

DR. CHRISTOPH PISTNER
Öko-Institut e.V.

CHRISTOPH PISTNER

Fukushima – Unfallablauf und wesentliche Ursachen (Teil 1/3)

Am 11. März 2011 erschütterte ein schweres Erdbeben die Ostküste Japans. Der dabei ausgelöste Tsunami überschwemmte weite Küstenregionen und verursachte an mehreren japanischen Kernkraftwerksstandorten gravierende Ereignisse, bis hin zum katastrophalen Unfall in der Anlage Fukushima Daiichi. In diesem Artikel werden die wesentlichen sicherheitstechnischen Aspekte des Unfallablaufs in der Anlage Fukushima Daiichi nach heutigem Kenntnisstand dargestellt. Dazu werden zunächst Grundlagen der Kerntechnik und der Reaktorsicherheit erläutert, soweit dies für das Verständnis des Unfallablaufs notwendig ist. Daran anschließend werden die Anlage Fukushima Daiichi und ihre wesentlichen sicherheitstechnisch relevanten Systeme dargestellt. Darauf aufbauend wird der Ablauf der Ereignisse am 11. März und in den folgenden Tagen geschildert. Dabei wird auf die wesentlichen Unfallursachen und die bisher daraus abgeleiteten Lehren für die Zukunft eingegangen. Auch zwei Jahre nach dem Ereignis sind viele Fragen zum Unfallablauf offen. Darüber hinaus kann im Folgenden nur auf wichtige ausgewählte Ereignisfaktoren eingegangen werden.

1 Funktionsweise eines Kernreaktors und Grundlagen der Reaktorsicherheit

1.1 Kernspaltung

In einem Kernreaktor wird Energie durch die Spaltung von schweren Elementen, vor allem von Uran-235 erzeugt. Eine Spaltung kann durch den Einfang eines Neutrons im Atomkern des Uran-235 ausgelöst werden. Der Atomkern zerbricht dann in zwei neue Atomkerne, die sogenannten Spaltprodukte. Daneben werden bei jeder Spaltung zwei oder drei Neutronen freigesetzt. Während ein Teil dieser Neutronen von anderen Atomen (wie Wasser oder Uran-238) eingefangen wird, kann ein anderer

Teil dieser Neutronen wiederum zu neuen Spaltungen führen. Dadurch kann eine Kettenreaktion aufgebaut werden, bei der jede Spaltung wiederum zu genau einer neuen Spaltung führt. Dabei wird dann zeitlich konstant eine bestimmte Menge an Energie freigesetzt. In sogenannten thermischen Reaktoren, zu denen praktisch alle heute betriebenen Leistungsreaktoren zählen, werden die bei der Spaltung freiwerdenden schnellen Neutronen abgebremst bevor sie neue Spaltungen auslösen. Zum Abbremsen der Neutronen kann Wasser verwendet werden. Dieses kann auch gleichzeitig dazu dienen, die im Brennstoff durch die Spaltung entstehende Wärme abzuführen, also den Reaktor zu kühlen. Reaktoren, bei denen herkömmliches Wasser sowohl zur Moderation wie zur Kühlung eingesetzt wird, werden als Leichtwasserreaktoren bezeichnet.

Pro Spaltung wird etwa eine Energie von 210 Megaelektronenvolt freigesetzt. Über 80% der Energie wird in der Form von kinetischer Energie der Spaltprodukte frei. Das bedeutet, dass die Spaltprodukte nach der Spaltung mit großer Geschwindigkeit auseinanderfliegen. Diese kinetische Energie der Spaltprodukte wird unmittelbar als Wärme im Brennstoff frei und heizt diesen auf. Auch die freiwerdenden Neutronen tragen mit ihrer kinetischen Energie zur Wärmeerzeugung bei. Daneben entfällt ein Teil der Energie auf die bei der Spaltung freiwerdenden Neutrinos. Da diese praktisch nicht mit Materie wechselwirken, verlassen sie den Reaktor und tragen daher nicht zur Wärmeerzeugung im Reaktor bei. Schließlich wird Energie durch radioaktive Strahlung freigesetzt. Ein Anteil an radioaktiver Strahlung wird unmittelbar bei der Spaltung frei, etwa 6% der insgesamt produzierten Energie wird jedoch erst verzögert durch radioaktive Zerfälle der Spaltprodukte erzeugt. Diese Energie kann Sekunden, Stunden, Tage oder Jahre nach der Spaltung frei werden und führt damit zum Problem der Nachzerfallsleistung, auf die im Folgenden noch genauer eingegangen wird.

1.2 Funktionsweise eines Kernreaktors

Der grundsätzliche Aufbau eines Kernreaktors ist in Abbildung 1 am Beispiel eines Siedewasserreaktors dargestellt. Bei Siedewasserreaktoren handelt es sich um eine spezielle Bauart von Leichtwasserreaktoren, wie sie auch in der Anlage Fukushima Daiichi in Betrieb waren.

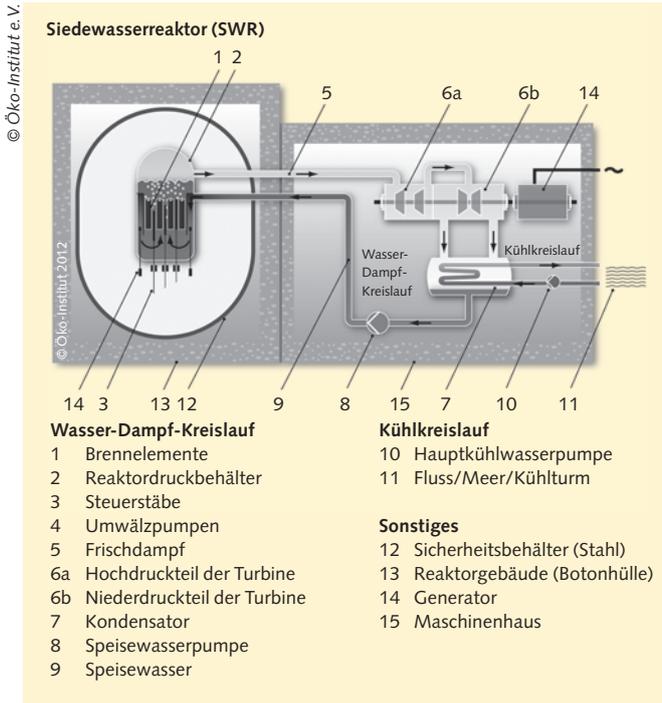


Abb. 1: Schematische Darstellung eines Siedewasserreaktors.

Als Brennstoff in einem Kernreaktor dient Uran, das sich in den Brennelementen (1) befindet. Die Brennelemente bilden zusammen den Reaktorkern, in dem durch die Kernspaltung Energie freigesetzt wird. Der Brennstoff weist dabei im Normalbetrieb Temperaturen von einigen hundert Grad Celsius auf. Der Reaktorkern wird

von einem Stahlbehälter, dem Reaktordruckbehälter (2) umschlossen. Um die Wärme aus dem Reaktorkern abzuführen wird kontinuierlich durch Pumpen (8) sogenanntes Speisewasser (9) in den Reaktordruckbehälter gefördert. Dieses durchströmt den Reaktorkern von unten und wird dabei aufgeheizt. Die Wärme verdampft einen Teil des Speisewassers, es entsteht Frischdampf (5). Umwälzpumpen (4) regulieren die Vermischung von nicht verdampftem und frisch eingespeistem Speisewasser. Der Frischdampf wird aus dem Reaktorgebäude (13) ins Maschinenhaus (15) geführt, wo er eine Turbine (6) antreibt, die über einen Generator (14) Strom erzeugt. Der Wasser-Dampf-Kreislauf weist dabei typischerweise einen Druck von etwa 7 MPa und eine Temperatur von ca. 280°C auf.

Da aus thermodynamischen Gründen immer nur ein Teil der Wärme in Strom umgewandelt werden kann, müssen ca. zwei Drittel der anfallenden Energie als Abwärme abgeführt werden. Dazu wird der Dampf nach Durchgang durch die Turbine in einem Kondensator (7) abgekühlt. Die Restwärme wird über einen Kühlkreislauf (10) an eine Wärmesenke, also die Atmosphäre, einen Fluss oder das Meer (11) abgegeben. In einem großen Leistungsreaktor mit etwa einem Gigawatt elektrischer Leistung, werden also etwa drei Gigawatt thermischer Leistung im Reaktorkern erzeugt, wovon etwa zwei Gigawatt als Abwärme an die Umgebung abgeführt werden müssen.

Zur Steuerung der Reaktorleistung und zur Abschaltung des Reaktors bei Störfällen dienen die Steuerstäbe (3), die aus neutronenabsorbierendem Material beste-

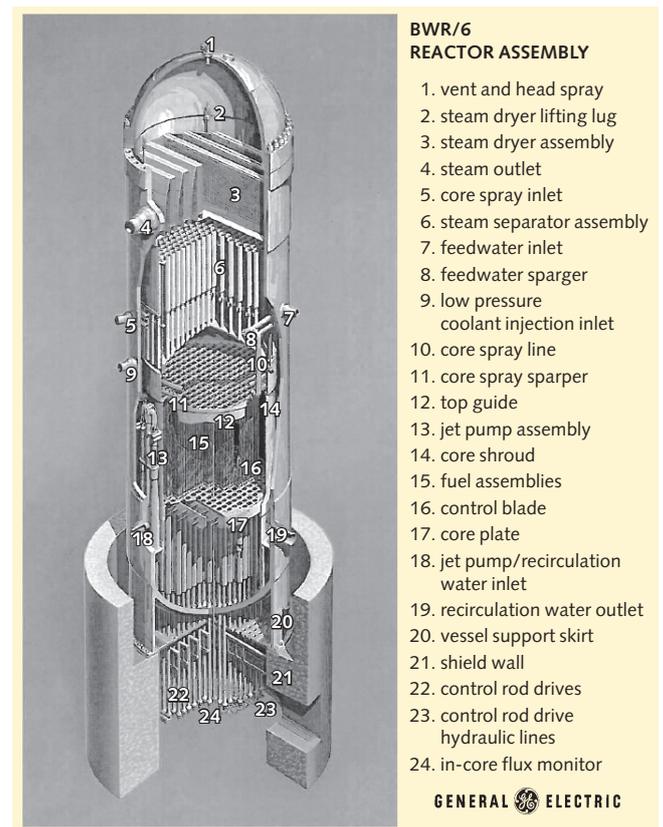
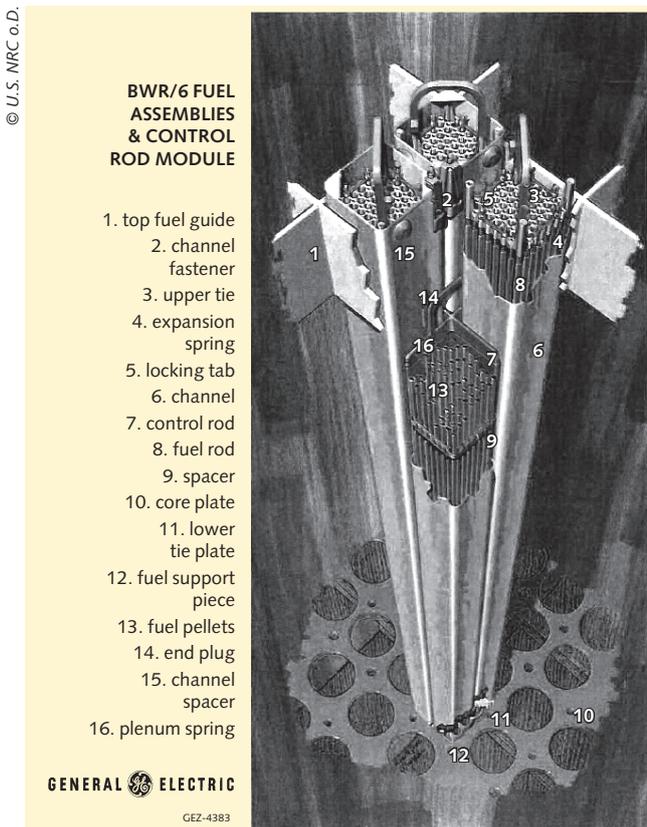


Abb. 2: Schematischer Aufbau von Brennelementen und Reaktordruckbehälter in Siedewasserreaktoren.

hen. Um bei Stör- und Unfällen eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung zu verhindern, ist der Reaktordruckbehälter von einem weiteren Stahlbehälter, dem Sicherheitsbehälter (12) umschlossen. Der Sicherheitsbehälter wird durch das Reaktorgebäude vor äußeren Einwirkungen geschützt.

Abbildung 2 zeigt links den Aufbau der Brennelemente und rechts den Reaktordruckbehälter in einem Siedewasserreaktor im Detail. Der Brennstoff selbst liegt als Urandioxid in Form von zylindrischen Brennstoffpellets (links, 13) von jeweils etwa einem Zentimeter Durchmesser und Höhe vor. Diese Pellets werden in zylindrische, gasdicht verschlossene Metallrohre, die Brennstabhüllrohre (links, 8) gefüllt. Diese Brennstabhüllrohre bestehen üblicherweise aus einer Zirkoniumlegierung und haben eine Länge von ca. vier Metern. Die Brennstäbe werden durch Abstandshalter (links, 9) zu Brennelementen gebündelt, die von einem metallischen Brennelementkasten umschlossen werden. Die Steuerelemente werden beim Siedewasserreaktor als kreuzförmige Platten (links, 7) zwischen jeweils vier Brennelementen von unten in den Reaktorkern eingeführt.

Der Reaktordruckbehälter umschließt den aus mehreren hundert Brennelementen gebildeten Reaktorkern (rechts, 15). Unterhalb der Brennelemente befinden sich die Steuerelemente (rechts, 16), die durch Steuerstabantriebe (rechts, 22) in den Reaktorkern eingebracht werden können. Oberhalb des Reaktorkerns befinden sich Einrichtungen zur Dampftrocknung (rechts, 3 und 6). An den Reaktordruckbehälter schließen verschiedene Rohrleitungen an, durch die der Frischdampf entnommen wird (rechts, 4), das Speisewasser in den Reaktordruckbehälter gefördert wird (rechts, 7) oder bei Störfällen eine Notkühlung des Reaktorkerns aufrechterhalten werden kann (rechts, 5 und 9).

1.3 Grundlagen der Reaktorsicherheit und die Kernschmelzproblematik

Ein großer Teil der bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte wie beispielsweise Cäsium-137 oder Iod-131 sind radioaktiv. Auch werden durch Neutroneneinfang aus Uran schwere Elemente wie Plutonium-239 und aus Stahl und anderen im Reaktor enthaltenen Materialien Aktivierungsprodukte wie Cobalt-60 erzeugt, die ebenfalls radioaktiv sind. Die in einem Kernreaktor eingesetzten Brennelemente verbleiben für typischerweise drei bis fünf Jahre im Reaktor, bevor sie gegen frische Brennelemente ausgetauscht werden. Daher befindet sich im Reaktor eine sehr große Menge radioaktiver Stoffe. Eine Freisetzung dieser radioaktiven Stoffe in die Umwelt kann zu erheblichen gesundheitlichen Folgen für die Bevölkerung führen und weite Gebiete in der Umgebung einer Anlage für lange Zeiten unbewohnbar machen. Das zentrale Ziel der Reaktorsicherheit ist daher der dauerhafte Einschluss der Radioaktivität.

Bei einem großen Leistungsreaktor entsteht im Reaktorkern in einem Volumen von etwa fünf Metern Durchmesser und vier Metern Höhe eine thermische Leistung

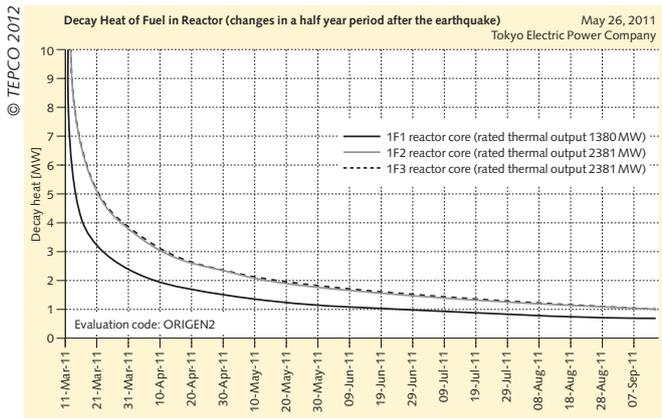


Abb. 3: Nachzerfallsleistung der Reaktoren Fukushima Daiichi 1-3 im Zeitraum bis zu einem halben Jahr nach dem Ereignis vom 11.03.2011.

von drei Gigawatt. Diese sehr große Leistungsdichte erfordert eine ununterbrochene Kühlung der Brennelemente, um eine Beschädigung durch Überhitzung zu verhindern. Weiterhin muss die nukleare Kettenreaktion zu jedem Zeitpunkt kontrollierbar bleiben und der Reaktor sicher abgeschaltet werden können. Doch wie oben beschrieben wird selbst nach der Abschaltung des Reaktors weiterhin Wärme aus dem radioaktiven Zerfall der entstandenen radioaktiven Stoffe frei. Unmittelbar nach der Abschaltung entspricht die Nachzerfallsleistung etwa 6-7% der Nennlast, was bei einem großen Leistungsreaktor noch immer etwa 200 MW thermischer Leistung entspricht. Bei einer derartigen Wärmeleistung verdampfen etwa 300 t Wasser pro Stunde. Nach einer Stunde ist die Nachzerfallsleistung auf ca. 1 Prozent abgefallen, nach einem Tag auf ca. ein halbes Prozent. In Abbildung 3 ist die Nachzerfallsleistung der Blöcke 1-3 der Anlage Fukushima Daiichi in den ersten sechs Monaten nach dem Erdbeben vom 11.03.2011 dargestellt.

Man erkennt ein etwa exponentielles Abfallen der Nachzerfallsleistung nach der Abschaltung der Reaktoren. Auch Monate nach Abschaltung fällt noch eine thermische Leistung in der Größenordnung von etwa einem Megawatt an. Um eine Leistung von einem Megawatt durch Verdampfungskühlung abzuführen müssen pro Stunde etwa 1,4 Tonnen Wasser verdampft werden. Darum ist anders als in konventionellen Kraftwerken auch über lange Zeiten nach der Abschaltung eines Kernreaktors eine ununterbrochene Kühlung der Brennelemente erforderlich. Noch im Juli 2013 werden pro Stunde 4-6 Tonnen Wasser pro Reaktorblock zur Kühlung in die Reaktoren am Standort Fukushima Daiichi eingespeist.

Wird die Kühlung der Brennelemente unterbrochen, beginnen diese sich aufzuheizen. Die Kernschmelze setzt ein. Ab Temperaturen von ca. 900°C brechen zunächst die Brennstabhüllrohre auf, so dass gasförmige und leichtflüchtige Spaltprodukte aus dem Brennelement entweichen können. Auch setzt etwa bei dieser Temperatur eine chemische Reaktion zwischen der Zirkoniumlegierung der Brennstabhüllrohre und dem Was-

serdampf ein. Das metallische Zirkonium entzieht dem Wasser den Sauerstoff und reagiert zu Zirkoniumoxid. Übrig bleibt bei dieser Reaktion Wasserstoff. Oxidieren große Teile der Brennstabhüllrohre, können viele hundert Kilogramm Wasserstoffgas entstehen. Kommt dieses dann in Kontakt mit Luftsauerstoff, kann es zu einer Wasserstoffexplosion kommen, die stark genug ist, um den Sicherheitsbehälter und das Reaktorgebäude zu beschädigen bzw. zu zerstören. Um eine derartige Wasserstoffexplosion zu verhindern, werden die Sicherheitsbehälter von Siedewasserreaktoren im Betrieb mit Stickstoff gefüllt, so dass die Bildung eines Gemischs aus Wasserstoff und Sauerstoff im Inneren des Sicherheitsbehälters ausgeschlossen ist. Wenn sich die Brennelemente weiter aufheizen, wird zunächst der Schmelzpunkt der Steuerstäbe und der Brennstabhüllrohre überschritten. Schließlich können Temperaturen von über 3000°C erreicht werden. Diese liegen oberhalb des Schmelzpunkts des Brennstoffs, so dass dieser sich verflüssigen kann.

(Fortsetzung des Beitrags in der Ausgabe 10/2013)

Literatur

- Bundesamt für Strahlenschutz: Die Katastrophe im Kernkraftwerk Fukushima nach dem Seebeben vom 11. März 2011. Beschreibung und Bewertung von Ablauf und Ursachen. Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik. BfS-SK-18/12. urn:nbn:de:0221-201203027611. Salzgitter, März 2012
- Government of Japan: Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations - Nuclear Emergency Response Headquarters, June 2011
- Government of Japan: Additional Report of the Japanese Government to the IAEA - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations - (Second Report). Nuclear Emergency Response Headquarters, September 2011
- Government of Japan: Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company. Final Report. July 23, 2012
- Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Fukushima Daiichi. 11. März 2011. Unfallablauf | Radiologische Folgen. GRS-S-53. 2. Auflage 2013
- Neles, J.M., Pistner, C. (Hrsg.): Kernenergie – Eine Technik für die Zukunft? Springer Vieweg, 2012

Abbildungsquellen

- Tokyo Electric Power Company, Inc.: Fukushima Nuclear Accident Analysis Report. June 20, 2012
- U.S. NRC Technical Training Center: Boiling Water Reactor (BWR) Systems. Ohne Datum

Autor

Dr. Christoph Pistner
 Öko-Institut e.V.
 Bereich Nukleartechnik und Anlagensicherheit –
 Nuclear Engineering & Facility Safety Division
 Rheinstraße 95, 64295 Darmstadt
 www.oeko.de



DR. CHRISTOPH PISTNER
Öko-Institut e.V., Darmstadt

CHRISTOPH PISTNER

Fukushima – Unfallablauf und wesentliche Ursachen (Teil 2 von 3)

2 Die Anlage Fukushima Daiichi und wesentliche Sicherheitssysteme der Anlage

Der Standort Fukushima Daiichi befindet sich in der Präfektur Fukushima, ca. 225 km nördlich von Tokyo an der japanischen Ostküste. Am Standort befinden sich sechs Kraftwerksblöcke, die im Zeitraum zwischen 1971 und 1979 in Betrieb genommen wurden. Der älteste Block 1 ist mit einer elektrischen Leistung von 460 MW etwas kleiner als die Blöcke 2-5, die eine elektrische Leistung von 784 MW aufweisen, der neueste Block 6 ist mit 1100 MW nochmals etwas größer als die übrigen.

In Abbildung 4 erkennt man die im südlichen Bereich des Standorts nebeneinander liegenden Blöcke 1-4, etwas getrennt davon weiter nördlich auf dem Gelände die beiden Blöcke 5 und 6.

Ebenfalls aufgrund der ausströmenden Wassermengen gut zu erkennen sind die direkt an der Küstenlinie befindlichen Ein- und Auslaufbauwerke für das Kühlwasser der Anlage sowie die der Anlage vorgelagerten Schutzmauern gegen einlaufende Wellen. Weiter ins Landesinnere folgen zunächst die Maschinenhäuser, die unter anderem Turbine und Generator enthalten. Daran anschließend sind die eigentlichen Reaktorgebäude zu erkennen.

2.1 Aufbau der Reaktoren

In Abbildung 5 ist links der schematische Aufbau eines Siedewasserreaktors mit einem Sicherheitsbehälter vom Mark-I-Typ dargestellt, entsprechend den Blöcken 1-5 am Standort Fukushima Daiichi. Block 6 ist ein Siedewasserreaktor vom Mark-II-Typ, auf den hier jedoch nicht weiter eingegangen werden soll. Im Zentrum des Reaktorgebäudes befindet sich der Reaktordruckbehälter. Dieser ist von einem zweiten Stahlbehälter, dem Sicherheitsbehälter umgeben, der beim Mark-I-Typ etwa die Form einer Glühbirne aufweist. Dieser Teil des Sicherheitsbehälters wird auch als Druckkammer (Containment/Drywell) bezeichnet.

Bei vielen Stör- oder Unfällen werden die aus dem Reaktorgebäude ins Maschinenhaus verlaufenden Rohrleitungen automatisch geschlossen. Damit soll ein Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter und eine Freisetzung von Radioaktivität über das Maschinenhaus in die Umgebung verhindert werden. Damit kann aber natürlich auch die Nachzerfallsleistung nicht mehr über die Turbine und die normalen Kühlsysteme abgeführt

werden. Siedewasserreaktoren besitzen daher einen Wasservorrat von einigen tausend Kubikmetern, der in einer sogenannten Kondensationskammer (Containment Suppression Chamber/Wetwell) gelagert wird. Die Kondensationskammer ist Bestandteil des Sicherheitsbehälters und steht mit der Druckkammer über Verbindungsleitungen in Kontakt. Im Folgenden wird der Begriff Sicherheitsbehälter zur besseren Unterscheidung jedoch nur für die Druckkammer verwendet. Beim Mark-I-Typ hat diese Kondensationskammer die Form eines Torus, welcher sich im unteren Bereich des Reaktorgebäudes befindet. Im Reaktordruckbehälter entstehender Dampf wird im Störfall über Rohrleitungen im Inneren des Sicherheitsbehälters bis in die Kondensationskammer befördert und dort kondensiert. Gleichzeitig dient das Wasser der Kondensationskammer als Vorrat, aus dem wie im nächsten Abschnitt beschrieben die Wasserverluste aus dem Reaktordruckbehälter ersetzt werden.

Nachdem verbrauchte Brennelemente aus dem Reaktorkern entladen werden, ist ihre Nachzerfallsleistung noch für mehrere Jahre so groß, dass sie in einem Abklingbecken gelagert und gekühlt werden müssen. Dieses Brennelementlager- oder Abklingbecken befindet sich auf Höhe des oberen Endes des Reaktordruckbehälters. Das oberste Stockwerk des Reaktorgebäudes dient für Be- und Entladevorgänge und enthält im Wesentlichen nur die hierfür benötigten Krananlagen. Es ist



Abb. 4: Luftbild vom Standort Fukushima Daiichi vor dem Ereignis vom 11.03.2011.

© TEPCO 2013

© Wikipedia

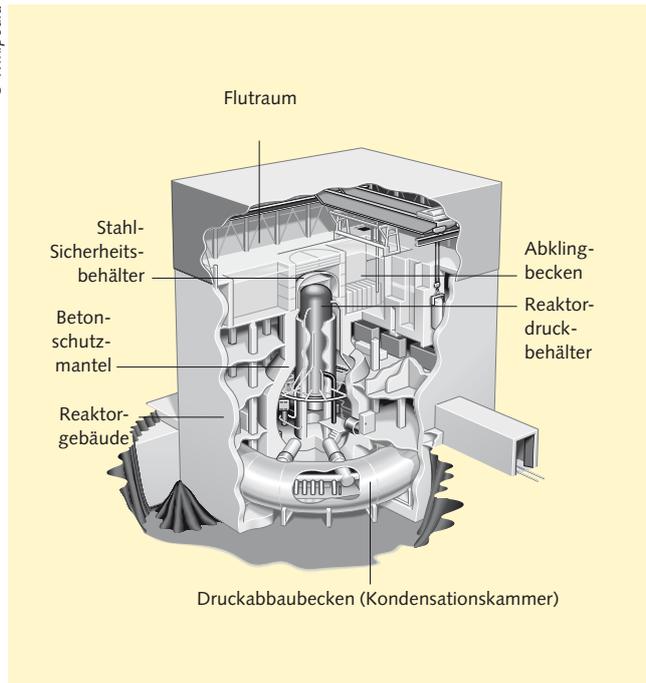


Abb. 5: Schematischer Aufbau eines Siedewasserreaktors mit einem Sicherheitsbehälter vom Mark-I Typ (links) sowie Foto eines Mark-I Sicherheitsbehälters im Bau (Browns Ferry Block-1, USA).



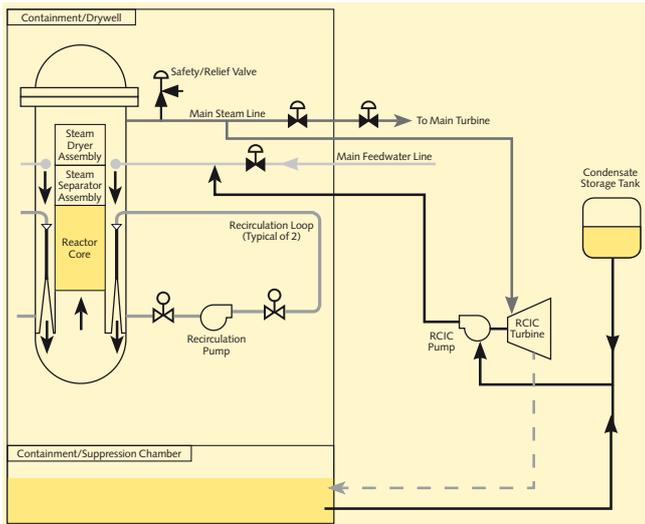
beim Mark-I-Typ im Gegensatz zum übrigen Reaktor-gebäude nur durch eine dünne Stahlwand und nicht durch dickere Betonwände begrenzt. Das Reaktor-gebäude ist etwa 50 m hoch. In Abbildung 5 rechts ist der Sicher-

heitsbehälter und die torusförmige Kondensationskammer der US-amerikanischen Anlage Browns-Ferry während der Errichtung gezeigt. Im Vordergrund des Bildes liegt der Deckel des Sicherheitsbehälters. Die Größenverhältnisse werden erkennbar durch den oben links auf dem Sicherheitsbehälter befindlichen Menschen.

2.2 Wichtige Sicherheitssysteme

Wie oben bereits festgehalten werden bei Störfällen die Verbindungsleitungen zwischen dem Reaktor-gebäude und dem Maschinenhaus, also vor allem die Frischdampf- (Main Steam Line) und die Speisewasserleitungen (Main Feedwater Line), durch Armaturen verschlossen, siehe Abbildung 6. Damit werden ein Kühlmittelverlust und eine Radioaktivitätsfreisetzung ins Maschinenhaus verhindert. Das im Reaktordruckbehälter befindliche Kühlmittel wird durch die Nachzerfallsleistung verdampft. Der entstehende Dampf kann durch Sicherheits- und Entlastungsventile (Safety/Relief Valve) aus dem Reaktordruckbehälter ausströmen, wird über Rohrleitungen in die Kondensationskammer geführt und dort kondensiert. Dadurch geht Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter verloren.

In Abbildung 6 ist das Hochdruck-Nachspeisesystem (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC) dargestellt, das diesen Kühlmittelverlust ersetzen soll. Das System besteht im Wesentlichen aus einer Pumpe, die auch bei einem hohen Druck im Reaktordruckbehälter, also den im Leistungsbetrieb vorliegenden 7 MPa Wasser in den Reaktordruckbehälter fördern kann. Das Wasser wird entweder aus einem externen Vorratsbehälter (Condensate Storage Tank) oder direkt aus der Kondensationskammer angesaugt. Die Pumpe wird von einer Turbine angetrieben. Diese Turbine greift auf den im Reak-



© U.S. NRC

Abb. 6: Aufbau des Hochdruck-Nachspeisesystems (Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC).

tordruckbehälter entstehenden Frischdampf als Antriebsmedium zu. Der abgekühlte Dampf wird in die Kondensationskammer geführt und dort kondensiert. Für den Betrieb dieses Systems ist daher nur Batteriestrom für die Steuerung und Überwachung der ordnungsgemäßen Funktion notwendig. Ein zweites, leistungsstärkeres Hochdruckeinspeisesystem (High Pressure Coolant Injection System, HPCI) ist im Wesentlichen identisch aufgebaut und wird hier daher nicht gesondert dargestellt.

Die Nachzerfallsleistung des Reaktorkerns verdampft also Kühlmittel, das über Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer entweichen kann. Das Hochdruck-Nachspeisesystem ersetzt diese Kühlmittelverluste durch Wasser aus der Kondensationskammer. Damit ist ein geschlossener Kreislauf aufgebaut, durch den die Wärme aus dem Kern in die Kondensationskammer abgeführt wird. Doch natürlich ist die Wärmekapazität der Kondensationskammer begrenzt, die Wärme muss also mittel- und langfristig in die Umgebung abgeführt werden. Dazu dient das in Abbildung 7 dargestellte Nachwärmeabfuhrsystem (Residual Heat Removal System, RHR, in Block 1 als Containment Cooling System, CCS bezeichnet). Dieses System saugt typischerweise mit zwei parallel geschalteten Pumpen Wasser aus der Kondensationskammer an, führt es über einen Wärmetauscher (RHR Heat Exchanger), über den die Wärme an einen Nebenkühlwasserkreislauf abgegeben wird, und fördert das abgekühlte Wasser wieder zurück in die Kondensationskammer. Auch hier wird das Wasser in einem geschlossenen Kreislauf geführt. Alternativ könnte das Nachwärmeabfuhrsystem das Wasser auch in den Sicherheitsbehälter sprühen, um dort durch Lecks aus dem Reaktordruckbehälter ausströmenden Dampf zu kondensieren. Schließlich könnte das Wasser auch direkt in den Reaktordruckbehälter gefördert werden (Low Pressure Coolant Injection, LPCI). Da die Pumpen des Nachwärmeabfuhrsystems jedoch nicht gegen einen hohen Druck in den Reaktordruckbehälter einspeisen kön-

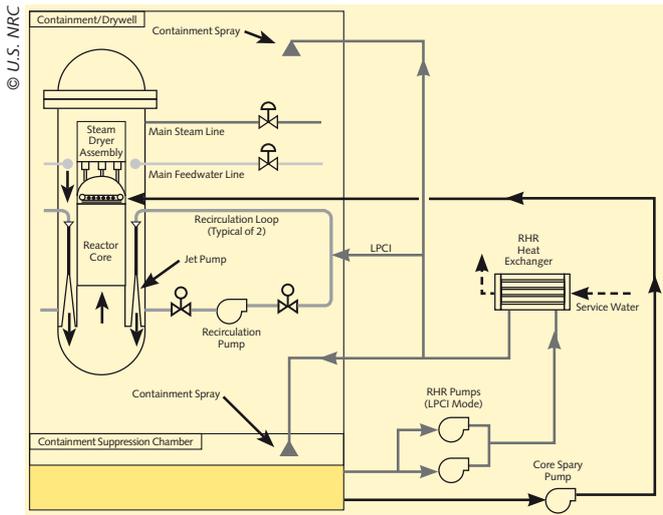


Abb. 7: Aufbau des Nachwärmeabfuhrsystems (Residual Heat Removal System, RHR).

nen, müsste hierzu vorher der Druck über die Sicherheits- und Entlastungsventile bis in den Niederdruckbereich von unter 1 MPa abgesenkt werden. Während diese Ventile bei zu hohem Druck selbsttätig öffnen, um ein Überdruckversagen des Reaktordruckbehälters auszuschließen, müssen sie für eine Druckabsenkung auf niedrigen Druck gezielt geöffnet werden. Hierzu ist Batteriestrom erforderlich. Das Nebenkühlwasser in der Anlage Fukushima Daiichi wird direkt aus dem Meer

entnommen, über Nebenkühlwasserpumpen (in der Abbildung nicht eingezeichnet) angesaugt, über den Wärmetauscher geführt und wieder ans Meer abgegeben. Damit wird die im Reaktorkern entstehende Wärme über den Zwischenschritt der Kondensationskammer ans Meer abgeführt. Die Pumpen des Nachwärmeabfuhrsystems und des Nebenkühlwassersystems müssen auch bei abgeschaltetem und drucklosem Reaktor die Nachzerfallsleistung an die Umgebung abführen. Sie können daher nicht wie die Pumpe des Hochdruck-Einspeisesystems direkt mit Frischdampf angetrieben werden, sondern benötigen dazu eine elektrische Energieversorgung. Diese muss entweder vom externen Stromnetz bereitgestellt oder durch Notstromdiesel in der Anlage erzeugt werden.

Steht das Nachwärmeabfuhrsystem nicht zur Verfügung, kann die Wärme aus der Kondensationskammer nicht abgeführt werden. Dann heizt sich der Wasservorrat immer weiter auf, bis er schließlich anfängt zu sieden. Ab diesem Zeitpunkt verdampft auch das Wasser in der Kondensationskammer und es baut sich ein Druck in der Kondensationskammer und dem damit verbundenen Sicherheitsbehälter auf. Der Sicherheitsbehälter ist dafür ausgelegt, bei einem Leck am Reaktordruckbehälter ausströmenden Dampf aufzunehmen. Dabei werden jedoch maximal Drücke im Bereich von ca. 0,5-0,6 MPa erreicht. Bei höheren Drücken kann der Sicherheitsbehälter versagen. Freigesetzte Radioaktivität kann dann unkontrolliert in die Umgebung austreten.

Um ein Versagen des Sicherheitsbehälters auch bei einem Ausfall der Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer verhindern zu können, wurden in der Vergangenheit Druckentlastungssysteme für den Sicherheitsbehälter in der Anlage Fukushima Daiichi nachgerüstet, ähnlich wie in vielen anderen Anlagen weltweit. Dabei kann die Wasser/Dampf-Atmosphäre aus der Kondensationskammer oder dem Sicherheitsbehälter über Rohrleitungen zum Kamin geleitet und über diesen an die Atmosphäre abgegeben werden. Damit wird der Druck im Sicherheitsbehälter gesenkt. Diese Rohrleitungen sind im Regelfall geschlossen, damit es nicht zu unabsichtlichen Freisetzungen von Radioaktivität kommen kann. Im Einsatzfall müssen daher Ventile geöffnet werden, wofür Batteriestrom und Druckluft notwendig ist, oder das Personal muss die entsprechenden Ventile vor Ort manuell öffnen. Nach der Druckentlastung werden sie wieder geschlossen, um eine Freisetzung von Radioaktivität zu unterbinden. Dieser Vorgang muss dann so lange wiederholt werden, bis eine Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer wiederhergestellt werden kann. Gleichzeitig muss dann eine Einspeisung von außen in den Reaktordruckbehälter realisiert werden, um die Wasserverluste durch Verdampfung zu ersetzen und den Reaktorkern weiterhin zu kühlen. Hierzu muss der Druck im Reaktordruckbehälter bis in den Niederdruckbereich abgesenkt werden. Dann können externe Pumpen wie zum Beispiel Feuerlöschpumpen über Schlauchanschlüsse an Leitungen angeschlossen werden, über

die Wasser bis in den Reaktordruckbehälter gefördert werden kann. Dazu sind dieselbetriebene mobile Pumpen bzw. Feuerlöschfahrzeuge notwendig. Weiterhin müssen verschiedene Absperrarmaturen in Rohrleitung geöffnet werden, wozu Batteriestrom benötigt wird.

Der Block 1 der Anlage Fukushima Daiichi weist darüber hinaus noch eine Besonderheit gegenüber den anderen Blöcken am Standort auf. Er verfügt über einen in Abbildung 8 dargestellten Notkondensator (Isolation Condenser, IC). Dieser ist zweisträngig aufgebaut und besteht im Wesentlichen aus zwei Wasservorrattanks (IC tank A/B). Durch Entnahmeleitungen (Steam piping) wird dem Reaktordruckbehälter Frischdampf entnommen und durch die Wasservorlage der Vorrattanks geführt. Dabei kondensiert der Frischdampf und strömt anschließend über Einspeiseleitungen (Drain piping) wieder in den Reaktordruckbehälter zurück. Die Wärme wird dabei an das Wasser der Vorrattanks abgegeben und verdampft dieses. Der Dampf wird über Rohrleitungen aus dem Reaktorgebäude geführt und direkt an die Atmosphäre abgegeben (Atmospheric discharge). Nach etwa acht Stunden ist der Wasservorrat erschöpft und muss für den weiteren Betrieb des Systems beispielsweise aus dem Feuerlöschsystem ergänzt werden. Da für den Betrieb des Notkondensators keine Pumpen erforderlich sind, benötigt das System nur Batteriestrom für das Öffnen und Schließen von Ventilen (motorbetriebene Ventile, MO) und die Steuerung und Überwachung.

3 Chronologie des Unfallablaufs

Vor dem Erdbeben am 11.03.2011 befinden sich die Blöcke 1-3 der Anlage Fukushima Daiichi im Leistungsbetrieb, die Blöcke 4-6 sind in Revision und daher abgeschaltet. In Block 4 sind alle Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter in das Brennelementlagerbecken entladen, in den Blöcken 5 und 6 ist der Reaktorkern nach wie vor im Reaktordruckbehälter untergebracht.

Um 14:46 Uhr japanischer Ortszeit kommt es etwa 155 km vom Standort Fukushima Daiichi entfernt im pazifischen Ozean zu einem Erdbeben der Stärke 9,0 auf der Momenten-Magnituden-Skala. Dieses Erdbeben führt am Standort Fukushima Daiichi zu einer horizontalen Beschleunigung, deren Maximalwert in Block 2 der Anlage gemessen wird. Er beträgt 0,561 g und ist damit um 26% größer als der beim Bau der Anlage zugrunde gelegte Maximalwert von 0,446 g. Ob und in welchem Umfang dabei auch sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen in der Anlage beschädigt werden, ist bis heute nicht abschließend geklärt. Ab einer Beschleunigung von 0,137 g wird die Anlage automatisch abgeschaltet. Diese automatische Abschaltung hat in den Blöcken 1-3 fehlerfrei funktioniert.

Durch das Erdbeben werden eine Umspanneinrichtung in der Nähe des Standorts sowie Strommasten, die zum Standort führen, zerstört. Auch eine Reserveleitung aus dem Netz des benachbarten Stromversorgers Tohoku funktioniert nicht. Damit ist die Anlage vollständig vom externen Stromnetz getrennt, der sogenannte Notstrom-

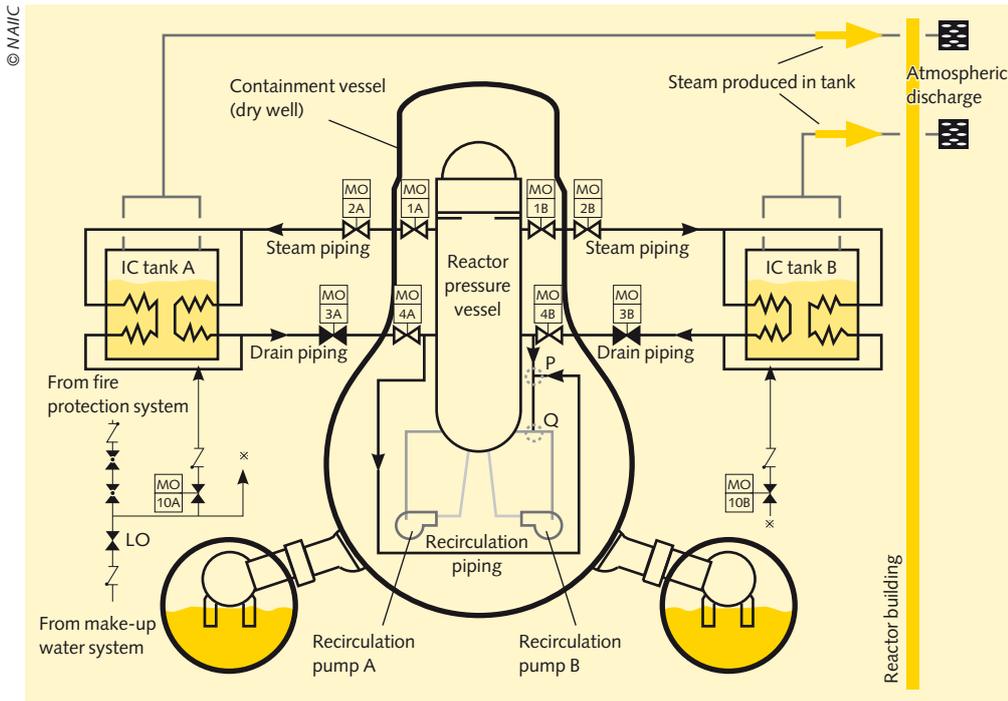


Abb. 8: Aufbau des Notkondensators (Isolation Condenser, IC).

fall tritt ein. Die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen in der Anlage, insbesondere die Kühlsysteme, sind auf eine elektrische Stromversorgung zum Beispiel für den Betrieb von Pumpen angewiesen. Im Notstromfall wird diese Stromversorgung von Notstromdieseln auf dem Anlagengelände sichergestellt. Die nach dem Erdbeben angeforderten Notstromdiesel starten wie geplant und können zunächst die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen soweit erforderlich mit elektrischer Energie versorgen.

Das Erdbeben führt darüber hinaus zu umfangreichen Zerstörungen auf dem Anlagengelände und in der Umgebung der Anlage. Dadurch werden Straßen und Zufahrtswege beeinträchtigt, was die Hilfsmaßnahmen der folgenden Stunden und Tage erschwert.

In Block 1 wird nach der Abschaltung die Nachzerfallsleistung aus dem Reaktor über den Notkondensator an die Atmosphäre abgeführt. In den Blöcken 2 und 3 wird die Nachzerfallsleistung durch Verdampfung aus dem Reaktordruckbehälter in die Kondensationskammer abgeführt. Das verdampfte Wasser wird durch die Hochdruck-Nachspeisesysteme ersetzt. Damit ist zunächst in allen Blöcken ein stabiler Zustand erreicht. Die Nachkühlsysteme werden noch nicht bzw. nur für kurze Zeit gestartet, so dass keine Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer erfolgt.

Das Erdbeben löst auch einen Tsunami aus. Für den Standort war während der Errichtungsphase in den 1960er Jahren ein Schutz gegen Tsunamis einer Höhe von 3,1 m über dem Meeresspiegel gefordert worden. Diese Anforderung wurde erst nach einer Neubewertung der Tsunamigefährdung im Jahr 2002 auf eine Schutzhöhe von 5,4-5,7 m angehoben und nach weiteren Diskussionen im Jahr 2009 nochmals auf 5,4-6,1 m ange-

passt. Hinweise auf noch höhere realistische Tsunamis im Bereich von über 10 m wurden vom Betreiber als nicht ausreichend belastbar abgetan und von der zuständigen Aufsichtsbehörde wurden keine restriktiveren Anforderungen an die Anlage gestellt.

Der Tsunami erreicht in mehreren Wellen den Standort Fukushima Daiichi und überflutet ab etwa 15:37 Uhr das Standortgelände. Die einlaufenden Wellen sind dabei größer als der Messbereich der am Standort vorhandenen Einrichtungen zur Erfassung der Wellenhöhen. Die maximale Wellenhöhe wird nachträglich mit ca. 14 m abgeschätzt.

Die Nebenkühlwasserpumpen aller Blöcke zur Entnahme von Kühlwasser aus dem Meer befinden sich direkt im Küstenbereich noch unterhalb der Höhe des Anlagengeländes auf ca. 6 m über dem Meeresspiegel und werden durch den Tsunami überflutet und zerstört. Damit ist eine Wärmeabfuhr aus den Anlagen ans Meer nicht mehr länger möglich.

Das Anlagengelände selbst befindet sich auf einer Höhe von etwa 10 m. Der Tsunami überflutet weite Teile des Anlagengeländes, so dass auch noch auf der dem Meer abgewandten Seite der Reaktorgebäude das Wasser etwa 4 m hoch steht. Da eine Überflutung des Anlagengeländes niemals unterstellt worden war, sind auch die verschiedenen Gebäude wie das Maschinenhaus oder das Reaktorgebäude nicht gegen eindringendes Wasser geschützt. Daher laufen große Mengen Wasser in die Gebäude und überfluten die tiefliegenden Stockwerke. In diesen befinden sich Notstromdieselgeneratoren, Schaltanlagen für die Verteilung des Stroms und Batterieräume.

Alle Notstromdieselgeneratoren oder die zugehörigen Schaltanlagen der Blöcke 1-5 werden überflutet und zerstört. Damit kann kein Notstrom mehr bereitgestellt werden, aus dem Notstromfall wird ein sogenannter Station Blackout. Beim Station Blackout können elektrisch angetriebene Pumpen, insbesondere auch die Pumpen des Nachwärmeabfuhrsystems, nicht mehr länger betrieben werden. Nur in Block 6 bleibt ein einzelner, höher aufgestellter Notstromdieselgenerator erhalten. Eine Abfuhr von Wärme aus den Kondensationskammern und den Brennelementlagerbecken wäre nun auch bei intakten Nebenkühlwasserpumpen nicht mehr länger möglich.

Darüber hinaus fällt in den Blöcken 1, 2 und 4 auch unmittelbar die 125 V Gleichstromversorgung aus Batte-

rien überflutungsbedingt aus. Damit verschärfen sich die Randbedingungen gegenüber einem einfachen Station Blackout nochmals. So wird beispielsweise bei deutschen Anlagen unterstellt, dass auch bei einem Station Blackout eine Batterieversorgung für mindestens zwei Stunden zur Verfügung steht. Der Batteriestrom ist erforderlich, um Ventile und Armaturen zu verfahren, aber auch um elementare Informationen über den Zustand der Anlage wie Temperaturen, Drücke oder Füllstände im Inneren der Reaktoren erfassen zu können. Darüber hinaus sind die Beleuchtung der Gebäude und viele Kommunikationseinrichtungen der Anlage auf Batteriestrom angewiesen. Mit dem Verlust der Batterieversorgung wird die Betriebsmannschaft „blind“, sie verfügt nicht mehr über wesentliche Informationen zum Anlagenzustand.

Schließlich führt die Überflutung des Anlagengeländes auch zu sonstigen umfangreichen Zerstörungen. So werden Dieselvorrattanks zerstört, Feuerlöschfahrzeuge und gelagerte Materialien zum Strahlenschutz beeinträchtigt, Wege unpassierbar. Dies trägt zu massiven Schwierigkeiten bei den Arbeiten zur Stabilisierung der Anlagen in den nächsten Tagen bei. Diese Arbeiten werden weiter erschwert durch eine Vielzahl von Nachbeben, die die Anlage erschüttern und immer wieder Anlass sind, das Personal vor Ort zurückzuziehen. Weiterhin führt die Freisetzung von Radioaktivität in den folgenden Tagen zu einer Kontamination des Anlagengeländes mit teilweise extrem hohen Ortsdosisleistungen, was die Arbeiter auf dem Anlagengelände gefährdet.

(Fortsetzung des Beitrags in der Print-Ausgabe 11/2013)

Literatur

- Bundesamt für Strahlenschutz: Die Katastrophe im Kernkraftwerk Fukushima nach dem Seebeben vom 11. März 2011. Beschreibung und Bewertung von Ablauf und Ursachen. Fachbereich Sicherheit in der Kerntechnik. BfS-SK-18/12. urn:nbn:de:0221-201203027611. Salzgitter, März 2012
- Tokyo Electric Power Company, Inc.: Resource Gallery. <http://www.tepco.co.jp/en/news/gallery/nuclear-e.html>, Stand 15.03.2013
- U.S. NRC Technical Training Center: Boiling Water Reactor (BWR) Systems. Ohne Datum
- The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission (NAIIC): The official report of The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission. 2012
- Government of Japan: Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company. Final Report. July 23, 2012
- Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Fukushima Daiichi. 11. März 2011. Unfallablauf I Radiologische Folgen. GRS-S-53. 2. Auflage 2013
- Neles, J.M., Pistner, C. (Hrsg.): Kernenergie – Eine Technik für die Zukunft? Springer Vieweg, 2012

Autor

Dr. Christoph **Pistner**
Öko-Institut e.V.
Bereich Nukleartechnik und Anlagensicherheit –
Nuclear Engineering & Facility Safety Division
Rheinstraße 95, 64295 Darmstadt
www.oeko.de



DR. CHRISTOPH PISTNER
Öko-Institut e.V.

CHRISTOPH PISTNER

Fukushima – Unfallablauf und wesentliche Ursachen (Teil 3 von 3)

3.1 Block 1

Bis zur Überflutung durch den Tsunami wird die Wärme aus dem Reaktordruckbehälter über den Notkondensator an die Atmosphäre abgeführt. Doch der Verlust der Gleichstromversorgung aus den Batterien führt dazu, dass der Notkondensator automatisch abgeschaltet wird. Damit soll eigentlich sichergestellt werden, dass es zum Beispiel bei lokalen Bränden mit einer Beeinträchtigung der Gleichstromversorgung nicht zu einem Dauerbetrieb des Notkondensators kommt. Damit wäre eine unerwünschte schnelle Abkühlung des Reaktors mit entsprechenden Belastungen der Kernstrukturen verbunden. Dass der Verlust der Gleichstromversorgung durch einen vollständigen Verlust der elektrischen Energieversorgung der Anlage ausgelöst werden könnte, bei dem der Notkondensator das einzige verbleibende System zu Abfuhr der Nachzerfallsleistung wäre, war im Vorfeld nicht in Betracht gezogen worden.

Die Tatsache, dass der Notkondensator nicht mehr länger läuft ist der Betriebsmannschaft jedoch nicht klar. Sie geht zunächst weiterhin davon aus, dass die Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter aufrecht erhalten bleibt. Erst gegen 18:00 Uhr kann das Betriebspersonal Ersatzbatterien auf die Warte bringen und von dort eine Versorgung einzelner Instrumentierungen wiederherstellen. Dabei wird auch erkannt, dass der Notkondensator nicht mehr in Betrieb ist. Es werden Versuche unternommen, ihn wieder in Betrieb zu nehmen. Bei einer Sichtkontrolle, ob Dampf aus dem System an die Umgebung abgegeben wird, kommt das Betriebspersonal zum dem Schluss, dass der Notkondensator nicht ordnungsgemäß funktioniert und schaltet ihn erneut ab. Damit steht fest, dass keine Kernkühlung mehr vorhanden ist. In der Folge erklärt die Regierung um 19:03 Uhr den nuklearen Notstand.

Insgesamt findet also seit 15:37 Uhr keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter von Block 1 mehr statt. Nachträgliche Simulationsrechnungen haben ergeben, dass unter diesen Randbedingungen das im Reaktordruckbehälter befindliche Wasser schnell verdampft und über die Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer geleitet wird. Innerhalb weniger Stunden sinkt der Wasserstand im Reaktordruckbehälter soweit ab, dass die Brennelemente nicht mehr mit Wasser bedeckt sind und fällt dann weiter bis zur Unter-

kante der Brennelemente ab. Etwa gegen 20:30 Uhr setzt der Kernschmelzprozess ein. Dabei werden auch große Mengen Wasserstoffgas erzeugt, die über die Sicherheits- und Entlastungsventile in den Sicherheitsbehälter ausströmen. Da der Sicherheitsbehälter selbst im Betrieb mit Stickstoff inertisiert ist, hat die Bildung des Wasserstoffgases zunächst noch keine Konsequenzen.

Das Betriebspersonal stellt in der Zwischenzeit fest, dass die Strahlungswerte im Reaktorgebäude drastisch ansteigen. Damit ist es höchstens noch für kurze Zeiträume möglich, dass Gebäude zu betreten, um Kontrollen oder Schaltheandlungen durchzuführen. Gleichzeitig steigt der Druck im Sicherheitsbehälter stark an, was auf das Ausdampfen des Reaktordruckbehälters aufgrund der fehlenden Kernkühlung zurückzuführen ist. Daher bereitet das Betriebspersonal die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vor. Da diese auch eine Radioaktivitätsabgabe an die Umgebung bedeutet, wird von den Behörden um 21:33 Uhr zunächst die Evakuierung eines 3 km Umkreises um die Anlage ausgelöst. Gegen 5:00 Uhr am Morgen des 12.03.2011 beginnen die Strahlungswerte auch auf dem Anlagengelände außerhalb des Reaktorgebäudes anzusteigen. Um 5:44 Uhr wird der Evakuierungsradius um die Anlage auf 10 km ausgeweitet, ab 18:25 Uhr dann auf 20 km.

Parallel zur Vorbereitung einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters wird eine Wassereinspeisemöglichkeit in den Reaktordruckbehälter des Blocks 1 aufgebaut. Dazu wird ein Feuerlöschfahrzeug über Schlauchverbindungen mit dem Rohrleitungssystem des Reaktors verbunden. Gegen 5:46 Uhr, also etwa 14 Stunden nach der Abschaltung des Notkondensators, kann diese Einspeisung in Betrieb genommen werden. Doch die Wassermengen, die in den Reaktor eingespeist werden können, sind klein, solange der Druck im Reaktordruckbehälter und im Sicherheitsbehälter noch hoch ist.

Die Durchführung einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters wird dadurch verzögert, dass weder Batteriestrom noch Druckluft für das Öffnen von Ventilen zum Freischalten der Rohrleitungen verfügbar ist. Zwar könnten Ventile auch von Hand geöffnet werden, doch befinden sich einige im Inneren des Reaktorgebäudes. Dort sind die Strahlungswerte mittlerweile so hoch, dass das Betriebspersonal sich dort nicht mehr aufhalten

kann. Daher muss zunächst eine provisorische Versorgung der Ventile mit Batteriestrom und Druckluft von außen hergestellt werden. Erst um 14:30 Uhr, einen Tag nach dem Erdbeben, kann eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters durchgeführt werden.

Da im Sicherheitsbehälter über viele Stunden Drücke und Temperaturen deutlich oberhalb der ursprünglichen Auslegungswerte herrschen, gehen Betreiber und Aufsichtsbehörden mittlerweile davon aus, dass Dichtungen, in Block 1 vor allem diejenige zwischen dem Sicherheitsbehälterdeckel (siehe Abbildung 5) und dem Sicherheitsbehälter undicht werden. Auch Leckagen an den Druckentlastungsleitungen aus dem Sicherheitsbehälter könnten jedoch eine Ursache für die Wasserstofffreisetzung ins Reaktorgebäude sein. So kann Wasserstoffgas aus dem Sicherheitsbehälter austreten. Es strömt in das obere Stockwerk von Block 1. Um 15:36 Uhr zerstört eine Wasserstoffexplosion den oberen Bereich des Reaktorgebäudes von Block 1.

Diese Explosion führt zu erneuten beträchtlichen Schäden auf dem Reaktorgelände, insbesondere werden auch die Vorbereitungen an den verschiedenen Reaktorblöcken zur Einspeisung von Wasser in die Reaktordruckbehälter beeinträchtigt, da mobile Pumpen und bereits verlegte Schlauchleitungen zerstört werden.

Ab 19:04 Uhr am 12.03. wird mit der Einspeisung von Meerwasser in den Reaktordruckbehälter von Block 1 begonnen.

3.2 Block 3

In Block 3 ist – anders als in Block 1 – zunächst noch für einige Stunden eine Batterieversorgung wichtiger Instrumente vorhanden, da diese nicht vollständig vom Tsunami zerstört wurden. Das frischdampfgetriebene Hochdruck-Nachspeisesystem, das bereits nach dem Erdbeben gestartet wurde, bleibt auch weiterhin in Betrieb. Damit ist vorübergehend ein stabiler Zustand aufgebaut. Da jedoch die Nebenkühlwasserpumpen zerstört sind und auch kein Strom für den Betrieb des Nachkühlsystems verfügbar wäre, kann keine Wärme mehr an die Umgebung abgeführt werden. Damit heizt sich die Kondensationskammer immer weiter auf. Das Wasser in der Kondensationskammer fängt an zu sieden, der Druck im Sicherheitsbehälter steigt an. Es ist nicht klar, wie lange das Hochdruck-Nachspeisesystem unter diesen Bedingungen weiter funktionieren wird. Die Situation verschlechtert sich in den folgenden Stunden dadurch, dass die noch vorhandenen Batterien sich erschöpfen.

Es werden darum vom Betriebspersonal Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und gleichzeitig zur Einspeisung von Wasser von außen in den Reaktordruckbehälter vorbereitet. Diese Maßnahmen werden dadurch erschwert, dass von den auf dem Anlagengelände vorhandenen Feuerlöschfahrzeugen, die als mobile Einspeisepumpen verwendet werden könnten, einige durch den Tsunami zerstört wurden. Andere Fahrzeuge, die sich im Bereich der Blöcke 5 und 6 befinden, können nicht kurzfristig zu den Blöcken 1-3

gebracht werden, da die Zufahrtswege durch Erdbeben und Tsunami zerstört wurden. Erst in der Nacht vom 12. zum 13.03. gelingt es, die benötigten Fahrzeuge zu den Blöcken 1-3 zu bringen.

Am Morgen des 12.03. um 11:36 Uhr versagt das Hochdruck-Nachspeisesystem. Das Betriebspersonal kann jedoch kurz danach das funktionsgleiche Hochdruckeinspeisesystem erfolgreich in Betrieb nehmen. Damit ist weiterhin eine Einspeisung von Wasser in den Reaktordruckbehälter und damit eine Kühlung des Reaktorkerns möglich. Aber Druck und Temperatur im Sicherheitsbehälter steigen weiter an. Durch die Wasserstoffexplosion in Block 1 werden die Maßnahmen zur Versorgung des Block 3 beeinträchtigt. Ab 20:00 Uhr wird konkret die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Block 3 vorbereitet.

In den frühen Morgenstunden des 13.03. um 2:42 Uhr wird das Hochdruckeinspeisesystem in Block 3 von der Automatik abgeschaltet. Die Betriebsmannschaft versucht, es erneut in Betrieb zu nehmen, dies gelingt jedoch nicht. Damit ist die Einspeisung von Wasser in den Reaktordruckbehälter unterbrochen. Im Reaktordruckbehälter herrscht zu diesem Zeitpunkt noch ein hoher Druck. Bevor mit einer alternativen Einspeisung von außen begonnen werden kann, muss dieser Druck soweit abgesenkt werden, dass die mobilen Pumpen gegen den Druck in den Reaktor einspeisen können. Dazu müssen die Entlastungsventile am Reaktordruckbehälter geöffnet werden, wozu jedoch Batteriestrom notwendig ist. Erst nachdem das Betriebspersonal aus Fahrzeugen auf dem Anlagengelände Autobatterien beschafft und so eine provisorische Energieversorgung hergestellt hat, gelingt die Absenkung des Drucks im Reaktordruckbehälter. Gegen 9:00 Uhr wird zunächst aus dem Reaktordruckbehälter und daran anschließend auch aus dem Sicherheitsbehälter der Druck abgelassen. Um 9:25 Uhr, also ca. 6,5 Stunden nach Ausfall des Hochdruckeinspeisesystems wird eine Einspeisung von Frischwasser mittels Feuerlöschpumpen in den Reaktordruckbehälter von Block 3 gestartet.

Nachträgliche Simulationsrechnungen haben gezeigt, dass in dieser Zeit der Wasserstand im Reaktordruckbehälter massiv abfällt und die Brennelemente nicht mehr ausreichend gekühlt werden. Es kommt ab ca. 9:00 Uhr mindestens zu einer teilweisen Kernschmelze, bei der – wie schon in Block 1 – auch große Mengen von Wasserstoffgas entstehen.

Bereits wenige Stunden nach Beginn der Einspeisung mittels Feuerlöschpumpen sind jedoch die verfügbaren Frischwasservorräte erschöpft, die Einspeisung muss erneut unterbrochen werden. Nach etwa einer Stunde wird die Einspeisung dann mit Meerwasser wieder aufgenommen. Auch in den folgenden Stunden und Tagen kommt es immer wieder zu kurzzeitigen Unterbrechungen der Einspeisung, so müssen beispielsweise in den frühen Morgenstunden des 14.03. neue Schlauchleitungen verlegt werden, wodurch die Einspeisung wiederum für etwa zwei Stunden unterbrochen wird. Um 5:20 Uhr

an diesem Tag wird eine erneute Druckentlastung des Sicherheitsbehälters durchgeführt.

Aufgrund der hohen Drücke und Temperaturen im Sicherheitsbehälter werden jedoch auch hier, ähnlich wie in Block 1, die Abdichtungen von Durchdringungen des Sicherheitsbehälters undicht. Durch derartige Undichtigkeiten gelangt das bei der Kernschmelze gebildete Wasserstoffgas in das Reaktorgebäude des Blocks 3. Es tritt in Block 3 dabei vor allem in den unteren Stockwerken des Gebäudes aus und sammelt sich dort an.

Um 11:01 Uhr am 14.03. kommt es zu einer schweren Wasserstoffexplosion in Block 3, die das Reaktorgebäude massiv zerstört. Radioaktive Trümmer werden auf dem Anlagengelände verteilt und führen dazu, dass sich die Arbeitsbedingungen nochmals massiv verschlechtern.

3.3 Block 2

In Block 2 ist wie in Block 1 mit dem Eintreffen des Tsunamis die gesamte Stromversorgung inklusive der Batterieversorgung ausgefallen. Das frischdampfgetriebene Hochdruck-Nachspeisesystem bleibt dabei jedoch genau wie in Block 3 zunächst in Betrieb. Trotz des Ausfalls der Batterieversorgung kann das System noch vor Ort von der Mannschaft gesteuert werden.

Das Betriebspersonal bereitet wie in den anderen Blöcken auch Maßnahmen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und gleichzeitig zur Einspeisung von Wasser von außen in den Reaktordruckbehälter vor. Diese Vorbereitungen werden ähnlich wie in den Blöcken 1 und 3 durch vielfältige Probleme behindert. Unter anderem werden durch die Wasserstoffexplosionen in den Blöcken 1 und 3 bereits vorbereitete Einspeisemöglichkeiten von Wasser in den Reaktordruckbehälter oder von Hand verlegte Stromkabel zur Versorgung notwendiger Einrichtungen wieder zerstört, so dass die Arbeiten häufig neu begonnen werden müssen.

Das Hochdruck-Nachspeisesystem in Block 2 bleibt bis zum 14.03. in Betrieb. Dann stellt das Betriebspersonal ein Abfallen des Füllstandes im Reaktordruckbehälter fest. Um 13:25 Uhr dieses Tages wird der Ausfall des Hochdruck-Nachspeisesystems bestätigt. Damit steht keine Einspeisung von Wasser in den Reaktordruckbehälter zur Verfügung. Es dauert etwa 7 Stunden, bevor eine vorbereitete alternative Einspeisung von außen tatsächlich in Betrieb genommen werden kann. Nachträgliche Simulationsrechnungen haben gezeigt, dass in dieser Zeit eine Freilegung des Reaktorkerns und ab 20:00 Uhr zumindest eine teilweise Kernschmelze erfolgt, bevor die Kühlung erneut aufgenommen werden kann.

In der Nacht zum 15.03. versucht das Betriebspersonal eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Block 2, der Erfolg dieser Maßnahmen bleibt jedoch unklar. Am Morgen des 15.03. etwa zeitgleich mit der Explosion im Block 4 (siehe unten) werden „ungewöhnliche Geräusche“ aus der Kondensationskammer von Block 2 gemeldet. Dies wird zunächst als eine Wasserstoffexplosion interpretiert, spätere Studien des Betreibers bestreiten jedoch eine Explosion in Block 2. In je-

dem Fall kommt es zu einem dauerhaften Absinken des Drucks des Sicherheitsbehälters, was auf einen Verlust der Integrität des Sicherheitsbehälters zurückzuführen ist. Der genaue Grund hierfür ist bis heute nicht eindeutig geklärt, eine Beschädigung im Bereich der Kondensationskammer wird vermutet.

3.4 Block 4

In Block 4 befinden sich alle Brennelemente im Brennelementlagerbecken. Die Kühlsysteme dieses Becken funktionieren nach dem Eintreffen des Tsunamis nicht mehr, da sowohl die Stromversorgung sowie die Nebenkühlwassersysteme zerstört sind. Aufgrund des großen Wasserinventars des Brennelementlagerbeckens dauert eine Aufheizung und Verdampfung dieses Wassers mehrere Tage. Daher konzentrieren sich die Bemühungen des Betriebspersonals zunächst auf die Wiederherstellung der Kühlung der Reaktoren in den Blöcken 1–3. Ab dem 13.03. beginnen jedoch auch Planungen zur Wiederaufnahme der Kühlung der Lagerbecken. Am 14.03. wird bei einer Messung eine Temperatur des Wassers im Lagerbecken von 84 °C gemessen. Nach Aufheizen des Wassers im Lagerbecken verdampft das Wasser und es droht eine Freilegung der Brennelemente. Auch bei den Brennelementen im Lagerbecken kann es dann zu den oben beschriebenen Prozessen der Wasserstoffproduktion und schließlich einer Zerstörung der Brennelemente kommen.

Bevor jedoch Maßnahmen zur Kühlung des Brennelementbeckens umgesetzt werden können, zerstört am 15.03. gegen 6:00 Uhr eine Explosion das Reaktorgebäude von Block 4. Spätere Analysen des Betreibers weisen als realistischste Ursache dieser Explosion einen Übertrag von Wasserstoff aus Block 3 in das Reaktorgebäude von Block 4 aus. Dieser Übertrag ist dadurch möglich, dass die Leitungen zur Druckentlastung der Sicherheitsbehälter sowohl von Block 3 wie von Block 4 zu einem gemeinsamen Abluftkamin führen und vor dem Eintritt in den Kamin in eine gemeinsame Leitung einbinden. Daher geht der Betreiber davon aus, dass im Zuge der Druckentlastungen von Block 3 Wasserstoff, statt über den Abluftkamin in die Umgebung freigesetzt zu werden, durch die Druckentlastungsleitung weiter in das Reaktorgebäude von Block 4 geströmt ist.

Aufgrund der umfangreichen Zerstörungen des Reaktorgebäudes von Block 4 ist eine Wiederaufnahme der Brennelementbeckenkühlung mit den ursprünglich vorhandenen Systemen praktisch unmöglich. Daher werden alternativ Wege zur Wassereinspeisung in das Brennelementlagerbecken gesucht, um den Wasserverlust durch Verdampfung auszugleichen.

Da das Brennelementlagerbecken nach der Zerstörung des Daches des Reaktorgebäudes praktisch unter freiem Himmel liegt, wird zunächst versucht, mit Hubschraubern Wasser über dem Reaktorgebäude abzuwerfen, um so das Lagerbecken wieder aufzufüllen. Aufgrund der hohen radioaktiven Strahlung über den Lagerbecken müssen die Hubschrauber jedoch einen so großen Abstand einhalten, dass auf diesem Wege nur

ungenügende Mengen Wasser in das Lagerbecken gelangen. Es wird auch versucht, durch Wasserwerfer von Polizei und Selbstverteidigungsstreitkräften vom Boden aus Wasser in das in ca. 40 m Höhe befindliche Lagerbecken zu spritzen. Doch auch diese Methoden sind wenig wirksam. Nach mehreren Tagen kann schließlich eine Autobetonpumpe zum Standort gebracht werden. Diese verfügt über einen ausreichend hohen Kranausleger, um Wasser gezielt in das Lagerbecken fördern zu können. Damit kann schließlich der Füllstand der Lagerbecken sowohl in Block 4 wie auch später in den Blöcken 1–3 wieder angehoben werden.

3.5 Blöcke 5 und 6

Da die Blöcke 5 und 6 bereits vor dem Erdbeben seit einiger Zeit abgeschaltet waren, fällt in ihnen eine geringere Nachzerfallsleistung an. Damit sind auch die Zeiten bis zu einer Aufheizung der Wasservorräte in der Kondensationskammer deutlich größer als in den Blöcken 1–3. Weiterhin bleibt in Block 6 einer der Notstromdiesel für die elektrische Energieversorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erhalten. In den folgenden Tagen kann auch eine Querverbindung von diesem Diesel zu den Systemen in Block 5 hergestellt werden. Daher ist es möglich, Pumpen des Nachkühlsystems in Betrieb zu nehmen. Zwar sind auch bei den Blöcken 5 und 6 die Nebenkühlwasserpumpen zerstört. Es gelingt hier jedoch, rechtzeitig mobile Pumpen zum Anlagengelände zu bringen und mit diesen eine provisorische Versorgung der Wärmetauscher des Nachkühlsystems herzustellen. Damit ist eine Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer ins Meer möglich. Die Situation in den Blöcken 5 und 6 kann damit in einen stabilen Zustand überführt werden, ohne dass es zu Schäden an den Reaktorkernen kommt.

3.6 Weitere Maßnahmen zur Stabilisierung der Anlagen

In den folgenden Tagen und Wochen wird die Situation auf dem Anlagengelände schrittweise stabilisiert. Es wird eine dauerhafte Einspeisung in die Reaktoren mittels mobiler, elektromotorisch betriebener Pumpen und zugehöriger mobiler Notstromdiesel aufgebaut. Auch die Einspeisung in die Brennelementlagerbecken wird stabilisiert und schließlich können wieder provisorische geschlossene Kühlkreisläufe zur Wärmeabfuhr aus den Lagerbecken aufgebaut werden.

Im Weiteren wird eine externe Stromversorgung zum Anlagengelände und schließlich auch zu den Kühlsystemen hergestellt, so dass die Einrichtungen auch dauerhaft von außen versorgt werden können. Zum Schutz vor weiteren Wasserstoffexplosionen werden die Sicherheitsbehälter wieder mit Stickstoff bespeist, um so die Atmosphäre im Inneren der Behälter zu inertisieren.

Aufgrund der extrem großen Wassermengen, die zur Kühlung in die Reaktoren eingespeist werden, sammeln sich in den Gebäuden große Mengen hochkontaminierter Wassers an. Hiervon gelangen auch große Mengen in den Pazifik, bevor es gelingt, zunächst Lagereinrichtungen und später Dekontaminationssysteme aufzubauen.

Dann werden, soweit dies möglich ist, umfangreiche bauliche Maßnahmen durchgeführt, um insbesondere das vom Einsturz bedrohte Reaktorgebäude von Block 4 abzustützen. Dazu werden zunächst Stahlverstreben eingezo-gen und später auch Betonwände errichtet.

Die gegenwärtigen Planungen zur Beseitigung der Unfallfolgen auf dem Anlagengelände sehen vor, innerhalb der nächsten ca. 10 Jahre zunächst die Brennelemente aus den Brennelementlagerbecken zu bergen. Für die Arbeiten zur Bergung der zerstörten Reaktorkerne aus den Blöcken 1–3 werden gegenwärtig ca. 40 Jahre veranschlagt.

4 Unfallursachen und Lehren

Unmittelbarer Auslöser für den Unfall in Fukushima Daiichi war das Erdbeben vor der Ostküste Japans. Dessen Stärke am Standort war größer als die der Auslegung der Anlage zugrunde gelegte Erdbebenstärke. Durch das Erdbeben wurde zumindest ein vollständiger Verlust der externen Stromversorgung in allen sechs Blöcken am Standort Fukushima Daiichi ausgelöst. Welche Schäden darüber hinaus durch das Erdbeben in der Anlage verursacht wurden, ist bis heute nicht eindeutig geklärt. Daher kann auch nicht abschließend beantwortet werden, ob das Erdbeben alleine hätte beherrscht werden können. In jedem Fall müssen aber die in die Auslegung der Anlagen gegen Erdbeben eingehenden Annahmen kritisch überprüft werden.

Zentral für den gesamten Unfallablauf waren die durch den Tsunami auf der Anlage verursachten Schäden. Der unzureichende Schutz der Anlage gegen Tsunami wird mittlerweile wesentlich auf ein Versagen der Aufsichtsbehörden im Zusammenspiel mit einem mangelhaften Sicherheitsbewusstsein beim Betreiber zurückgeführt. Aufgrund einer engen Verknüpfung zwischen Politik, Aufsichtsbehörden und Betreiber haben die Behörden keine unabhängige und wirksame Aufsicht über die Sicherheit der Kernkraftwerke geleistet. Vielmehr konnte der Betreiber sein Interesse durchsetzen, hohen Kosten für Nachrüstungen und eine öffentliche Diskussion um die Sicherheit seiner Anlagen zu vermeiden. So wurden neuere Erkenntnisse zur Standortgefährdung sowie internationale Empfehlungen zu notwendigen Sicherheitsverbesserungen nicht in verbindlichen Anforderungen an die Anlage umgesetzt.

Weiterhin wurden auch wichtige Prinzipien der Reaktorsicherheit in der Anlage nicht konsequent umgesetzt. So war zum Beispiel die Wärmeabgabe aus den Kondensationskammern an die Umgebung von einer einzigen Wärmesenke, dem jeweiligen Nebenkühlwassersystem, abhängig. Es gab keine hierzu diversitäre Wärmeabfuhrmöglichkeit aus den Kondensationskammern. So konnte diese wesentliche Sicherheitsfunktion durch die Zerstörung dieses Systems vollständig ausfallen. Während eine solche diversitäre Wärmesenke in einzelnen Anlagen weltweit und auch in Deutschland bereits vor dem Ereignis

nis in Fukushima Daiichi vorhanden war, ist dies für viele Anlagen weltweit nach wie vor nicht der Fall.

International leiteten die Aufsichtsbehörden umfangreiche Überprüfungsprozesse ein, um mögliche Auslegungsdefizite auch in ihren Ländern zu identifizieren. Auch wenn diese Maßnahmen wichtige Schritte zur Erhöhung der Sicherheit der Kernkraftwerke weltweit darstellen können, bleibt jedoch letztlich offen, ob durch sie gegebenenfalls vorhandene blinde Flecken in anderen Kernkraftwerken festgestellt werden können. So ist es durchaus fraglich, ob die bestehenden Sicherheitsdefizite der Anlage Fukushima Daiichi bei vergleichbaren Überprüfungen, die durch ein anderes Ereignis in einer anderen Anlage auf der Welt aufgelöst worden wären, von den japanischen Behörden tatsächlich erkannt, benannt und behoben worden wären.

Auch können, wie das Ereignis gezeigt hat, Situationen, die zuvor als unmöglich ausgeschlossen wurden, durchaus eintreten. So kam es in den Anlagen nicht nur zu einem Station Blackout, also einem Notstromfall mit gleichzeitigem Ausfall der vorhandenen Notstromdiesel. Vielmehr fiel durch den Tsunami auch die mit Batterien gesicherte Gleichstromversorgung aus. Während in der Vergangenheit weltweit Maßnahmen zum Umgang mit einem Station Blackout in Kernkraftwerken vorhanden waren oder zumindest bereits diskutiert wurden, wurde ein kurzfristiger Ausfall der gesamten elektrischen Energieversorgung inklusive der Batterien nicht unterstellt.

Bei einem Ausfall der Brennelementbeckenkühlung stehen zwar lange Zeiträume zur Verfügung, bevor es zu einer Freilegung und damit Beschädigung von Brennelementen kommen kann. Daher wurde in der Vergangenheit auch weltweit davon ausgegangen, dass eine ausreichende Zeit für die Durchführung von Maßnahmen durch das Betriebspersonal zur Verfügung steht. Das Ereignis hat jedoch gezeigt, dass durchaus Ereignisabläufe möglich sind, bei denen auch innerhalb eines Zeitraumes von Tagen keine gesicherte Einspeisung von Wasser in die Brennelementlagerbecken hergestellt werden kann. So werden nun in vielen Anlagen weltweit die Nachrüstung von Einspeisemöglichkeiten in das Brennelementlagerbecken sowie zusätzliche Instrumentierungen zur Überwachung des Zustands des Lagerbeckens geprüft.

Wichtige Einrichtungen wie das Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters und Pumpen zur alternativen Einspeisung in die Reaktoren, die in den Fällen greifen sollen, wenn alle anderen Systeme ausgefallen sind, waren in Fukushima Daiichi nicht besser geschützt als die Sicherheitssysteme. Auch waren sie zum Teil von denselben Versorgungseinrichtungen (Batterien, Druckluft) abhängig. Dadurch war ihre Verfügbarkeit gerade in dem Fall, in dem sie tatsächlich benötigt wurden, nicht sichergestellt.

Darüber hinaus war das System zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, das gerade auch bei solchen Ereignissen zum Einsatz kommen soll, bei denen Schäden am Reaktorkern und damit hohe Radioaktivitätswerte im Sicherheitsbehälter nicht auszuschließen sind,

für eine derartige Situation nicht robust ausgelegt. Auch war ein manueller Betrieb des Systems durch die Anordnung von Ventilen im Inneren des Reaktorgebäudes an Stellen mit hoher Strahlendosis nicht möglich. Diese Situation gilt auch für viele andere Reaktoren weltweit. Auch verfügte das System nicht über hochwirksame Filtereinrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Während in vielen europäischen Ländern solche gefilterten Druckentlastungssysteme in den vergangenen Jahrzehnten bereits auf freiwilliger Basis von den Betreibern nachgerüstet wurden, waren sie in Japan bis zu dem Ereignis in Fukushima Daiichi nicht vorgeschrieben und werden beispielsweise in den USA bis heute nicht verpflichtend gefordert.

Ein wichtiger beitragender Faktor für die Eskalation des Unfalls waren die umfangreichen Zerstörungen auf dem Anlagengelände selbst sowie in der Umgebung der Anlage. Die Lagerung von Ausrüstung und Betriebsstoffen, aber beispielsweise auch Zufahrtswege waren nicht gegen die durch Erdbeben, Tsunami und die Wasserstoffexplosionen in den einzelnen Anlagen verursachten Zerstörungen geschützt. Die Auswirkungen solcher Zerstörungen auf die Durchführung notwendiger Arbeiten auf dem Anlagengelände waren im Vorfeld jedoch nicht in Betracht gezogen worden.

Auch wenn der Unfall in der Anlage Fukushima Daiichi umfangreiche Sicherheitsuntersuchungen und Nachrüstungen ausgelöst hat, so ist doch klar, dass das Risiko schwerer Unfälle in allen Kernkraftwerken weltweit weiterhin besteht. Katastrophen, durch die massiv Radioaktivität in die Umwelt freigesetzt wird, können nie vollständig ausgeschlossen werden. Angesichts dessen stellte Naoto Kan, zum Zeitpunkt des Erdbebens japanischer Premierminister, in der Zeitschrift *Foreign Affairs* am 08.03.2012 fest:

“I have thought very hard about the types of safety measures necessary to prevent any such disaster from happening again. However, when one weighs these measures against the tremendous risks, it is clear that no amount of precautions will make a country completely safe from nuclear energy. I have reached the conclusion, therefore, that the only option is to promote a society free of nuclear power.”

Literatur

- Government of Japan: Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety – The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations – Nuclear Emergency Response Headquarters, June 2011
- Government of Japan: Additional Report of the Japanese Government to the IAEA – The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations – (Second Report). Nuclear Emergency Response Headquarters, September 2011
- Government of Japan: Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company. Final Report. July 23, 2012

Autor

Dr. Christoph Pistner
 Öko-Institut e.V.
 Bereich Nukleartechnik und Anlagensicherheit –
 Nuclear Engineering & Facility Safety Division
 Rheinstraße 95, 64295 Darmstadt
 www.oeko.de