von ca. 4 km auf rund 3 km verringert. Durch diese Maßnahmen wurde die Robustheit des Einspeisesystems erhöht. Die Einspeisung kann bei einem Ausfall der vom externen Stromnetz versorgten Kondensatpumpen über mehrere Ersatzaggregate (u. a. über von Dieselgeneratoren versorgten Elektropumpen oder Feuerlöschfahrzeugen) erfolgen. Als Kühlmittelreservoir stehen mehrere Vorratsbehälter zur Verfügung. Zur Gewährleistung einer kontinuierlichen Bespeisung der RDB wurde in 2014 damit begonnen, Noteinspeisestellen zu installieren.

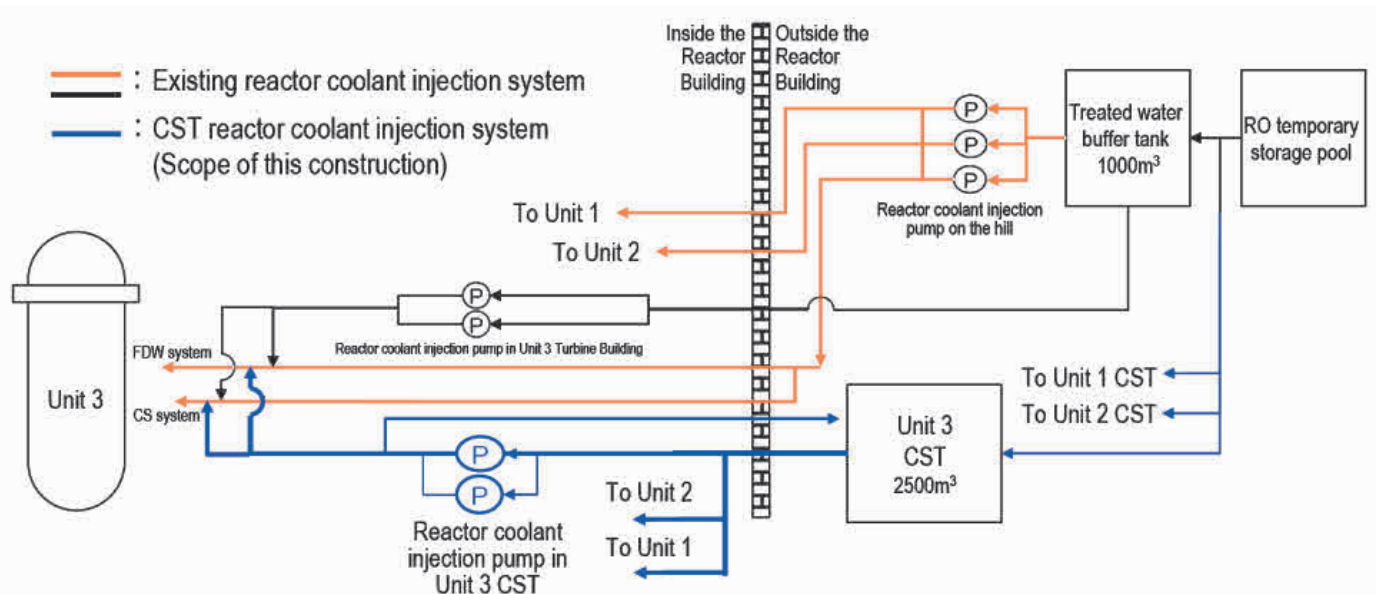


Abb. 6.3: Schematische Darstellung der Reaktorbespeisung (Quelle: TEPCO).

Die eingespeiste Wassermenge wurde Anfang 2014 für die beiden Blöcke 2 und 3 schrittweise reduziert. Seit Mitte Februar 2014 werden in alle drei Blöcke täglich zusammen etwas mehr als 300 m³ bzw. je Block rund 100 m³ Wasser eingespeist.

Kühlung der Brennelemente-Lagerbecken. Zur Kühlung der BE-Lagerbecken der Blöcke 1, 3 und 4 wurden zwischen Ende Juni und Mitte August 2011 alternative Kühlsysteme errichtet, mit denen das Beckenwasser in einem separaten, geschlossenen Kreislauf über Luftkühler gekühlt wird. In Block 2 konnte das anlageneigene Beckenkühlsystem wieder in Betrieb genommen werden. Das Beckenwasser in den Blöcken 2, 3 und 4 wurde inzwischen mit mobilen Anlagen entsalzt, um Korrosionsschäden vorzubeugen. Für Block 1 ist keine Entsalzung notwendig, da kein Meereswasser in das BE-Lagerbecken eingespeist wurde. Nach Angaben von TEPCO sollte die Kühlung für die BE-Lagerbecken nach einem Ausfall innerhalb von 6 Stunden wiederhergestellt werden können. Bei einem Ausfall der Kühlung eines BE-Lagerbeckens stünden im Übrigen mehrere Wochen zur Verfügung, bevor der Füllstand im Becken kritische Werte erreicht. Nach wie vor stehen außerdem die bereits kurz nach dem Unfall eingesetzten Autobetonpumpen zur Einspeisung von Wasser bereit. Wenn es in einem BE-Lagerbecken zum vollständigen Verlust des Kühlmittels (trockenes BE-Lagerbecken) kommt, muss die Nachzerfallsleistung der Brennelemente durch die umgebende Luft (sog. Konvektion) abgeführt werden. Für Brennelemente, die nach ihrer Einsatzzeit im Reaktor in das BE-Lagerbecken überführt wurden und dort länger als etwa drei Jahre lagern – wie es für die Blöcke 1–3 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi mittlerweile der Fall ist –, kann die sich einstellende Luftströmung nach Abschätzungen der GRS ausreichen, um die noch freigesetzte Leistung abzuführen, ohne dass Temperaturen erreicht werden, bei denen es zu Schäden an den Hüllrohren der Brennelemente (ab ca. 900 °C) oder gar zu einer Schmelze (> 2.000 °C) kommt.

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

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



Abb. 6.4: Mobile Anlagen zur Entsalzung des Wassers in den BE-Lagerbecken (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.5: Arbeiten zur Wiederherstellung der Anbindung der Anlage an das Stromnetz (Quelle: TEPCO).

6.2.2 Aufbereitung und Lagerung kontaminierter Wässer

Das zur Kühlung in die Reaktoren eingespeiste Wasser fließt über Leckagen in die Druckkammer der Sicherheitsbehälter. Von dort aus gelangt es auf meist 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 (ebenfalls ca. 400 m³, Stand Dezember 2012) fielen nach Angaben von TEPCO damit fast 800 m³ kontaminiertes Wasser pro Tag an. Diese Menge konnte durch die Reduzierung der Einspeisung in die Reaktoren der Blöcke 2 und 3 seit Mitte Februar 2014 verringert werden. Nach Inbetriebnahme von Grundwasserdrainagebrunnen (► Kap. 6.2.3) ab April 2014 schätzt TEPCO die Menge des täglich anfallenden kontaminierten Wassers auf ca. 700 m³. Eine weitere Verringerung dieser Menge konnte ab September 2015 durch die Inbetriebnahme der Entwässerungsbrunnen in der Nähe der Gebäude der Blöcke 1–4 erreicht werden. Statt 300 m³ Grundwasser sollen seitdem nur noch 150 m³ pro Tag anfallen, wodurch die zu dekontaminierende Menge auf unter 500 m³ pro Tag abfällt.

Im Juli 2013 informierte TEPCO die zuständige Behörde darüber, dass aufgrund steigender Nuklidkonzentrationen im Hafenbecken davon auszugehen ist, dass kontaminiertes Wasser aus den Untergeschossen der Maschinenhäuser in das Grundwasser und weiter in das Meer gelangt. Nachfolgende Messungen der Aktivitätskonzentrationen verschiedener Radionuklide wie Cäsium, Tritium und Strontium im Grundwasser zwischen den Maschinenhäusern und dem Hafenbecken bestätigten die Annahme von Freisetzungen; bis Februar 2014 wurden dort teilweise erhebliche Konzentrationen gemessen (► Kap. 5.2). TEPCO geht davon aus, dass das Wasser durch Tunnel für Rohrleitungen und Kabel austritt.

Aufbereitung kontaminierter Wässer. Um die Gesamtmenge des kontaminierten Wassers zu reduzieren, wurden auf dem Anlagengelände verschiedene Anlagen zur Wasseraufbereitung errichtet und in Betrieb genommen. Sie bilden einen Teil des »offenen Kühlkreislaufs«, in dem Wasser aus den Gebäuden abgepumpt und zum Teil wieder zur Kühlung in die Reaktoren eingespeist wird. Die Aufbereitung des Wassers erfolgt in mehreren Schritten. In einem ersten Schritt wird das Wasser von Ölrückständen befreit. Anschließend entzieht man einen Teil der radioaktiven Stoffe (insb. Cäsium-137). Dafür werden vorwiegend die beiden Anlagen mit Adsorptionskolonnen genutzt (»Kurion«, in Betrieb seit 17. Juli 2011 und »SARRY«, in Betrieb seit 19. August 2011). Die Effektivität dieser Anlagen ist nach Angaben von TEPCO sehr hoch; das Cäsium soll zu über 99 % entzogen werden.

Entsalzung. Vor der Wiedereinspeisung in die Reaktoren wird das Wasser entsalzt. Dies geschieht zum größten Teil durch Nutzung sogenannter Umkehrosmose; bei einem kleineren Teil des Wassers wird als Methode zur Entsalzung die Verdampfung und anschließende Kondensation angewendet. Bei der Entsalzung entsteht neben dem entsalzten Wasser, das zur Wiedereinspeisung in die Reaktoren verwendet wird, aufkonzentriertes kontaminiertes Salzwasser, das zwischengelagert wird. Am 10. Januar 2015 wurde eine weitere Entsalzungsanlage in Betrieb genommen, die ebenfalls mit dem Umkehrosmoseverfahren arbeitet. Deren Aufbereitungskapazität beträgt zwischen 500–900 m³/d. Neben der Entsalzung wird dem Wasser mit dieser Anlage auch Strontium entzogen. Die Konzentration des Radionuklids kann so auf 1/100 bis 1/1000 seines Ausgangswerts reduziert werden. Insgesamt wurden mit den vorgenannten Anlagen bis Mitte Januar 2016 ca. 1.425.000 m³ aufbereitet.

Strontium. Die beiden Anlagen zur Filterung von Cäsium wurden nach Angabe von TEPCO im Oktober 2014 mit Einrichtungen zur Strontium-Entfernung aufgerüstet. Deren Reinigungskapazität beträgt für Kurion 600 m³/d und für Sarry 1.200 m³/d, jeweils bei einer Verringerung der Strontium-Konzentration auf ebenfalls ca. 1/1000 des Ausgangswerts. Die Filterung des Strontiums aus dem Wasser soll die radiologische Gefährdung bei Leckagen im Tanklager reduzieren sowie die Strahlenbelastung der Arbeiter und die Dosisleistung am Anlagenzaun vermindern.



Abb. 6.6: Mobile Strontium-Reinigungsanlagen neben Tanks zur Zwischenlagerung kontaminierter Wässer (Quelle: TEPCO)

In 2014 wurde ein wesentlicher Anstieg der ODL am Anlagenzaun gemessen. Dies wird von TEPCO auf die Bremsstrahlung aus den inzwischen zahlreich vorhandenen und mit kontaminiertem Wasser gefüllten Tanks zurückgeführt. Die vorhandene Beta-Strahlung aus dem kontaminierten Wasser in den Tanks wird zwar durch die Tankwand gut abgeschirmt, aber bei der Abbremsung in der Tankwand wird Energie frei, die in Form von Gamma-Strahlung in die Umgebung gelangt. Um die Konzentration von Strontium im konzentrierten Salzwasser weiter zu verringern, wurde am 2. Oktober 2014 die erste mobile Strontium-Reinigungsanlage im Tankbereich eingesetzt. Die Anlage kann bis zu 300 m³/d konzentriertes Salzwasser verarbeiten und soll die Strontiumkonzentration auf 1/1000 des Ausgangswerts vermindern. Inzwischen werden weitere Anlagen dieses Typs eingesetzt.

Multinuklidfilteranlagen. Um die Konzentrationen weiterer Radionuklide im zwischengelagerten Salzwasser zu verringern, wurde eine sogenannte Multinuklidanlage (ALPS) errichtet. Von TEPCO wurde angegeben, dass damit dem Wasser insgesamt 62 verschiedene Radionuklide entzogen werden können; eine Separation des in den kontaminierten Wässern vorhandenen Tritiums ist jedoch nicht möglich. TEPCO beabsichtigt mit dieser Anlage das Wasser so weit zu reinigen, dass die Grenzwerte für eine Einleitung in das Meer unterschritten werden. Im November 2012 wurde der erste Strang der im Endausbau dreisträngigen Anlage (Reinigungskapazität: max. 250 m³ pro Tag und Strang) fertiggestellt. Erste Versuche, diesen Strang mit kontaminiertem

Wasser zu betreiben, starteten im März 2013. Nach bislang von TEPCO veröffentlichten Daten liegt die Effektivität der Reinigung in Größenordnungen, die mit denen der beiden o. g. Anlagen vergleichbar sind. 2014 sind zwei weitere Multinuklidanlagen (»additional ALPS« und »advanced ALPS« bzw. »High performance ALPS«) errichtet worden. Die Kosten für die Anlagen sollen nach Angabe von METI rund 150 Millionen US \$ betragen.

Aktueller Bestand kontaminierter Wässer. Bis Ende Mai 2015 konnte mit den vorgenannten Anlagen nach Angaben von TEPCO das gesamte zwischengelagerte konzentrierte Salzwasser gereinigt werden (der Höchststand betrug im September 2014 rd. 367.000 m³). Damit konnte unter anderem auch das Ziel erreicht werden, die am Anlagenzaun durch das kontaminierte Wasser verursachte Ortsdosisleistung auf weniger als 1 mSv/a zu reduzieren.

Noch zu behandeln bleiben allerdings rund 20.000 m³ an Restwasser in den Lagertanks, die mit den dort bislang installierten Pumpen nicht abgesaugt werden können. Dieses Restwasser soll erst nach dem Abbau dieser Tanks gereinigt werden. Darüber hinaus existieren auch noch weitere Behälter mit insgesamt ca. 161.000 m³ kontaminiertem Wasser (Stand: 21. Januar 2016), dem zwar bereits Strontium entzogen wurde, das aber wegen der noch verbleibenden Radionuklide in den ALPS-Anlagen behandelt werden muss.

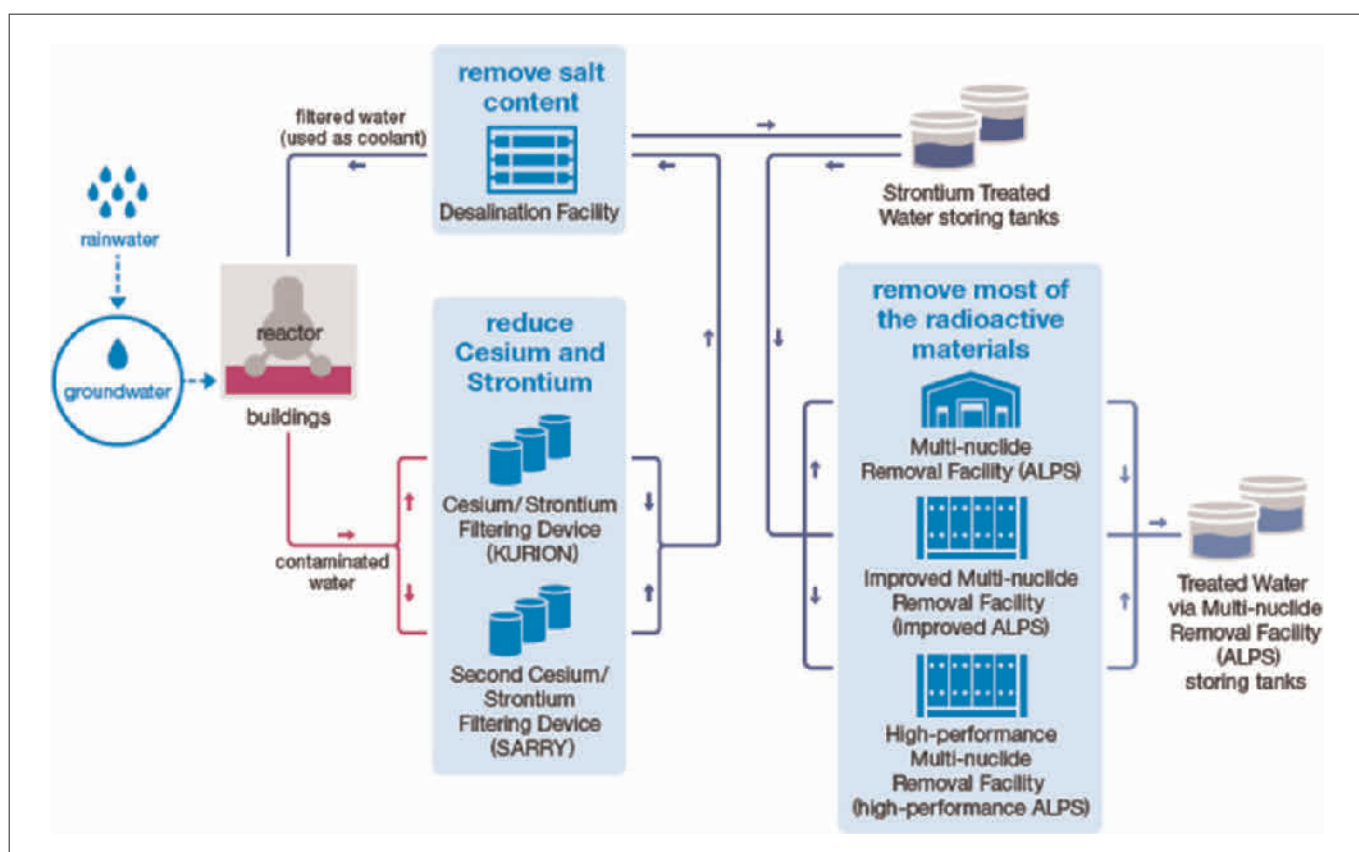


Abb. 6.7: Vereinfachte Darstellung des offenen Wasserkreislauf und der Anlagen zur Behandlung der kontaminierten Wässer (Quelle: TEPCO).

Tritium. Bei der Spaltung von Kernbrennstoffen entsteht neben weiteren Spaltprodukten wie Cäsium, Jod oder Strontium auch Tritium. Tritium ist ein schweres Isotop des Wasserstoffs, das mit einer Halbwertszeit von rund 12,3 Jahren zerfällt. Dabei sendet es im Vergleich zu den meisten anderen Betastrahlern sehr »weiche« Strahlung (d. h. auf einem niedrigen Energieniveau) aus.

Wie die anderen Spaltprodukte, die aufgrund ihrer Halbwertszeit noch nicht vollständig zerfallen sind, ist Tritium in dem kontaminierten Wasser zu finden, das auf der Anlage abgepumpt und behandelt bzw. gelagert wird. Da es sich chemisch wie Wasserstoff verhält, kann es dem Wasser nicht mit den Reinigungsmethoden (z. B. Einsatz von Zeolithen oder Verdampfung) entzogen werden, die in den vorgenannten wasserbehandlungsanlagen eingesetzt werden. Es ist also auch in dem Bestand an Wasser vorhanden, der bereits weitgehend von den übrigen radioaktiven Stoffen gereinigt wurde.

Gefördert durch METI wurden nach Medienberichten drei Unternehmen mit der Entwicklung von Demonstrationsanlagen beauftragt, um das Tritium aus dem Wasser zu separieren. METI soll dafür bis zu 1 Milliarde YEN (ca. 7,6 Mio.) an Fördergeldern bereitstellen. Bei einem der dabei verfolgten Verfahren soll es sich um einen kombinierten Prozess aus Elektrolyse mit nachfolgender katalytischer Austauschreaktion handeln. Dabei soll das kontaminierte Wasser zunächst mittels Elektrolyse in Wasserstoff und Sauerstoff aufgespalten werden, wobei das Tritium in der dampfförmigen Wasserstoffphase verbleibt. Der Dampf soll anschließend von unten in eine katalytische Kolonne eingeleitet werden, in der sich die Tritiummoleküle an Wassermoleküle anlagern; das dazu benötigte Wasser soll in geringen Mengen von oben in die Kolonnen eingespeist werden. Die Tritiumkonzentration des Dampfes soll auf diese Weise in mehreren Durchgängen vermindert werden. Gleichzeitig wird das dem Dampf entzogene Tritium im Wasser aufkonzentriert. Das Ziel besteht also letztlich in einer deutlichen Verringerung der Menge



Abb. 6.8 A+B: Blick in die Wasseraufbereitungsanlage (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.9: Tanks auf dem Anlagengelände (Quelle TEPCO).

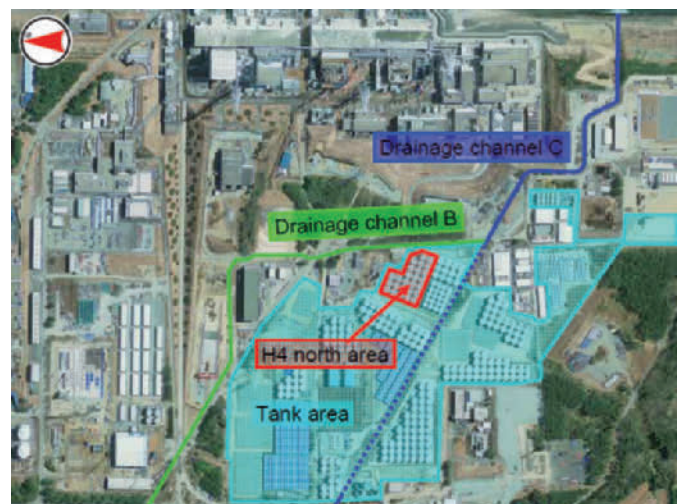


Abb. 6.10: Lage der Aufstellbereiche der Lagertanks; am oberen Bildrand sind die Blöcke 1 bis 4 zu erkennen (Quelle: TEPCO).

an mit Tritium kontaminierten Wassers. Ein weiteres Verfahren, das nach Presseberichten erprobt werden soll, beruht auf dem Prinzip der Destillation. Anders als bei dem herkömmlichen Verdampfen, bei dem die dem Wasser entzogenen Stoffe als festes bzw. flüssiges Konzentrat anfallen, sollen hierbei die Gewichtsunterschiede der Wasserstoffisotope ausgenutzt und sog. schwerer Sauerstoff produziert werden. Der schwere Sauerstoff kann gewinnbringend für medizinische Diagnostik-techniken vermarktet werden. Die Anlagen sollen bis Ende März 2016 für erste Tests bereit stehen.

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

Durch die kontinuierlich steigende Menge an zu lagerndem Wasser mussten die Lagerkapazitäten seit Mitte 2011 stetig erweitert werden. Die oberirdischen Tanks wurden bzw. werden in verschiedenen Aufstellbereichen hinter (d. h. landseitig) den Blöcken 1 bis 4 errichtet. Mitte Januar 2016 betrug die Gesamtmenge des in diesen Tanks gelagerten Wassers rund 782.000 m³. Diese Menge besteht aus Frischwasser zur Bespeisung der Reaktoren, dem in den ALPS-Anlagen behandelten Wasser, konzentrierten radioaktiven Flüssigabfällen und dem bislang nur mit den Strontium-Anlagen behandeltem Wasser.

Die mit Stand Januar 2016 auf dem Anlagengelände zur Verfügung stehenden Flächen erlauben nach Angaben von TEPCO den Ausbau der Gesamt-Lagerkapazität auf ca. 870.000 m³.

Bei dem Aufbau der oberirdischen Lagerkapazitäten wurden in großem Umfang Tanks mit einem Volumen von jeweils 1.000 m³ errichtet, die aus mehreren Segmenten verschraubt sind. Die Entscheidung von TEPCO, diese Form der Konstruktion anstelle von geschweißten Tanks zu wählen, beruht offenbar auf dem Umstand, dass verschraubte Tanks deutlich schneller und mit geringeren Fachkenntnissen aufgebaut werden können und dadurch die Aufenthaltsdauer des zum Aufbau benötigten Personals in Bereichen mit vergleichsweise hohen Ortsdosisleistungen entsprechend verkürzt wird. Die verschraubten Tanks verfügten in der Mehrzahl nicht über Einrichtungen zur Füllstandsmessung. Solche Einrichtungen wurden inzwischen nachgerüstet, wobei jetzt auch die Möglichkeit einer zentralen Überwachung der Füllstände besteht. Durch eine zentrale Kontrolle der Füllstände soll eine möglichst frühzeitige Erkennung von Leckagen ermöglicht werden. Im Februar 2014 kündigte TEPCO an, 750 der verschraubten Tanks durch geschweißte Tanks zu ersetzen. Der Austausch begann im März 2014 und sollte in 2015 abgeschlossen sein, verzögert sich aber noch mindestens bis ins 2. Quartal 2016.

Leckagen. Vor allem im Jahr 2013 ist es an oberirdischen Tanks wiederholt zu Leckagen gekommen, bei denen kontaminiertes Wasser in die Umgebung gelangt ist. Teilweise waren die Leckagen auf die erwähnte Konstruktionsweise zurückzuführen. So wurden beispielsweise Undichtigkeiten zwischen einzelnen Segmenten verschraubter Tanks festgestellt, die auf einem Versagen des Dichtungsmaterials beruhten,

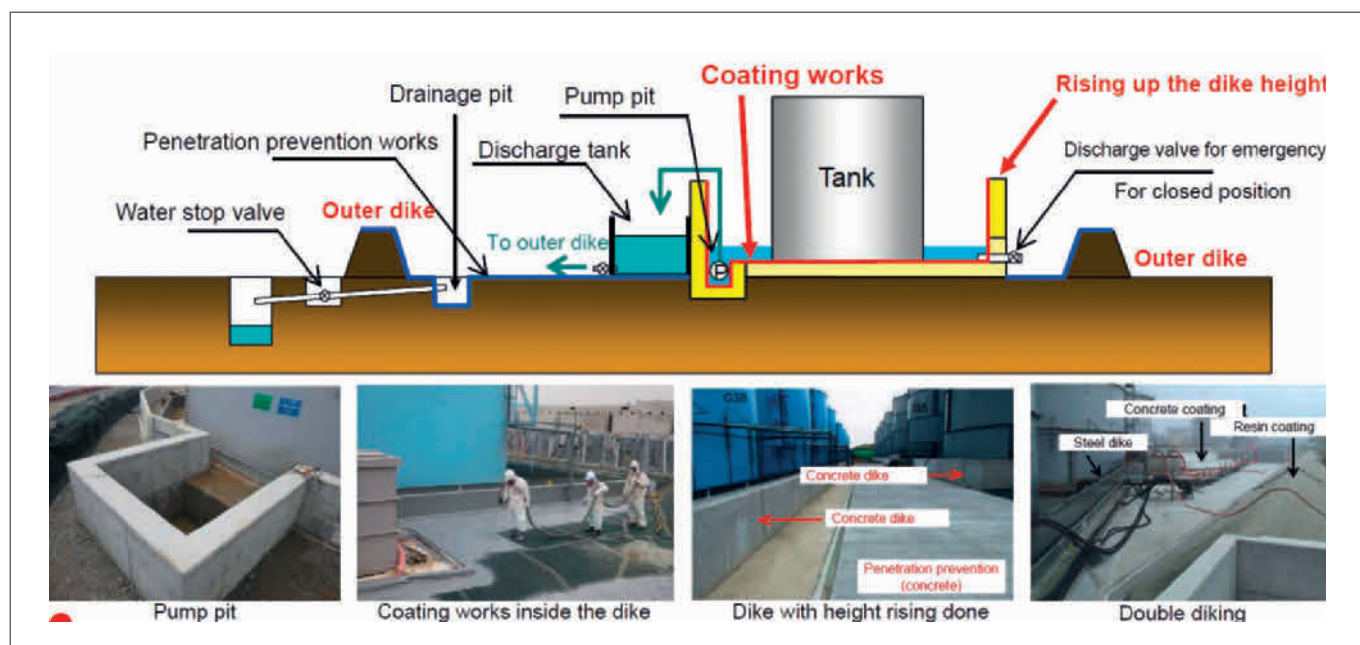


Abb. 6.11: Maßnahmen zur Verhinderung von unkontrollierten Wasseraustritten aus dem Tankbereich (Quelle: TEPCO).

das zur Abdichtung zwischen den einzelnen Segmenten eingesetzt wurde. Am 19. August 2013 waren bei einer Leckage insgesamt rund 300 m³ kontaminiertes Wasser mit einer Gesamt-Betaaktivität von ca. 80 Mio. Becquerel pro Liter in die Umgebung gelangt. Dieses Ereignis wurde von der japanischen Behörde NRA nach INES 3 eingestuft (► Kap. 3.6). Mitte Februar 2014 waren nach Angaben von TEPCO wegen einer Fehlstellung eines Ventils rund 100 m³ kontaminiertes Wasser ausgetreten, das eine Gesamt-Betaaktivität von ca. 230 Mio. Becquerel pro Liter aufwies. Nach den Leckagen wurden die Auffangbereiche um die Lagertanks mit Kunststoff versiegelt. Zusätzlich wurde der Rückhalteschutzdamm der Auffangbereiche erhöht und ebenfalls abgedichtet. Im März 2015 berichtete TEPCO, dass nach heftigen Regenfällen bis zu 750 m³ Regenwasser aus dem Rückhaltebereich zwischen dem Rückhalteschutzdamm eines Tankbereichs und einem neu errichteten äußeren Schutzwall auf das Anlagengelände gelangten. Dieses Wasser enthielt Strontium-90. Nach Angaben von TEPCO versickerte es im Erdreich, gelangte jedoch nicht über Entwässerungskanäle ins Meer. In der nachfolgenden Taifun-Saison kam es außerdem vereinzelt zu unkontrollierten Einträgen von Regenwasser aus den Entwässerungskanälen ins Meer. Hierzu berichtete TEPCO am 9. September 2015 unter Berufung auf nachträglich durchgeführte Analysen, dass das Regenwasser nur leicht verunreinigt gewesen sei.



Abb. 6.12: Verschraubte Tanks mit 1.000 m³ Volumen zur Lagerung von kontaminiertem Wasser (Quelle: TEPCO).

6.2.3 Maßnahmen zur Verringerung des Grundwasser-eintritts in die Gebäude und der Freisetzung kontaminierter Wässer

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

Grundwasserdrainagen

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

Grundwasser bypass. Um die Menge des in die Gebäude eindringenden Grundwassers zu reduzieren, wurden auf der dem Meer abgewandten Seite der Gebäude Brunnenschächte für Grundwasserpumpen gebohrt (sog. »Groundwater bypass«). Seit April 2014 pumpt TEPCO Grundwasser aus den insgesamt 12 Brunnen ab und leitet es nach der Untersuchung auf Kontaminationen und ggf. Reinigung in das Meer ein. Nach Auswertungen von TEPCO konnte der Zufluss von Grundwasser in die Gebäude damit um rund 100 m³ pro Tag verringert werden.

Subdrains. Die bereits vor dem Unfall vorhandenen betrieblichen Drainagebrunnen an den Gebäuden der Blöcke 1 bis 4 (sog. »Subdrains«, seit dem Unfall zunächst außer Betrieb) wurden wieder betriebsbereit gemacht und um neue Brunnen ergänzt. In einer Testphase in der zweiten Jahreshälfte 2014 wurden über diese Subdrains ca. 4.000 m³ Wasser abgepumpt und in einer zugehörigen neuen Anlage gereinigt. Da bei diesem abgepumpten Wasser im Gegensatz zum Wasser aus dem »Groundwater bypass« von Kontaminationen ausgegangen wird, muss es gereinigt werden, bevor es nach einer unabhängigen Kontrolle ins Meer verklappt werden kann. Nach der Erteilung der behördlichen Genehmigung und der Zustimmung der japanischen Fischereiorganisation wurde am 14. September 2015 erstmalig gereinigtes Grundwasser aus den Subdrains ins Meer geleitet. Die maximale Fördermenge aller 41 Pumpen der Subdrains beträgt 1.800 m³ pro Tag. TEPCO begrenzt die Fördermenge jedoch auf etwa 500–700 m³ pro Tag, damit der Grundwasserspiegel höher bleibt als der Wasserstand in den Gebäuden. Dadurch soll ein unkontrolliertes Austreten von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden vermieden werden.

Groundwater drain. Zusätzlich zu den Subdrains ging am 5. November 2015 auch die ebenfalls neu errichtete sogenannte »Groundwater drain« in Betrieb. Diese besteht aus fünf Grundwasserpumpen, die sich direkt hinter dem Grundwasser-Absperrbauwerk (► nachfolgenden Abschnitt) befinden. Das hier möglicherweise kontaminierte Grundwasser soll vom Grundwasser aus dem Subdrain-Bereich durch einen Eiswall (► nachfolgenden Abschnitt) getrennt werden und nicht weiter ins Meer gelangen. Die maximale Fördermenge der Pumpen beträgt 800 m³ pro Tag. Das abgepumpte Grundwasser wird in eigenen Tanks gesammelt und sollte nach der gemeinsamen Aufbereitung mit dem Grundwasser aus den Subdrains ebenfalls ins Meer eingeleitet werden können. TEPCO erklärte jedoch Anfang Januar 2016, dass dieses Wasser aufgrund höherer Kontamination den Anlagen zur Aufbereitung und Lagerung kontaminierter Wässer zugeführt werden soll.

TEPCO geht davon aus, dass durch diese beiden Maßnahmen (*Subdrain* und *Groundwater drain*) der Grundwasserzutritt in die Gebäude der Blöcke 1-4 von etwa 300 m³ auf bis zu 150 m³ pro Tag weiter verringert werden kann. Erste Auswertungen deuten auf eine Reduzierung auf rund 200 m³ pro Tag hin.

Abdichtung von Leckagen an Gebäuden

TEPCO und METI vermuten, dass Grundwasser in die Gebäude durch verschiedene Gebäudedurchführungen eintritt, von denen insgesamt rund 880 existieren. Ein Teil der andauernden Arbeiten zielt daher darauf ab, entsprechende Durchführungen zu finden und abzudichten. Nach Angaben von METI wurden bis Mitte 2013 drei Gebäudedurchführungen mittels Verfüllung verschlossen. Der Grundwasserzutritt konnte dadurch um ca. 55 m³ pro Tag vermindert werden. Ende August 2013 hat TEPCO weitere Untersuchungen an Block 1 durchgeführt. Dazu wurde im Boden des Erdgeschosses eine Öffnung gebohrt und durch diese Öffnung eine Kamera in einen Raum eingebracht, von dem aus eine Durchführung durch die Gebäudewand nach draußen führt. Dabei konnte ein Zufluss von Grundwasser in das Maschinenhaus beobachtet werden. TEPCO prüft nach eigenen Angaben verschiedene Methoden zur Abdichtung dieser Durchführung. Im November 2015 beobachtete TEPCO keinen weiteren Zufluss von Grundwasser. TEPCO nimmt an, dass durch Inbetriebnahme der Subdrains der Grundwasserspiegel soweit abgesenkt ist, dass das Grundwasser nicht mehr eindringt.

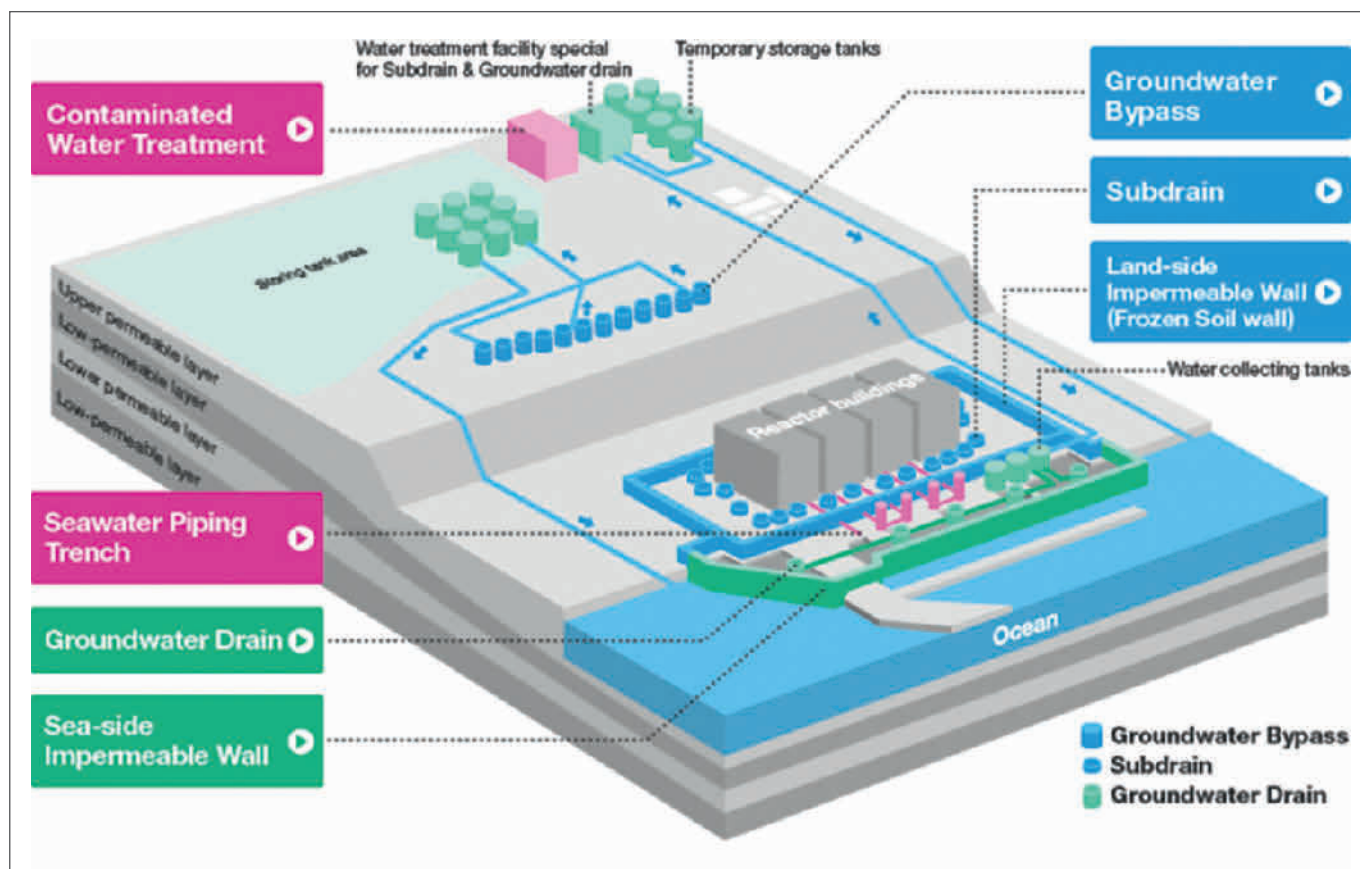


Abb. 6.13: Schematischer Überblick über verschiedene bauliche Maßnahmen und Anlagen, mit denen TEPCO den Eintritt von Grundwasser in und die Freisetzung kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden reduzieren will (Quelle: TEPCO).

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

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

Als wesentliche Maßnahme zur Verhinderung des Austritts von kontaminierten Leckagen und Grundwasser wurde im April 2012 mit der Errichtung eines Grundwasser-Absperrbauwerks als wasserundurchlässige Barriere direkt vor den Kühlwassereinlaufbauwerken im Meerwasser begonnen. Mit dem Fortschreiten des Absperrbauwerks wurden in 2014 Silt-fences vor den Kühlwassereinlaufbauwerken entfernt sowie der bisherige Silt-fence zur Mole verlegt.



Abb. 6.14: Setzen der letzten Stahlrohre zur Fertigstellung des Grundwasser-Absperrbauwerks (Quelle: TEPCO).

Grundwasser-Absperrbauwerk. Das Grundwasser-Absperrbauwerk (»Seaside Impermeable Wall«) schließt als wasserundurchlässige Barriere den gesamten Bereich der Kühlwassereinlaufbauwerke und des gemeinsamen Kühlwasserauslaufs für die Blöcke 1 bis 4 zum Hafenbecken bzw. offenen Meer hin ab. Es wurde aus 594 einzelnen Stahlrohren direkt vor der Kaimauer errichtet. Die Rohre haben einen Durchmesser von ca. 1,1 m und sind 30 m lang. Sie wurden fast 20 m in den Meeresboden gerammt und anschließend mit einem speziellen Zementmörtel gefüllt. Die Abdichtung zu einem benachbarten Stahlrohr erfolgte durch ein Verbindungsglied, das eine Gummidichtung beinhaltet und ebenfalls mit einem speziellen Zementmörtel gefüllt wurde. Die Gesamtlänge des Absperrbauwerks beträgt 780 m, von denen sich fast 520 m im Kühlwassereinlaufbereich und ca. 265 m im offenen Meer befinden.

Das Grundwasser-Absperrbauwerk wurde am 26. Oktober 2015 fertiggestellt. Anschließend wurde ein Ansteigen des Grundwasserpegels vor dem Bauwerk festgestellt. Daraus folgte TEPCO, dass die Maßnahme erfolgreich war und damit ein unkontrollierter Eintritt kontaminierten Wassers ins Meer verhindert wird. Dieser Befund wird dadurch gestützt, dass in der nachfolgenden Zeit ein Absinken der Konzentration kontaminierter Stoffe im Meereswasser des Hafenbereiches gemessen werden konnte.

Nach dem Beginn der Bauarbeiten am Grundwasser-Absperrbauwerk wurde im Sommer 2013 im Bereich des Hafenbeckens ein Anstieg der Nuklidkonzentrationen im Meerwasser festgestellt. Als kurzfristige Maßnahme zur Verringerung des Eintrags von kontaminiertem Grundwasser ins Meer begann TEPCO deshalb Anfang Juli 2013 damit, an verschiedenen Stellen weitere Barrieren zwischen den Einlaufbauwerken zu errichten. Dazu wurden einige Hundert Bohrungen in den Boden eingebracht, in die anschließend Natriumasilicate (sog. »Wasserglas«) gepresst wurden. Damit sollte der Boden verdichtet und wasserundurchlässig gemacht werden. Nach Presseangaben ist die Barriere

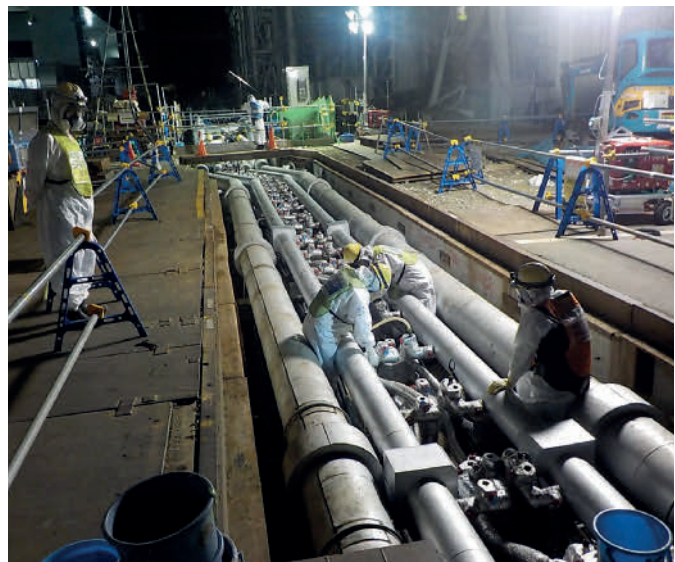


Abb. 6.15: Montage der Kältemittelleitungen zur Errichtung des sog. Eiswalls (Quelle: TEPCO).

rund 8–12 m tief, wobei das obere Ende etwa 2 m unterhalb der Erdoberfläche liegt. Nach Fertigstellung der ersten Abschnitte der Barriere wurde im Hafenbecken ein erneuter Anstieg der Nuklidkonzentrationen im Meerwasser festgestellt. TEPCO gab als mögliche Ursache hierfür an, dass sich das Grundwasser vor der Barriere (landseitig) anstaut und der Grundwasserspiegel deshalb so weit ansteigt, dass das kontaminierte Grundwasser über die Barriere ins Meer fließt. Um dies zu vermeiden wurden bis Mitte August 2013 insgesamt 28 Grundwasserbrunnen auf der dem Meer abgewandten Seite der Barriere errichtet, um den Grundwasserspiegel durch Abpumpen abzusenken.

Bodenvereisung. Die baulich größte Maßnahme zur Minimierung bzw. Verhinderung der Entstehung und Freisetzung von kontaminiertem Wasser ist die Errichtung des sogenannten Eiswalls (von TEPCO als »Land-side Impermeable Wall« oder auch »Frozen Soil Wall« bezeichnet). Dabei soll durch eine Vereisung des Erdreichs eine wasserundurchdringliche Barriere rund um die Gebäude der Blöcke 1–4 entstehen, die sowohl das Eindringen von Grundwasser in die Gebäude als auch das Austreten von kontaminiertem Wasser in das umgebende Erdreich und das Hafenbecken verhindern soll.

Die Gesamtlänge des Eiswalls beträgt ca. 1.500 m. Er umschließt die Blöcke 1–4 rechteckig auf einer Länge von ca. 500 m und einer Breite von ca. 200 m. Dadurch soll der Eiswall die Blöcke 1–4 von den Grundwasserströmungen isolieren. Weiterhin schließt der Eiswall auch an das Grundwasser Absperrbauwerk an, um auch den Bereich zwischen Eiswall und Grundwasser-Absperrbauwerk von Grundwasserströmungen zu isolieren.

Zu seiner Errichtung wurden zunächst seit Mitte 2014 in einem Abstand von rund einem Meter Bohrungen bis zu einer Tiefe von 30 Metern in das Erdreich eingebracht. In diesen insgesamt 1568 Bohrungen wurden Gefrierrohre installiert, die schlaufenartig vom oberirdischen Kältemittelkreislauf versorgt werden. Als Kältemittel dient eine Salzlauge

aus Kalziumchlorid, das im Betrieb auf eine Temperatur von -30 °C abgekühlt werden soll. Dazu sollen insgesamt 30 Kühlaggregate mit einer Leistung von jeweils 261 kW zum Einsatz kommen. Ein Vorteil der Sole-Vereisung gegenüber einer Vereisung mit flüssigem Stickstoff liegt in den geringeren Betriebskosten; beide Verfahren sind aus dem Tiefbau bekannt und erprobt. Der durch die Sole-Vereisung erzeugte Frostkörper weist allerdings eine im Vergleich geringere Festigkeit auf. Außerdem kann bei Anwendung dieser Technik eine effektive Abdichtung nur bis zu einer Fließgeschwindigkeit des Grundwassers von etwa 2 bis 4 Metern pro Tag erreicht werden. Neben dem eigentlichen Eiswall wurden außerdem rund 360 weitere Bohrungen eingebracht, in denen kontinuierlich die Temperatur des umgebenden Erdreichs gemessen werden soll. Der Eiswall soll so ausgelegt sein, dass er auch einem Erdbeben standhält. Die Kosten für seine Errichtung werden von METI auf rund 320 Millionen US \$ geschätzt.

Nach Presseangaben ist der Eiswall Ende Januar 2016 fertig geworden, ohne dass bis zu diesem Zeitpunkt die notwendige Genehmigung zum Beginn der Vereisung vorgelegen habe. Nach dem Beginn der Vereisung soll es bis zur Bildung des Eiswalls ca. 4–5 Monate dauern. Anschließend ist eine Aufrechterhaltung des Eiswalls für 6 Jahre geplant. In dieser Zeit soll der Zustrom von Grundwasser unterbunden sein. Innerhalb des Eiswalls soll dann zunächst der Grundwasserspiegel absinken, bedingt zum einen durch das Abpumpen mittels der Subdrains und andererseits durch das Eindringen von Grundwasser in die Gebäude. Dadurch soll sich nach Analysen von TEPCO ein Zustrom von $30\text{ m}^3/\text{d}$ in die Gebäude einstellen. Der Zustrom soll gegebenenfalls durch gezieltes Auffüllen aufrechterhalten werden, um einen Austritt von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden zu vermeiden. Für den Fall eines ungeplanten Ausfalls der Kühlung gibt TEPCO eine Standzeit von bis zu 2 Monaten an, in der der Eiswall seine Funktion erfüllt. Bevor der Eiswall aufgelöst werden kann, sollen in den Gebäuden alle Undichtigkeiten beseitigt und das kontaminierte Wasser aus den Gebäuden entfernt sein.

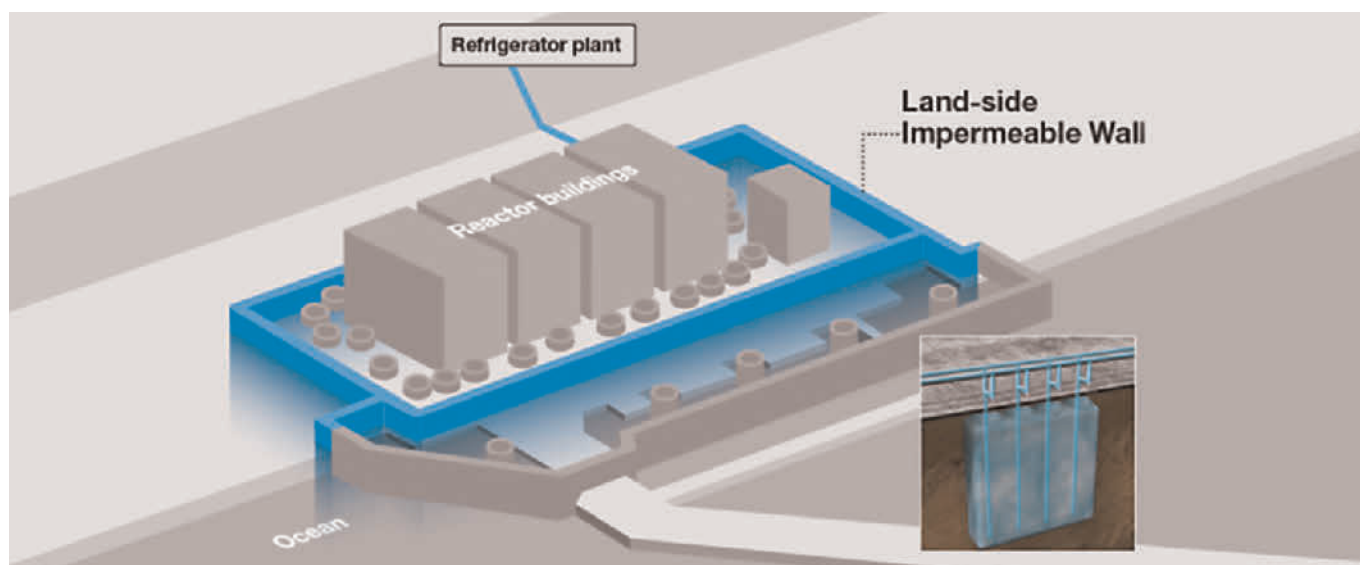


Abb. 6.16: Schematischer Überblick über die Lage des Eiswalls (Quelle: TEPCO).

Vereisung Rohrleitungstunnel

In bzw. an den Reaktorgebäuden befinden sich Rohrleitungstunnel, durch die unter anderem Hauptkühlwasserrohrleitungen und Kabel geleitet werden. TEPCO geht davon aus, dass aus diesen Tunneln unkontrolliert kontaminiertes Wasser ins Grundwasser austritt (insgesamt befanden sich in den Tunneln der Blöcke 2 und 3 rund 11.000 m³ kontaminiertes Wasser). Seit Januar 2014 wurde deshalb zunächst der Versuch unternommen, die Schächte dieser Rohrleitungstunnel am Maschinenhaus der Blöcke 2–4 durch Vereisung abzudichten. Im Gegensatz zur Bodenvereisung zur Errichtung des vorgenannten Eiswalls sollte hier allerdings das Wasser selbst eingefroren werden, d. h. nicht das umgebende Erdreich. Die Machbarkeit dieser Vereisung wurde bis Ende 2013 in einer Testanlage untersucht. TEPCO beabsichtigte, nach der für Mai 2014 geplanten Realisierung eines »Eispfropfens« das kontaminierte Wasser aus den betreffenden Tunneln abzupumpen und in der Multinuklidanlage (ALPS) aufzubereiten. Doch auch der zusätzliche Einsatz von Kühlrohren und die Zugabe von mehreren Tonnen Eis und Trockeneis führten nicht zum vollständigen Durchfrieren des Wassers. Dies wurde von TEPCO mit einer zu starken Strömung von Wasser aus dem Maschinenhaus in den Schacht hinein erklärt. Seit Ende November 2014 werden Schächte und Rohrleitungstunnel mit verschiedenen und teilweise besonders fließfähigen Zementmischungen verfüllt. Parallel dazu wird das kontaminierte Wasser abgepumpt. Ende August 2015 meldete TEPCO, dass die Verfüllung der Schächte und Tunnelbereiche sowie das Abpumpen erfolgreich an den Blöcken 2 und 3 abgeschlossen werden konnte. Entsprechende Arbeiten an Block 4 konnten TEPCO zufolge am 21. Dezember 2015 abgeschlossen werden.



Abb. 6.17: Einbringen von Eis in einen Schacht des Rohrleitungstunnels im Maschinenraum von Block 2 (Quelle: TEPCO).

6.2.4 Versiegelung des Anlagengeländes und des Meeresbodens im Hafenbecken

Um das Aufwirbeln kontaminierter Stäube und den Eintrag von möglicherweise kontaminiertem Regenwasser in das Erdreich zu verhindern, hat TEPCO inzwischen den Großteil des Anlagengeländes auf einer Fläche von rund 1,45 km² mit Asphalt oder Zement-Beton-Mischungen versiegelt. Dafür wurden zuvor der Pflanzenbewuchs gerodet und teilweise obere Erdschichten abgetragen. Da der Pflanzenbewuchs und das abgetragene Erdreich kontaminiert sind, müssen sie auf dem Anlagengelände zwischengelagert werden. Im Zusammenhang mit den Versiegelungen wurden auch Regenwasserablaufkanäle neu angelegt. Regenwasser soll dadurch nicht mehr direkt ins offene Meer gelangen, sondern ins Hafenbecken geleitet werden.



Abb. 6.18: Beispiel für die Flächenversiegelung auf dem Anlagengelände; oben nach der Rodung, unten nach der Versiegelung (Quelle: TEPCO).

Mitte März 2012 begann TEPCO damit, den Meeresboden vor den Einlaufbauwerken der Blöcke 1 bis 4 sowie 5 und 6 auf einer Fläche von rund 70.000 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). Anfang Juli 2012 waren die Versiegelungen fertiggestellt. Die beiden aufgebrachten Versiegelungsschichten haben zusammen eine Dicke von ca. 55 cm. TEPCO geht davon aus, dass durch diese Maßnahme die Kontaminationen für rund 50 Jahre gebunden werden können. Im Juni 2014 begann TEPCO mit der Versiegelung des Meeresbodens im noch nicht versiegelten Hafengebiete (ca. 180.000 m²). Gegen Ende April 2015 war auch dieser Bereich versiegelt.



Abb. 6.19: Schwimmendes Arbeitsgerät zur Versiegelung des Meeresbodens (Quelle: TEPCO).

6.2.5 Errichtung von Einhausungen über den Blöcken 1, 2, 3 und 4

Durch die Errichtung von sogenannten Einhausungen soll einerseits verhindert werden, dass radioaktive Stoffe aus den durch Explosionen beschädigten Reaktor Gebäuden der Blöcke 1, 3 und 4 in die Umwelt gelangen und andererseits die Montage von Einrichtungen zum Bergen der Brennelemente aus den BE-Lagerbecken sowie später zum Bergen des geschmolzenen Kernbrennstoffs ermöglicht werden. Die Einhausungen dienen auch dem Schutz vor witterungsbedingten Einwirkungen.

Die Einhausungen wurden bzw. werden als Stahlgerüstkonstruktionen ausgeführt. Die Konstruktionen für die einzelnen Blöcke unterscheiden sich jedoch in ihrer Ausführung, was in erster Linie auf die explosionsbedingten Beschädigungen der Reaktor gebäudestrukturen zurückzuführen ist. Die Auslegung gegen Erdbeben entspricht den allgemeinen japanischen Bauvorschriften. Bis März 2014 wurden Einhausungen über den Blöcken 1 und 4 fertiggestellt. Diese verfügen über Be- und Entlüftungsanlagen, in denen radioaktive Stoffe in der Abluft durch Filter zurückgehalten und deren Konzentration vor und hinter der Filterung überwacht werden. Neben der Be- und Entlüftungsanlage wurden weitere Komponenten wie Kameras, Beleuchtung sowie Geräte zur Messung von Temperatur und Strahlung angebracht. Für Block 3 ist eine vergleichbare Ausführung vorgesehen. Anfang Dezember 2015 entschied sich TEPCO das Reaktor gebäudedach des Blocks 2, in dem keine Explosion stattgefunden hat, bis zum Bedienflur abzutragen.

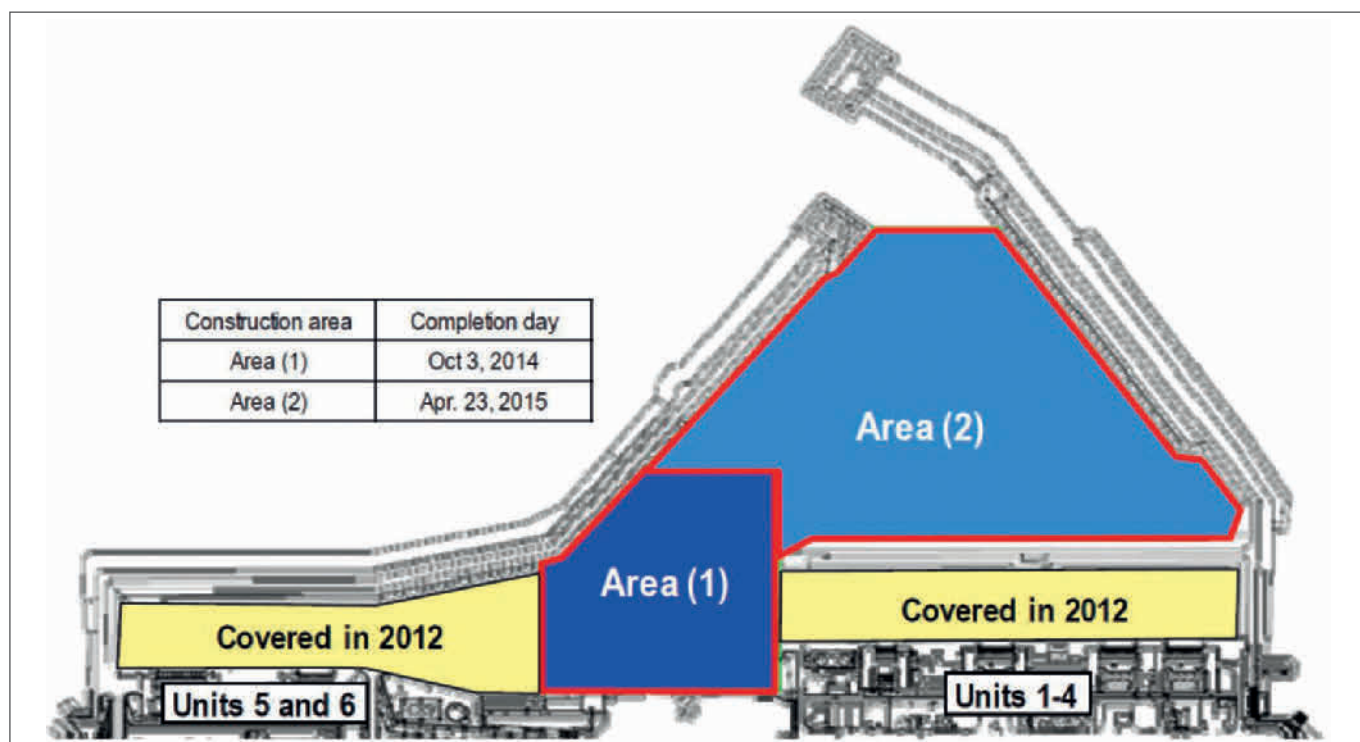


Abb. 6.20: Schematischer Überblick über die versiegelten Flächen im Hafengebiete (Quelle: TEPCO).

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

Im Mai 2013 beschloss TEPCO, die Einhausung wieder abzubauen, um die Entfernung der Trümmer und die Installation der Einrichtungen zur Handhabung der Brennelemente (z. B. BE-Entlademaschine) zu vereinfachen. Zur Vorbereitung der Bergung der Trümmer wurde im Herbst 2014 damit begonnen, Bindemittel in das Reaktorgebäude zu sprühen. Dazu wurden Löcher in die Membranelemente der Einhausung gebohrt und einzelne Deckenelemente kurzzeitig abmontiert. Durch das Einbringen der Bindemittel sollen Aufwirbelungen von radioaktiven Partikeln beim späteren Öffnen der Einhausung vermieden werden. Darüber hinaus wurde der Bedienflur (hier befindet sich auch das BE-Lagerbecken) mit Kameras untersucht und die Dosisleistungen kartographiert. Am 5. Oktober 2015 entfernte TEPCO das letzte Dachelement.

Während der Arbeiten verzeichnete TEPCO keine signifikanten Veränderungen der Dosisleistung auf dem Anlagengelände. Die Fertigstellung einer neuen Einhausung und der anschließende Beginn der Bergung der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken sind nach derzeitiger Planung bis 2020 vorgesehen. Durch die Entfernung der Einhausung wird die luftgetragene Freisetzung von radioaktiven Stoffen ansteigen. Zur ihrer Verringerung plant TEPCO auch bei diesem Arbeitsschritt das Versprühen von Bindemitteln und Wasser auf den dann freigelegten Flächen des Beckenflurs sowie den zu bergenden Trümmern und den Weiterbetrieb der Lüftungsanlage für den Sicherheitsbehälter. Dazu müssen geeignete Sprühanlagen installiert und Teile der Stahlgerüstkonstruktion nach Angabe von TEPCO entfernt werden. Es wird erwartet, dass die Freisetzungsraten in etwa mit denen aus Block 3 vergleichbar sein werden. Der Einfluss auf die Ortsdosisleistung im Bereich des Anlagenzauns soll sehr gering sein.



Abb. 6.22: Abheben des letzten Deckenelements von Block 1 (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.21: Bohrungen in den Deckenelementen (Quelle: TEPCO).

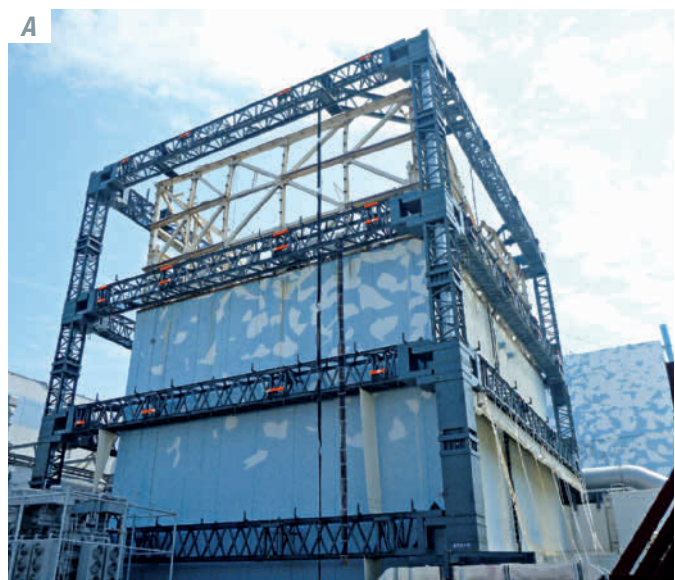


Abb. 6.21 A-C: Phasen der Errichtung der Einhausung um das Reaktorgebäude von Block 1 (Quelle: TEPCO).

Block 2. Durch den Abbau des Reaktorgebäudedachs von Block 2 bis zum Bedienflur sollen das Bergen der Brennelemente und der spätere Rückbau des Reaktorgebäudes erleichtert werden. Ob auch über diesem Block eine Einhausung errichtet werden soll, ist mit Stand Anfang 2016 noch nicht entschieden. In Betracht kommen hier sowohl eine nur teilweise Überdeckung des Bedienflures zur Bergung der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken als auch ein voll überdeckender neuer Aufbau, der bereits mit entsprechenden technischen Einrichtungen für die zukünftigen Rückbauarbeiten ausgestattet wird.

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

Zur Vorbereitung des Baus wurden bis Oktober 2013 die durch die Explosion zerstörten baulichen Strukturen über dem Beckenflur vollständig abgebaut. Vor Baubeginn sollen außerdem alle Trümmer aus dem BE-Lagerbecken geborgen werden; die entsprechenden Arbeiten sollten nach der ursprünglichen Planung von TEPCO in 2014 abgeschlossen sein. Allerdings verzögerte sich die Bergung der Trümmer aus dem BE-Lagerbecken, weil u. a. das größte zu bergende Teil im BE-Lagerbecken – die BE-Wechselmaschine mit einem Gewicht von ca. 20 t – beim Bergungsversuch im August 2014 ins BE-Lagerbecken abglitt. Ein erneuter Bergungsversuch konnte nach weiteren Untersu-

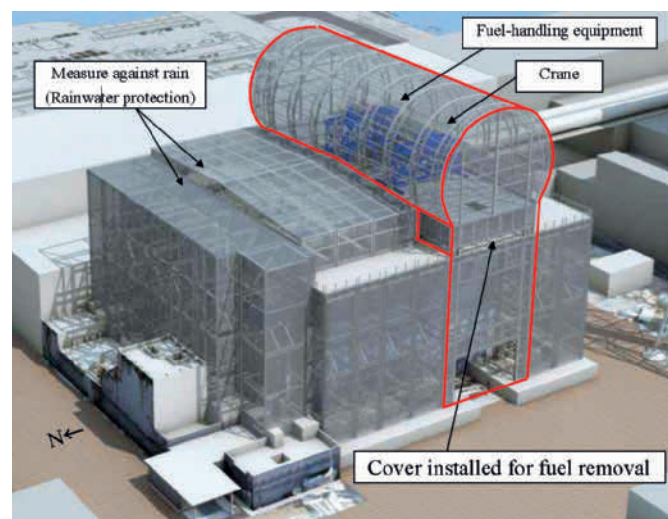


Abb. 6.23: Modell der Einhausung für Block 3 (Quelle: TEPCO).

chungen erst Anfang August 2015 erfolgreich ausgeführt werden. Bei den nachfolgend durchgeführten Kamerainspektionen im BE-Lagerbecken wurden keine signifikanten Schäden festgestellt. Jedoch war es vereinzelt zu Verbiegungen der Tragbügel (Stand Dezember 2015: 6 Stück) an den Brennelementen gekommen. Am 21. November 2015 meldete TEPCO, dass die Bergung der großen Trümmerteile aus dem BE-Lagerbecken abgeschlossen sei.



Seit Ende 2015 laufen die Vorbereitungen für den Bau der Einhausung und der BE-Handhabungseinrichtungen. Der Aufbau der Originalteile für die Einhausung wurde bereits vorab im nicht kontaminierten Onahama Bay trainiert. Der Aufbau vor Ort soll im März 2016 beginnen. Mit der Bergung der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken ist laut TEPCO Anfang 2018 zu rechnen.

Block 4. Im März 2012 wurde mit der Räumung von Trümmern im Umfeld des Reaktorgebäudes begonnen, um ein Fundament für die Einhausung von Block 4 gründen zu können. Auf dem Fundament ist eine L-förmige Stahlgerüstkonstruktion errichtet worden, die das

Reaktorgebäude nur teilweise überdeckt. In den am Stahlgerüst befestigtem vorgefertigten Elementen sind auch Bleiplatten zur Abschirmung eingebaut. Ein Wetterschutz ergänzt den von der Stahlkonstruktion nicht überdeckten Bereich. Die Konstruktion misst in der Grundfläche 31 x 69 m und hat eine Höhe von 53 m. Der Einbau des Brückenkrans und der BE-Entlademaschine begann Anfang Juni 2013. Die Stahlgerüstkonstruktion wurde am 20. Juli 2013 fertiggestellt. Nach Inbetriebnahmetests der BE-Entlademaschine und des Brückenkrans erteilte die Aufsichtsbehörde am 12. November 2013 die Genehmigung zum Bergen der Brennelemente aus dem BE-Lagerbecken.



Abb. 6.24: Block 4 nach der Einhausung (Quelle: TEPCO).

6.2.6 Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken

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

Bereits kurz nach dem Unfall unternahm TEPCO verschiedene bauliche Maßnahmen, um die Standfestigkeit des BE-Lagerbeckens in Block 4 zu verbessern. Damit sollte Vorsorge dagegen getroffen werden, dass die Strukturen, die möglicherweise durch das Beben am 11. März 2011 mit seinen Nachbeben vorgeschädigt wurden, bei einem neuerlichen schweren Beben so schwer beschädigt werden, dass es zu großen Leckagen des BE-Beckens kommt.

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



Abb. 6.25: Probeweise Bergung eines unbestrahlten Brennelements aus dem BE-Lagerbecken von Block 4 im Juli 2012 (Quelle: TEPCO).

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

Bis Ende Dezember 2014 wurden alle 1.533 Brennelemente aus Block 4 geborgen. Sie wurden in das Wasserbecken des gemeinsamen Zwischenlagers für alle Blöcke am Standort eingesetzt. Da das Lager jedoch nicht alle BE aufnehmen konnte, wurden 180 der 204 unbestrahlten BE in das BE-Lagerbecken von Block 6 transportiert. Wie und wann die Bergung der Brennelemente aus den Lagerbecken der Blöcke 1 bis 3 stattfinden soll, wurde von TEPCO bislang noch nicht im Detail bekanntgegeben. Die Erfahrungen aus dem Vorgehen bei Block 4 sollen allerdings in die Planungen einfließen.



Abb. 6.26: Transportbehälter in Beladeposition (links) und Blick in die Brennelement-Wechselmaschine (rechts) (Quelle: TEPCO).

6.2.7 Untersuchung der inneren Bereiche der Reaktorgebäude

Auch fünf Jahre nach dem Unfall ist der Kenntnisstand über den tatsächlichen Zustand der betroffenen Anlagen in vielen Bereichen noch lückenhaft. Seit 2012 hat TEPCO verschiedene Techniken eingesetzt, um Messdaten – etwa zu Temperatur und Strahlung – sowie Bildmaterial aus den Reaktorgebäuden zu erhalten, um bisherige Einschätzungen zu validieren und die Planungsgrundlage für weitere Maßnahmen zu verbessern. Ein wesentliches Ziel der Untersuchungen besteht darin, die Leckagen bzw. Undichtigkeiten zu finden, durch die kontaminiertes Wasser aus den Sicherheitsbehältern der Blöcke 1 bis 3 austritt. Der Aufgabe, diese Stellen zu finden und – sofern möglich – abzudichten, kommt aus zwei Gründen besondere Bedeutung zu: Zum einen ermöglichen dichte Sicherheitsbehälter die Errichtung eines geschlossenen Kreislaufs zur Kühlung der Reaktoren. Zum anderen sind dichte Sicherheitsbehälter auch notwendige Voraussetzung für ihre nach derzeitigem Planungsstand vorgesehene Flutung, die der Bergung des Kernbrennstoffs vorausgehen soll (► Kap. 6.3). Bei den bisherigen Untersuchungen kamen verschiedene Techniken zum Einsatz.

Endoskopie und Ballon. So wurden Anfang 2012 erstmalig Endoskope eingesetzt, um Bildaufnahmen aus dem Inneren des Sicherheitsbehälters in Block 2 zu erhalten und Temperatur- und Strahlungsmessungen vorzunehmen. Im Oktober 2012 wurden ähnliche Untersuchungen in Block 1 durchgeführt. Ebenfalls im Oktober 2012 gelang es TEPCO, mit einem Erkundungsballon im Materialtransportschacht von Block 1 Bildaufnahmen von verschiedenen Ebenen des Reaktorgebäudes zu machen. (Hinweis: Detailliertere Informationen zum Einsatz von Endoskopen und des Ballons finden sich in der 2. Auflage dieses Berichts.)

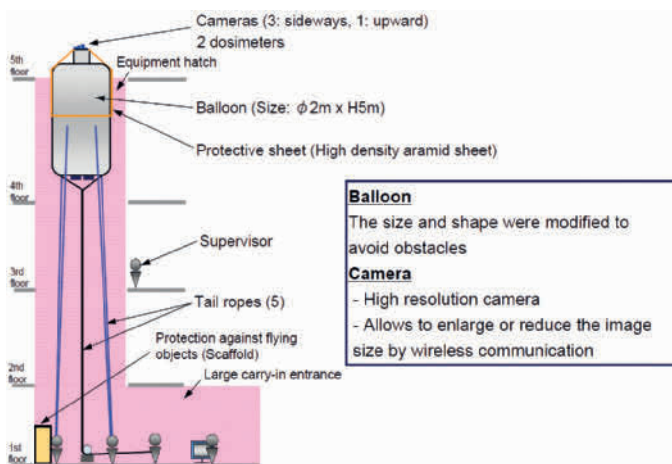


Abb. 6.28: Aufstieg des Erkundungsballons im Materialtransportschacht (Quelle: TEPCO).

Roboter. Die größte Rolle bei der Untersuchung der Reaktorgebäude spielen seit 2012 verschiedene Typen von Robotern. Durch ihren Einsatz wird die Untersuchung von Gebäudebereichen ermöglicht, in denen wegen der dort herrschenden Strahlung ein Arbeiten nicht vertretbar ist. In den Reaktorgebäuden der Blöcke 1–3 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 durchgeführt werden. Neben den Robotern kam Ende 2013 auch erstmals ein über Kabel ferngesteuertes Boot im Torusraum von Block 1 zum Einsatz, das über Kameras sowie eine Einrichtung zur Messung der Ortsdosisleistung verfügt.

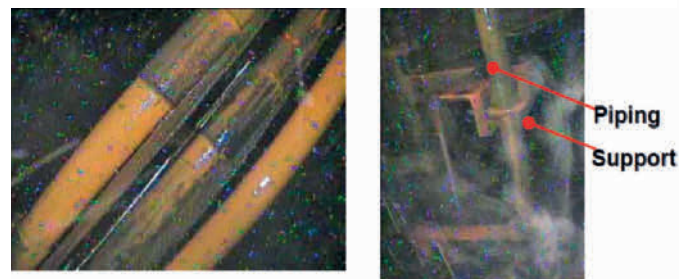


Abb. 6.27: Endoskopie-Aufnahmen aus dem Containment von Block 1, aufgenommen im Oktober 2012 (Quelle: TEPCO).



Abb. 6.29: Bildaufnahmen aus dem Einsatz eines Erkundungsballons im Oktober 2012: Blick durch den Bedienflur von Block 1 (Quelle: TEPCO).

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

- Am 18. Januar 2014 wurde in Block 3 mit einem Roboter, der für Aufräumarbeiten eingesetzt wurde, eine Wasserleckage außerhalb des Sicherheitsbehälters entdeckt. Analysen des Wassers ließen darauf schließen, dass das Wasser aus dem Sicherheitsbehälter stammt. Bestärkt wurde diese Vermutung durch eine Wassertempe-

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. 6.30: Überblick über einige der bislang eingesetzten Roboter mit Beispielen für das bei den Einsätzen gewonnene Bildmaterial (Quelle: TEPCO).

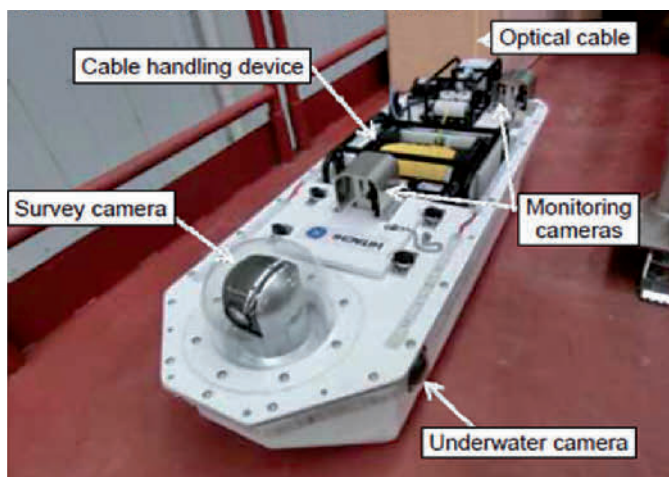


Abb. 6.31: Foto des eingesetzten Bootes zur Inspektion des Torusraums (links) und Foto einer Leckagestelle (rechts) (Quelle: TEPCO).

ratur von 20 °C, die höher als die Umgebungstemperatur und das in den Reaktor eingespeiste Kühlwasser (jeweils 7 °C) war. Aufgrund der Höhe des Leckageorts geht TEPCO davon aus, dass der Wasserstand im Sicherheitsbehälter relativ hoch ist. Aus der Druckdifferenz zwischen Druckkammer und Torus hatte TEPCO einen Wasserstand im Sicherheitsbehälter von ca. 7 m errechnet. TEPCO hat das Leck am 15. Mai 2014 in der Nähe einer Durchführung für eine Frischdampfleitung an einem Kompensator (flexibles Rohrelement zum Ausgleich von Rohrbewegungen) lokalisiert. Die Abschätzungen zum Wasseranfall lagen zwischen 1,2 bis 4,5 m³ pro Stunde; letztere entspricht der in den Reaktor eingespeisten Wassermenge.

- Am 13. und 14. November 2013 wurde mit einem Boot der Torusraum von Block 1 inspiziert. Dabei wurden an einer der Verbindungsleitungen zwischen Druckkammer und Torusraum (sog. Vakuumbrechsystem) im oberen Bereich und an einer der Entwässerungsleitungen für die Sandvorlage des Sicherheitsbehälters Leckagen festgestellt. Die Sandvorlage befindet sich im Spalt zwischen der Außenseite der Sicherheitsbehälterwand aus Stahl und dem Beton, in den sie eingebettet ist. Sie dient zum Ausgleich von Druck- und Temperaturspannungen infolge von Innenbelastungen des Sicherheitsbehälters (z. B. bei einem Kühlmittelverluststörfall) oder infolge eines Erdbebens. Die

Leckagemenge wird von TEPCO mit bis zu 1,2 m³/h (Stand Mai 2015) angegeben. Um den Ort der Leckage an Verbindungsleitungen zwischen Druckkammer und Torusraum bestimmen zu können, wurde Ende Mai 2014 auf Höhe des Laufstegs im Torusraum eine Öffnung geschaffen und ein Roboter über die Öffnung auf den Laufsteg gesetzt. Der Roboter fuhr auf dem Laufsteg zur vermuteten Leckagestelle. Auf den Aufnahmen konnten Leckagestellen an beiden Seiten eines Rohrleitungskompensators des Vakuumbrechsystems für die Druckkammer ausgemacht werden. Auf der Grundlage der Videoaufnahmen und weiterer Berechnungen wurde eine Leckagemenge von bis zu 3,3 m³/h ermittelt (Stand Mai 2015). Weitere Leckagen oder schwerere Beschädigungen konnten bislang vom Laufsteg aus nicht entdeckt werden. Die Summe der beiden maximalen Leckagemengen entspricht der in den Reaktor eingespeisten Kühlwassermenge.

- Im Januar 2014 konnte TEPCO mit einem seit 2012 für diesen Zweck entwickelten Roboter den Wasserstand innerhalb des Torus von Block 2 ermitteln. Dabei handelt es sich um ein selbstfahrendes Fahrzeug, das mit einer Ultraschallmessenrichtung den Wasserstand von der Außenoberfläche der Toruswand messen kann. Der von TEPCO veröffentlichte Mittelwert der Messergebnisse von drei Tagen ergab, dass der Wasserstand im Torus um 10 bis 30 mm niedriger

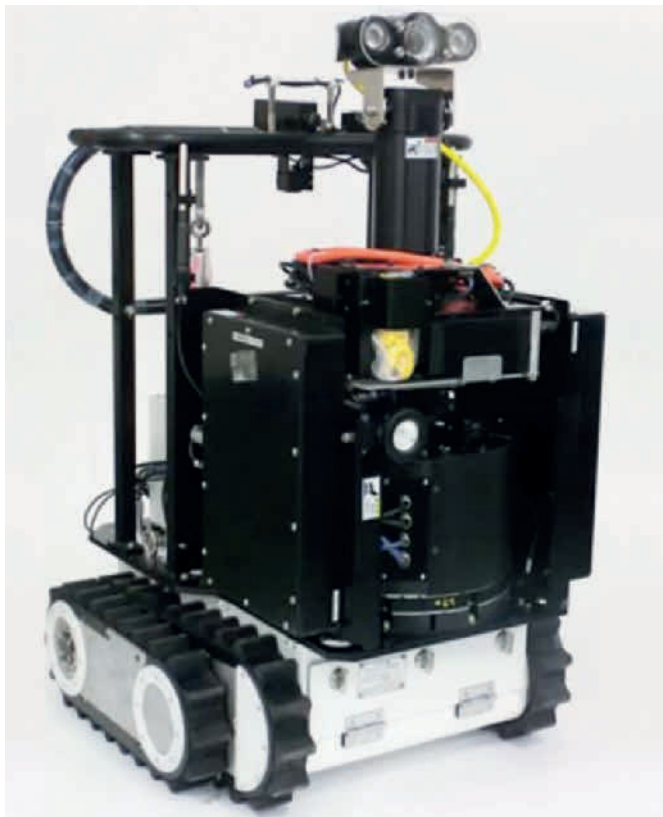


Abb. 6.32: Roboter („Hitachi GE tele-runner“), mit dem die Leckage am Kompensator der Vakuumbrechleitung im oberen Bereich der Kondensationskammer festgestellt wurde (Quelle: TEPCO/Hitachi).

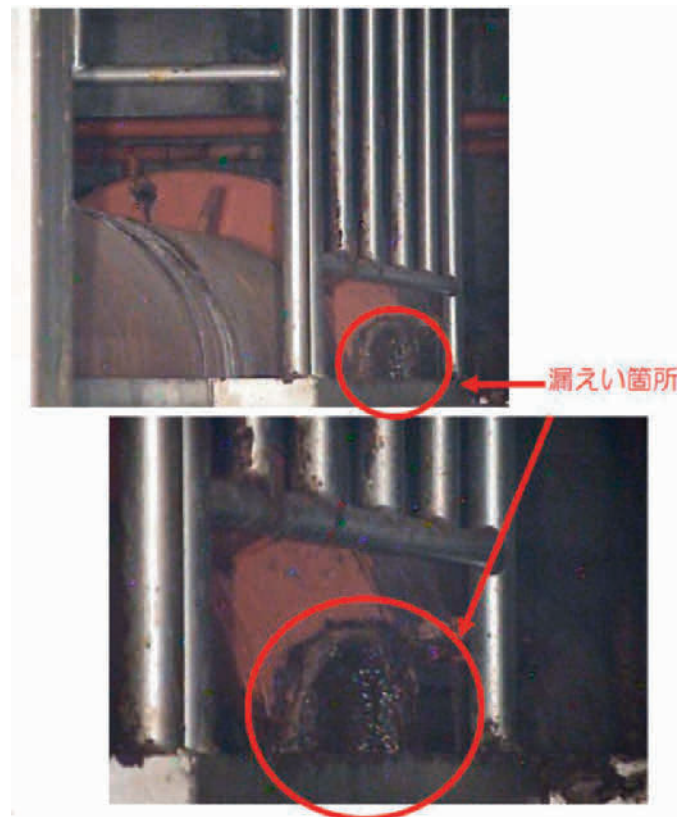


Abb. 6.33: Leckagestelle am Kompensator des Vakuumbrechsystems (Quelle: TEPCO).

ist als der Wasserstand im umgebenden Torusraum. TEPCO errechnete daraus eine Leckagefläche mit einem Querschnitt von ca. 8 bis 10 cm². Dass trotz des niedrigeren Wasserstands im Torus Wasser aus diesem heraus in den Torusraum gelangt, führt TEPCO darauf zurück, dass der Druck im Torus höher liegt als im Torusraum.

- Nachdem Anfang März 2015 die Ergebnisse der Myonen-Tomografie von Block 1 (siehe nachfolgenden Abschnitt) vorlagen, wurde der Einsatz eines weiteren Roboters für eine weitergehende Inspektion des unteren Sicherheitsbehälterbereichs geplant. Dieser raupenartige Roboter („crawler“) verfügt über Messeinrichtungen für Temperatur, Dosisleistung und Distanz sowie eine bewegliche Kamera. Am 10. April 2015 wurde er durch eine bereits vorhandene Öffnung in das Innere des Sicherheitsbehälters gebracht. Der Roboter fuhr auf dem Laufgitter, das im Inneren des Sicherheitsbehälters um die RDB-Tragkonstruktion herumführt. Die dabei gemessenen Ortsdosisleistungen erreichten Werte bis ca. 10 Sv/h, Hinweise auf signifikante Schäden im Sicherheitsbehälter wurden nicht gefunden. Während des Einsatzes fuhr sich der Roboter fest und konnte nicht mehr geborgen werden. Am 15. April 2015 wurde ein weiterer, baugleicher Roboter in den Sicherheitsbehälter eingebracht, der an diesem und dem darauffolgenden Tag Messdaten und Bilder von seinem Inspektionsweg lieferte. Auch hierbei konnten keine

Schäden entdeckt werden. Am 18. April 2015 fuhr dieser Roboter zum Festgefahrenen. Es wurde festgestellt, dass der zuerst eingesetzte Roboter in einem Spalt zwischen zwei Laufgittern feststeckte. Am 20. April 2015 sollte der zweite Roboter zurückgeholt werden. Da dabei aber die Kamera des Bergungsinstruments – wahrscheinlich durch die Strahlung – versagte, konnte die Rückholung nicht durchgeführt werden. TEPCO beschloss daraufhin, auch diesen Roboter aufzugeben. Die Aufzeichnungen der beiden Roboter werden weiter ausgewertet. Dadurch soll eine Inspektion hinter der RDB-Tragkonstruktion im sogenannten Steuerstabantriebsraum, der sich direkt unter der RDB-Bodenkalotte befindet, ermöglicht werden. TEPCO erhofft sich davon Hinweise auf den verlagerten Kernbrennstoff. Nach Presseangaben muss die vorgesehene Inspektion verschoben werden, da die Sicht unter Wasser durch den Trübheitsgrad des Wassers stark beeinträchtigt ist. Es sind deshalb Modifikationen der RoboterAuslegung notwendig. Weiteren Medienberichten zufolge wird in einem Technologiezentrum in der Stadt Naraha ein maßstabsgetreues Modell des unteren Sicherheitsbehälters von Blocks 1 nahezu erstellt, an dem Techniken zur Stilllegung und Robotereinsätze zur Reparatur der Leckagestellen am Sicherheitsbehälter erprobt werden sollen. Außerdem soll dort im Frühjahr 2016 ein 3-D Simulator in Betrieb gehen, in dem die Anlage virtuell begangen werden kann.



Abb. 6.34: Bildaufnahme des ersten Roboters („crawler“), der sich auf dem Laufgitter im Sicherheitsbehälter von Block 1 festgefahren hat; aufgenommen durch einen zweiten, baugleichen Roboter (Quelle: TEPCO).

Myonen-Tomographie. Um Aufschluss über die Verteilung der Kernschmelzen (dem sog. Corium) in den Blöcken 1–3 zu ermitteln, kommt auch eine als »Myonen-Tomographie« bezeichnete Technik zum Einsatz. Das zugrunde liegende Verfahren wurde bisher unter anderem verwendet, um Vulkane zu »durchleuchten«. Seit Anfang 2015 arbeiten Wissenschaftler des US-amerikanischen Los Alamos National Laboratory (LANL) gemeinsam mit Industriepartnern an der Nutzung der Technik für die Untersuchung der Reaktoren in Fukushima.

Myonen sind Elementarteilchen und Bestandteil der kosmischen Strahlung. Sie können auch schwere Materie wie beispielsweise Uran durchdringen. Je höher die Dichte der Materie ist, in die die Myonen eindringen, desto mehr Myonen werden in der Materie absorbiert. Diese Eigenschaft kann zur Lokalisierung des Kernbrennstoffs in den Reaktorgebäuden genutzt werden. Dazu wurden nach Angaben von TEPCO zwei Myonen-Spurdetektoren außerhalb des Reaktorgebäudes angebracht. Anhand der Anzahl der Myonen entsteht eine Art »Röntgenbild« vom Inneren des Reaktors.



Abb. 6.35: Konstruktion aus einem Smartphone und einem ferngelenkten Raupenfahrzeug, mit der die Materialschleuse von Block 3 untersucht wurde (Quelle: TEPCO).

Ein erster Versuch fand an Block 1 im Februar und März 2015 über einen Zeitraum von 26 Tagen statt. Trotz der niedrigen Auflösung der dabei gewonnenen Aufnahmen konnte durch Abgleich mit vorliegenden Konstruktionsunterlagen festgestellt werden, dass sich der RDB und der Sicherheitsbehälter in ihrer ursprünglichen Position befinden und dass sich innerhalb des RDBs keine größeren Kernbrennstoffbestandteile mit einer Größe von über einem Meter befinden. Daraus wird gefolgert, dass sich der Großteil des Kernbrennstoffs während des Unfalls aus dem RDB hinaus in den unteren Sicherheitsbehälterbereich verlagert hat. Die Aufnahmen von einem der beiden Detektoren weisen außerdem auf das Vorhandensein von Material mit relativ hoher Dichte im RDB hin. Es wird vermutet, dass es sich dabei um Kernbrennstoff handelt. Eine dreidimensionale Auswertung durch Kombination der mit den beiden Detektoren erzeugten zweidimensionalen Bilder soll weitere Erkenntnisse liefern. Um das verlagerte Kernmaterial im unteren Bereich des Sicherheitsbehälters aufzufinden, plant TEPCO eine Inspektion dieses Bereiches mit einem »raupenartigen« Roboter (dem o. g. »crawler«).

Die Myonen Tomografie soll auch an den Blöcken 2 und 3 genutzt werden. Im Juli 2015 wurde dafür ein Aktionsplan entwickelt. Nach unbestätigten Presseangaben sollen die Detektoren für Block 2 im August 2015 angeliefert, jedoch wegen ihrer Abmessungen nicht an den vorgesehenen Orten montiert worden sein.

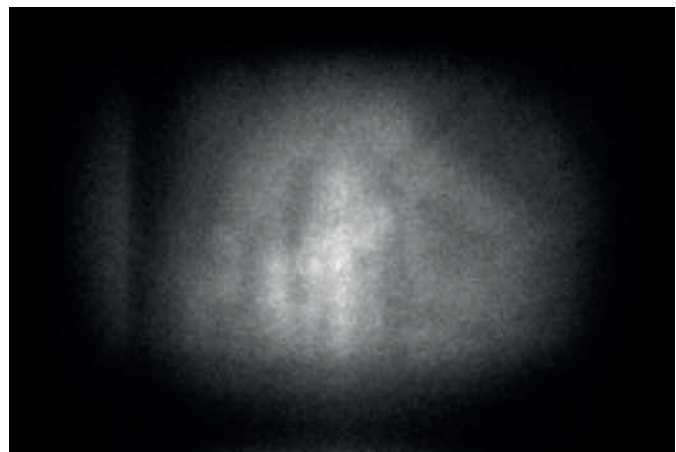


Abb. 6.36: Mit Hilfe der Myonen-Tomographie erstellte Aufnahme des Reaktorgebäudes von Block 1; in der Bildmitte ist die Struktur des RDB erkennbar (Quelle: TEPCO).

6.3 Planung der Bergung des Kernbrennstoffs aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3

Die nach heutigem Kenntnisstand technisch schwierigste Herausforderung auf dem Weg zu einem vollständigen Rückbau der Blöcke 1 bis 3 ist die Bergung der zerstörten Reaktorkerne. Nach den bis Anfang 2016 vorliegenden Analyseergebnissen von TEPCO und NISA (► Kapitel 4) und den vorgenannten Erkenntnissen aus der Myonen-Tomographie ist davon auszugehen, dass die Kerne ganz oder zumindest teilweise geschmolzen sind und sich aus dem RDB heraus in den Sicherheitsbehälter verlagert haben. Wo genau und in welchem Zustand sich der Kernbrennstoff befindet, ist bislang nicht bekannt.

Nach heutigem Planungsstand soll der Kernbrennstoff mit ferngesteuerten Handhabungseinrichtungen unter Wasser geborgen werden, d. h. die Sicherheitsbehälter der betroffenen Blöcke sollen vor Beginn der Bergung geflutet werden. Dafür ist u. a. die Abdichtung der Leckagen am Sicherheitsbehälter notwendig. Je nach Leckageort müssen verschiedene Möglichkeiten zur Abdichtung entwickelt werden bzw. zur Anwendung kommen. Das Fluten des Sicherheitsbehälters dient u. a. dazu, die vom Kernbrennstoff ausgehende Gammastrahlung abzuschirmen. Nach Öffnung des Sicherheitsbehälter-Deckels soll ein Greifarm Schmelzfragmente lösen und unter Wasser in Behälter laden, die anschließend zunächst im BE-Lagerbecken abgesetzt und später von dort aus dem Reaktorgebäude in ein Zwischenlager transportiert werden. Alternativ zu einer Vollflutung des Sicherheitsbehälters werden inzwischen auch andere Methoden untersucht, beispielsweise

eine halb hohe Teilflutung des Sicherheitsbehälters, eine Flutung nur des unteren Sicherheitsbehälterbodenbereiches oder eine Bergung des Kernmaterials ohne Wasserüberdeckung. Die sog. »Roadmap« von TEPCO sieht vor, dass mit dem Start der Bergung in etwa 10 Jahren die Phase 3 beginnen soll. Die Bergung selbst soll nach diesem Zeitplan etwa weitere 20 bis 25 Jahre in Anspruch nehmen. Ob bzw. in welchem Zeitraum die Bergung in der vorbeschriebenen Weise gelingen wird, ist aus heutiger Perspektive nicht zu beurteilen.

Verschiedene japanische Organisationen wie die Japan Atomic Energy Agency, japanische KKW-Hersteller sowie TEPCO und weitere KKW betreibende Unternehmen haben im Jahr 2013 das International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) gegründet und damit beauftragt, Forschung und Entwicklung im Hinblick auf den Rückbau der Anlage in Fukushima zu betreiben und den Austausch mit Fachorganisationen, Behörden und Unternehmen aus anderen Ländern zu organisieren. Seit Sommer 2013 veranstaltet IRID dazu unter anderem Fach-Workshops in verschiedenen Ländern und initiiert Ausschreibungen im Hinblick auf fachliche Unterstützung. Die Themenbereiche, zu denen IRID um internationale Unterstützung ersucht, erstrecken sich dabei unter anderem auch auf die Behandlung kontaminierter Wässer und die Entwicklung alternativer Konzepte zur Bergung der zerstörten Reaktorkerne.

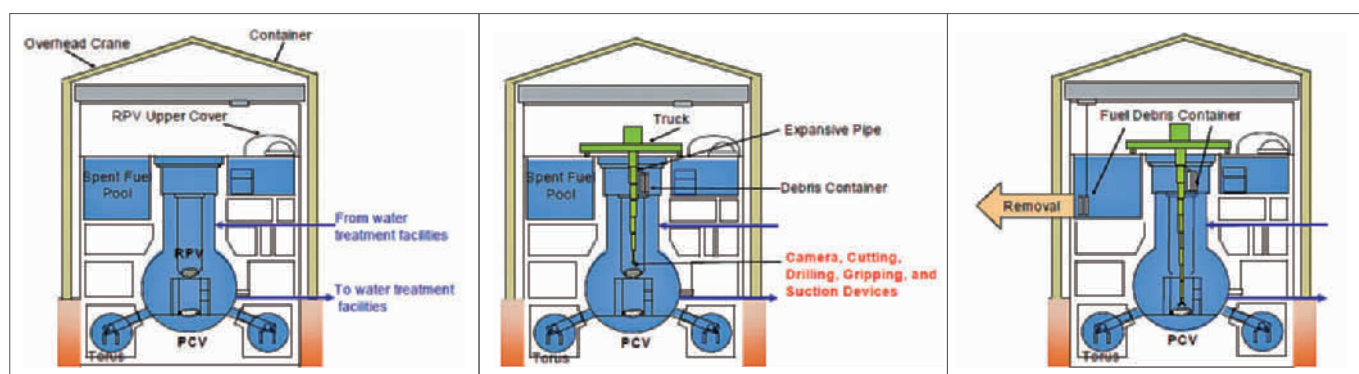


Abb. 6.37: Schematische Darstellung der beabsichtigten Bergung des Kernbrennstoffs aus den gefluteten Sicherheitsbehälter (Quelle: TEPCO).

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* (NAIIC) 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. NAIIC 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 Reaktorbehälters 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 Bedienungsmannschaft 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 auslegungüberschreitende 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.

Diese Einschätzung wird für Block 1 auch durch die Ergebnisse einer Untersuchung des *Isolation Condenser* (IC) durch die japanische Aufsichtsbehörde NRA Ende Mai 2013 gestützt. Bei der Begehung des Reaktorgebäudes und nach Befragung eines Augenzeugen konnten keine Hinweise dafür gefunden werden, dass der IC bereits durch das Erdbeben beschädigt und dadurch in seiner Funktion beeinträchtigt wurde. Der Zeuge hatte während des Unfalls in der Nähe des IC den Austritt einer geringen Menge Wasser beobachtet, woraus NAIIC die Möglichkeit einer Leckage am IC geschlossen hatte. Die NRA führt den Wasseraustritt auf ein Überschwappen aus dem nahegelegenen Brennelement-Lagerbecken zurück.

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 tatsächlich Venting lagen ca. 10 Stunden. Der NAICC-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.

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 Ingenieursgesellschaft 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 ernsthaften 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.]

Das Öffnen der 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 zurückzu-

greifen. Vor allem aber seien zwei Faktoren 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 (BMUB) 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 auch die Brennelementlagerbecken einbezogen, 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 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 BMUB 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 auslegungüberschreitender 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.

EU-Stresstest

Auf europäischer Ebene wurde ab Mai 2011 in einem EU-Stresstest die Sicherheit aller europäischen Kernkraftwerke überprüft. Die Federführung dieser Untersuchungen lagen 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 länder-spezifischen 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 Stress Test«*). Im Dezember 2012 veröffentlichte die Europäische Kommission eine zusammenfassende Darstellung der Ergebnisse des Stresstest 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 auslegungs- überschreitende 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 Themen- gruppen diskutiert. Auch in diesem Rahmen wurden neben anlagen- spezifischen Empfehlungen – ähnlich derjenigen aus den Stresstests – weitere übergeordnete Empfehlungen hinsichtlich organisatorischer Faktoren, des anlagenexternen Notfallschutzes und der internationalen Kooperation empfohlen.

Nationaler Aktionsplan

Die Empfehlungen der RSK und die Weiterleitungsnachricht der GRS bilden die wesentliche Grundlage für den Ende Dezember 2012 veröffentlichten nationalen *»Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima«*. Der Aktionsplan enthält 23 übergeordnete Empfehlungen zur Verbesserung der Sicherheit kern- technischer Anlagen; die Überführung dieser Empfehlungen in konkrete Maßnahmen – etwa technischer Nachrüstungen – erfolgt spezifisch für jede Anlage im Rahmen des Aufsichtsverfahrens. In die Erarbeitung des Aktionsplans sind neben den eingangs genannten Arbeiten auch die Ergebnisse des europäischen Stresstests sowie die Empfehlungen der IAEO und der CNS-Konferenz eingeflossen.

Die geplanten Maßnahmen und der Stand ihrer Umsetzung werden in einem fortlaufend aktualisierten Bericht des Bundesumweltministeriums dargestellt, dessen letzte Fassung im Dezember 2014 veröffentlicht wurde. In den im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen wurde be-

reits eine Vielzahl der nach dem Aktionsplan vorgesehenen zusätzlichen präventiven Notfalleinrichtungen – das sind solche, die den Eintritt eines Notfalls verhindern sollen – umgesetzt. Beispielsweise wurden die notwendigen technischen Voraussetzungen zur Verlängerung der Gleichstromversorgung über zehn Stunden im auslegungsüberschreitenden Bereich geschaffen, sofern diese noch nicht in der Auslegung der Anlage enthalten waren. Zur Wiederherstellung der Drehstrom- versorgung im Notfall wurden mobile Dieselaggregate installiert. Die Nachwärmeabfuhr aus Kern und Brennelementlagerbecken im Notfall wurden durch die Bereitstellung mobiler Pumpen sowie optimierter und zusätzlicher Notfallprozeduren verbessert. Das in den Empfehlungen geforderte generische Konzept zur Behandlung schwerer Unfälle wurde für die einzelnen Anlagen in Form eines Handbuchs zu mitigativen Not- fallmaßnahmen – diese sollen bei Eintritt des Notfalls dessen Folgen verringern – als Erweiterung zu den vorhandenen Notfallhandbüchern erstellt. Die Überprüfung der im Aktionsplan aufgelisteten Maßnah- men durch die nationalen Behörden dauert an. Eine Überprüfung des Standes der Umsetzung der Maßnahmen durch die ENSREG wurde im Jahr 2015 mit positivem Ergebnis abgeschlossen.

Überprüfung des anlagenexternen Notfallschutzes

Auch die Regelungen zum anlagenexternen Notfallschutz werden über- prüft. Bereits im Juni 2011 beauftragte das Bundesumweltministerium die Strahlenschutzkommission (SSK) mit der Überprüfung des fachlichen Regelwerkes zum anlagenexternen Notfallschutz. Die daraufhin von der SSK eingesetzte Arbeitsgruppe *»Erfahrungsrückfluss Fukushima«* prüft die Erkenntnisse aus dem Unfall in Fukushima in Bezug auf erforderliche Konsequenzen für den Notfallschutz in Deutschland. Ziel der Prüfung ist es zu klären, ob und ggf. wie die Anforderungen an den Notfallschutz in Deutschland zu ändern bzw. zu ergänzen sind. Dazu erarbeitet die Gruppe sowohl konkrete Vorschläge für veränderte Anforderungen im Regelwerk als auch fachliche Empfehlungen, die als Grundlage für die Änderung von Regeln dienen können.

Bei ihrer Arbeit wird die Gruppe durch die GRS im Rahmen eines ei- genen, durch das Bundesumweltministerium geförderten Forschungs- vorhabens unterstützt. Die Ergebnisse dieses Vorhabens dienen als fachliche Grundlage für die Arbeit der Gruppe. Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) nutzt ebenfalls die Ergebnisse des Vorhabens für eigene Arbeiten, lässt aber auch eigene Erkenntnisse in das Vorhaben und die Arbeit der Arbeitsgruppe *»Erfahrungsrückfluss Fukushima«* einfließen.

Zu den zentralen Ergebnissen der Arbeitsgruppe zählt die Empfehlung *»Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kern- kraftwerken«*, die im Februar 2014 durch die Strahlenschutzkommission (SSK) verabschiedet wurde [106]. In dieser Empfehlung schlägt die SSK unter anderem eine Ausweitung der Zonen um Kernkraftwerke vor, in denen Katastrophenschutzmaßnahmen vorgeplant werden.

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«, EUROS SAFE Forum, Paris, 7.–8. November 2011
- [19] Tokyo Metropolitan Institute of Public Health, 24. Februar 2014 (<http://monitoring.tokyo-eiken.go.jp/en/index.html>)
- [20] BfS (Bundesamt für Strahlenschutz), »Messnetz zur Überwachung der Gamma-Ortsdosisleistung«, 20. Februar 2014 (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«, 20. Februar 2014 (http://www.bfs.de/de/ion/imis/aktuelle_messwerte.html)
- [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-Taiheiyō-Oki Earthquake«, 24. Mai 2012
- [36] Ministry of the Environment, Japan, »Progress on Offsite Cleanup and Interim Storage in Japan«, September 2015
- [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: 24. Februar 2014 (<http://www.fmu.ac.jp/radiationhealth>)
- [45] FMU (Fukushima Medical University), Fukushima Prefecture, »Information about the Fukushima Health Management Survey«, Stand: 24. Februar 2014 (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-nucleardisaster/Radiation-field-team/>)
- [51] Safecast, Stand: 05. Februar 2016 (<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 Subcontractor 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 »Anlagen-spezifische 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
- [74] TEPCO, »Water Leak at a Tank in the H4 Area in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 19. August 2013, (http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_130819_04-e.pdf)
- [75] TEPCO, »Water Leak at a Tank in the H4 Area in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Follow-up Information)«, 20. August 2013, (http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_130820_03-e.pdf)
- [76] IAEA (International Atomic Energy Agency), »Contaminated water leakage from a water tank«, 19. August 2013
- [77] TEPCO, »Fukushima Daiichi NPS Prompt Report 2013, Water Leak at a Tank in the H4 area in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Follow-up Information 8)«, 2013
- [78] TEPCO, »Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression«, Progress Report No. 1, 1. Dezember 2013
- [79] Ministry of the Environment, Japan, »Off-site decontamination measures«, Stand: 01. Dezember.2015 (<http://josen.env.go.jp/en>)
- [80] TEPCO, »Progress Status and Future Challenges of the Mid-and-Long-Term Roadmap towards the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4«, 26. Dezember 2013

- [81] NRA (Nuclear Regulation Authority), »Monitoring air dose rates from a series of aircraft surveys across the two years after the Fukushima Daiichi NPS accident«, 5. Juni 2013
- [82] TEPCO, »Nuclide Analysis Results of Fish and Shellfish (In the Port of Fukushima Daiichi NPS)«, 19. Februar 2014
- [83] NRA (Nuclear Regulation Authority), »Implementation Guides on Sea Area Monitoring in FY2013«, 1. April 2013
- [84] NRA (Nuclear Regulation Authority), »Sea Area Monitoring«, 25. February 2014
- [85] TEPCO, »Nuclide Analysis Results of Fish and Shellfish«, 27. März 2013
- [86] TEPCO, »Fukushima Daiichi NPS Prompt Report, Water Leak from the Underground Reservoir No.2 in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Follow-up Information No.2)«, 6. April 2013
- [87] MHLW (Ministry of Health, Labour and Welfare), »Exposure Dose Distribution of the Workers at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant provided by TEPCO«, 25. Dezember 2015
- [88] TEPCO, »Measuring Radiation Dose at the Lower Part of Unit 1 and 2 Exhaust Stack in Fukushima Daiichi NPS«, 6. Dezember 2013
- [89] TEPCO, »Modification for the Dose Evaluation at the Site Boundary«, 13. Dezember 2013
- [90] MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology), »Readings at Monitoring Post out of 20 km Zone of Fukushima Daiichi NPP«, 10. Januar 2014
- [91] TEPCO, »Change of the Rules Related to Radiation Protection Gear (Expansion of Area Allowing the Use of Mask with a Dust Filter Attached)«, 18. Dezember 2013
- [92] TEPCO, »Key safety measures at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Reference materials«, 8. November 2013
- [93] MHLW (Ministry of Health, Labour and Welfare), »Response and Action Taken by the Ministry of Health, Labour and Welfare of Japan on Radiation Protection for Workers Involved in the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident«, 2. November 2013
- [94] MHLW (Ministry of Health, Labour and Welfare), »The instructions associated with food by Director-General of the Nuclear Emergency Response Headquarters«, 01. Februar 2016
- [95] FMU (Fukushima Medical University), »Proceedings of the 21st Prefectural Oversight Committee Meeting for Fukushima Health Management Survey«, Stand: 30. November 2015
- [96] TEPCO, »Water Overflow from the flange of the top panel at the upper part of H6 tank area«, 21. Februar 2014
- [97] Shunichi Yamashita, Shinichi Suzukic, »Risk of thyroid cancer after the Fukushima nuclear power plant accident«, Respiratory Investigation, Volume 51, Issue 3, September 2013, Pages 128–133, doi: 10.1016/j.resinv.2013.05.007
- [98] MHLW (Ministry of Health, Labour and Welfare), »Report from the expert meeting on the long-term health care of workers at the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant«, September 2011
- [99] Buesseler, K.O. 2014, »Fukushima and ocean radioactivity«. Oceanography 27(1):92–105, (<http://dx.doi.org/10.5670/oceanog.2014.02>.)
- [100] TEPCO, »Assessment for Strontium-90 Analysis in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 5. Februar 2014
- [101] TEPCO, »Influence of counting loss by analysis of beta«, 7. Februar 2014
- [102] TEPCO, »Detailed Analysis Results in the Port of Fukushima Daiichi NPS, around Discharge Channel and Bank Protection (Sampling Locations of Underground Water Obtained at Bank Protection)«, 6. February 2014
- [103] TEPCO, »Current Status of Fukushima Daiichi NPP and Future Plan«, 7. November 2013
- [104] TEPCO, »Status of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station – With focus on countermeasures for contaminated water«, Januar 2014
- [105] METI (Ministry of Economy, Trade and Industry), »Mid-and-Long-Term Roadmap towards the Decommissioning on TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4«, 27. Juni 2013 (http://www.meti.go.jp/english/press/2013/pdf/0627_01.pdf)
- [106] SSK (Strahlenschutzkommission), »Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken. Empfehlung der Strahlenschutzkommission«, verabschiedet in der 268. Sitzung der Strahlenschutzkommission«, 13./14. Februar 2014
- [107] TEPCO, »Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 – 3 and examination into unsolved issues in the accident progression«, Progress Report No. 2, 6. August, 2014
- [108] GRS, »Sicherheitsanalyse Abschlussbericht Teil 1 & 2«, Bericht GRS-102/1 & GRS-102/2, Juni 1993
- [109] H. Löffler (GRS), M. Sonnenkalb (GRS), »Methods and Results of a PSA Level 2 for a German BWR of the 900 MWe Class«, EUROSAFE Forum, Paris, 13.–14. November 2006

- [110] GRS, ATHLET-CD short description (<http://www.grs.de/en/simulation-codes/athlet-cd>) and COCOSYS short description (<http://www.grs.de/en/content/cocosys>)
- [111] TEPCO, »Summary of Decommissioning and Contaminated Water Management«, 24. Dezember 2015
- [112] Buesseler, K.O.; Durkin, C.A., Woods Hole Oceanographic Institution, »How Radioactive Is Our Ocean?«, Poster, SETAC North America 35th Annual Meeting
- [113] UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) »Sources, Effects and Risk of Ionizing Radiation«, UNSCEAR 2013 Report
- [114] IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), »Fukushima, one year later – Initial analyses of the accident and its consequences«, IRSN/DG/2012-003, 12. März 2012
- [115] NRA (Nuclear Regulation Authority), »Change of the radioactivity concentration of the seawater in sea area close to Fukushima Daiichi NPS / costal sea area«, November 2014
- [116] NRA (Nuclear Regulation Authority), »Change of the radioactivity concentration of the seawater in off-shore sea area«, November 2014
- [117] NRA (Nuclear Regulation Authority), »Sea Area Monitoring«, 02. Februar 2016
- [118] TEPCO, »Analyzed result of nuclide in fish, Inner port of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station«, 19. Januar 2016
- [119] Smith, John N. et al, »Arrival of the Fukushima radioactivity plume in North American continental waters«, PNAS, doi: 10.1073/pnas.1412814112
- [120] TEPCO, »Detailed Analysis Results in the Port of Fukushima Daiichi NPS, around Discharge Channel and Bank Protection (Sampling Locations of Underground Water Obtained at Bank Protection)«, 4. Februar 2016
- [121] TEPCO, »Innovative technology to provide faster results on water quality at Fukushima«, Pressemeldung, 27. November 2014
- [122] MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology), »Readings at Reading Points out of 20 km Zone of TEPCO Fukushima Daiichi NPP«, 7. Januar 2015
- [123] MHLW, (Ministry of Health, Labour and Welfare), »Results of Supervision/Instructions to Employers of Decontamination Works (January - June 2014)«, Press release, 7. August 2014
- [124] Shojiro Yasui, Ministry of Health, Labour and Welfare, »Lessons Learned: Radiation Protection for Emergency Response and Remediation / Decontamination Work Involved in TEPCO Fukushima Daiichi NPP Accident«, International Conference on Occupational Radiation Protection, Wien, 3. Dezember 2014
- [125] Hirooki Yabe, Yuriko Suzuki et al, »Psychological Distress after the Great East Japan Earthquake and Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: Results of a Mental Health and Lifestyle Survey through the Fukushima Health Management Survey in FY2011 and FY2012«, Fukushima Journal of Medical Science Vol. 60, No. 1 p. 57 – 67, 2014
- [126] Health Sciences Council, »The Survey Results of Radioactive Materials in Tap Water«, 10th Subcommittee for Environmental Health and Water Supply, 19. April 2011
- [127] Stefan Merz, Katsumi Shozugawa, Georg Steinhauser, »Analysis of Japanese Radionuclide Monitoring Data of Food Before and After the Fukushima Nuclear Accident«, Environmental Science and Technology, 26. Januar 2015, (<http://pubs.acs.org/doi/abs/10.1021/es5057648>)
- [128] TEPCO, »Progress Status and Future Challenges of the Mid-and-Long-Term Roadmap toward the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4« (<http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/roadmap/conference-e.html>)
- [129] TEPCO, »Current status of seawater monitoring before and after Seaside impermeable wall closing«, 5. November 2015
- [130] NRA, »Readings at Reading Points out of 20 km Zone of TEPCO Fukushima Daiichi NPP«, 6. Januar 2016
- [131] TEPCO, »Summary of Decommissioning and Contaminated Water Management«, 24. Dezember 2015
- [132] TEPCO, »Evaluation of the exposure dose of workers at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station; Table 13 Monthly Internal Exposure Dose Data«, 30. Oktober 2015
- [133] MHLW (Ministry of Health, Labour and Welfare), »Result of review at the "review meeting on occupational/non-occupational ionizing radiation disease" and approval as occupational disease/injury«, 20. Oktober 2015
- [134] Tsuda et al., »Thyroid Cancer Detection by Ultrasound Among Residents Ages 18 Years and Younger in Fukushima, Japan: 2011 to 2014«, 5. Oktober 2015
- [135] NRA (Nuclear Regulation Authority), »INES Rating Not Applicable to Contaminated Water Leakage in H4 Tank Area at Fukushima Daiichi NPS on 19 August 2013«, 12. Februar 2015

- [136] IAEA, »The Fukushima Daiichi Accident – Technical Volume 1 – Description and Context of the Accident«, August 2015
- [137] IAEA, »The Fukushima Daiichi Accident – Technical Volume 4 – Radiological Consequences«, August 2015
- [138] Georg Steinhauser et. al, »Post-Accident Sporadic Releases of Airborne Radionuclides from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Site«, *Environ. Sci. Technol.* 2015, 49, 14028–14035, DOI: 10.1021/acs.est.5b03155
- [139] TEPCO, »Fukushima Daiichi NPS Prompt Report (May 27,2015), Immediate release: Almost all water stored at Fukushima has been treated, helping to improve environment around the plant«, Mai 2014

Abkürzungs- und Einheitenverzeichnis

Abkürzungen

ADS	Automatisches Druckentlasten	NIRS	National Institute of Radiological Sciences (Japan)
ALPS	Multi-nuclide Removal Equipment	NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency (Japan)
APD	Active Personal Dosimeter	NRA	Nuclear Regulation Authority (Japan)
		NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA)
BE	Brennelement		
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz	ODL	Ortsdosisleistung
BMUB	Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit	OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
CCS	Containment Cooling System	RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System
CS	Core Spray System	RDB	Reaktordruckbehälter
		RESA	Reaktorschnellabschaltung
DK	Druckkammer	RHR	Residual Heat Removal System
DoE	Department of Energy (USA)	RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
DWR	Druckwasserreaktor		
		S/E-Ventile	Sicherheits- und Entlastungsventil
ECCS	Emergency Core Cooling System	SBO	Station Blackout
ENSI	Eidgenössische Nuklearinspektorat (Schweiz)	SSK	Strahlenschutzkommission
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group	SV	Sicherheitsventil
		SWR	Siedewasserreaktor
FD	Frischdampf		
		TEPCO	The Tokyo Electric Power Company (Japan)
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH		
		UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
HPCI	High-pressure Coolant Injection		
		WHO	World Health Organization
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation		
IC	Isolation Condenser		
ICANPS	Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations (Japan)		
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale		
IRID	International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan)		
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (Frankreich)		
KKW	Kernkraftwerk		
KoKa	Kondensationskammer		
MAFF	Ministry of Agriculture, Forestry and Fisheries (Japan)		
MEXT	Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (Japan)		
MEZ	Mitteleuropäische Zeit		
MHLW	Ministry of Health, Labour and Welfare (Japan)		
MoE	Ministry of Environment (Japan)		
MP	Messpunkte		
NEA	Nuclear Energy Agency		
NAIIC	The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission (Japan)		

Einheiten

a	Jahr; Einheit für Zeit	mBq/l	Millibecquerel pro Liter; Einheit für Aktivitätskonzentration (Aktivität von Radionukliden pro Volumen eines Stoffes)
bar	Bar; Einheit für Druck, 1 bar = 1000 hPa = 0,1 MPa	MBq/m ²	Megabecquerel pro Quadratmeter; Einheit für die Oberflächenkontamination (Aktivität pro Fläche)
Bq	Becquerel; Einheit für die Aktivität eines radioaktiven Stoffes	mGy	Milligray; Einheit für die Energiedosis; 1000 mGy = 1 Gy
Bq/cm ³	Becquerel pro Kubikzentimeter; Einheit für Aktivitätskonzentration (Aktivität von Radionukliden pro Volumen eines Stoffes)	mm	Millimeter; Einheit für Länge
Bq/h	Becquerel pro Stunde; Einheit für Aktivität pro Zeiteinheit (z. B. Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe pro Zeit)	MPa	Megapascal; Einheit für Druck, 1 MPa = 1 000 000 Pa
Bq/kg	Becquerel pro Kilogramm; Einheit für Aktivität von Radionukliden pro Masse eines Stoffes	mSv	Millisievert; Einheit für die biologisch gewichtete Dosis, 1000 mSv = 1 Sv
Bq/l	Becquerel pro Liter; Einheit für Aktivitätskonzentration (Aktivität von Radionukliden pro Volumen eines Stoffes)	M _w	Momentmagnitude; Skala zur Bestimmung der Stärke von Erdbeben
Bq/m ³	Becquerel pro Kubikmeter; Einheit für Aktivitätskonzentration (Aktivität von Radionukliden pro Volumen eines Stoffes)	MW _{th}	Megawatt (thermisch); Einheit für die thermische Leistung (z. B. eines Kraftwerkes)
°C	Grad Celsius; Einheit für Temperatur, 0°C = 273,15 K	µSv	Mikrosievert; Einheit für die biologisch gewichtete Dosis, 1 000 000 µSv = 1000 mSv = 1 Sv
cm	Zentimeter; Einheit für Länge	µSv/h	Mikrosievert pro Stunde; Einheit für Dosisleistung (Dosis pro Zeit)
cm ²	Quadratmeter; Einheit für Fläche, 10 000 cm ² = 1 m ²	Pa	Pascal; Einheit für Druck
d	Tag; Einheit für Zeit	Pers. Sv	Personen-Sievert (auch: man Sv); Einheit für Kollektivdosis (berechnet aus Dosiswerten einzelner Personen innerhalb eines bestimmten Dosisbereiches), 1 man Sv = 1 J/kg
Gy	Gray; Einheit für die Energiedosis, 1 Gy = 1 J/kg	Sv	Sievert; Einheit für die biologisch gewichtete Dosis (Organdosis, effektive Dosis), 1 Sv = 1 J/kg, für Beta- und Gammastrahlung gilt: 1 Sv = 1 Gy
h	Stunde; Einheit für Zeit	Sv/a	Sievert pro Jahr; Einheit für Dosisleistung (Dosis pro Zeit)
J/kg	Joule pro Kilogramm; Einheit für Dosis (Energie pro Masse eines Stoffes), 1 J/kg = 1 Gy	Sv/h	Sievert pro Stunde; Einheit für Dosisleistung (Dosis pro Zeit)
K	Kelvin; Einheit für Temperatur, 0 K = -273,15°C	V	Volt; Einheit für Spannung
kBq/l	Kilobecquerel pro Liter; Einheit für Aktivitätskonzentration (Aktivität von Radionukliden pro Volumen eines Stoffes)	W	Watt; Einheit für Leistung
km	Kilometer; Einheit für Länge		
km ²	Quadratkilometer; Einheit für Fläche, 1 km ² = 1 000 000 m ²		
kV	Kilovolt; Einheit für Spannung, 1 kV = 1000 V		
kW	Kilowatt; Einheit für Leistung, 1 kW = 1000 W		
l	Liter (auch: L); Einheit für Volumen		
m	Meter; Einheit für Länge		
m ²	Quadratmeter; Einheit für Fläche		
m ³	Kubikmeter; Einheit für Volumen		
m ³ /d	Kubikmeter pro Tag; Einheit für eine Menge eines Stoffes pro Zeit		
m ³ /h	Kubikmeter pro Stunde; Einheit für eine Menge eines Stoffes pro Zeit		

SI-Vorsätze

Vor Einheiten werden oft sogenannte Einheiten- oder SI-Vorsätze gemäß dem internationalen SI-System gesetzt, um Zahlen mit zu vielen Stellen (Nullen) vor oder nach dem Dezimaltrenner (Komma) zu vermeiden. Zahlen werden mit diesen Vorsätzen multipliziert. Einige geläufige Vorsätze werden hier aufgeführt.

T Tera; Faktor $10^{12} = 1\,000\,000\,000\,000$

G Giga; Faktor $10^9 = 1\,000\,000\,000$

M Mega; Faktor $10^6 = 1\,000\,000$

k Kilo; Faktor $10^3 = 1000$

h Hekto; $10^2 = 100$

d Dezi; Faktor $10^{-1} = 0,1$

c Zenti; Faktor $10^{-2} = 0,01$

m Milli; Faktor $10^{-3} = 0,001$

μ Mikro; Faktor $10^{-6} = 0,000\,001$

n Nano; Faktor $10^{-9} = 0,000\,000\,001$

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

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

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

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

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