

Unterschiede im gestaffelten Sicherheitskonzept: Vergleich Fukushima Daiichi mit deutschen Anlagen

Ludger Mohrbach, Essen

Sonderdruck aus
Jahrgang 56 (2011), Heft 4/5 | April/Mai

Internationale
Zeitschrift für
Kernenergie

Der am 11. März 2011 vom verheerenden Tsunami ausgelöste Unfall im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi hat weltweit Fragen nach der Sicherheit von Kernkraftwerken aufgeworfen. Die betroffenen Reaktoren gehören zur ältesten Generation der in Japan gebauten Kernkraftwerke. Vor diesem Hintergrund werden die für den Störfallablauf wesentlichen Grundlagen und Handlungen für die betroffenen Reaktoren beschrieben und bewertet. Nachfolgend wird auf die sicherheitstechnischen Reserven deutscher Anlagen im Vergleich zu Fukushima eingegangen. Es werden die Unterschiede in der Auslegung gegen Erdbeben und Tsunami/Überflutung dargestellt und die wichtigsten Vorkehrungen zur Beherrschung eines derartigen Störfalls wie Notstromdiesel, Notfallmaßnahmen, Druckentlastung und Wasserstoff-Rekombinatoren diskutiert. Die Analyse des Sicherheitskonzeptes wird nicht nur auf das Fukushima-Szenario beschränkt, beispielhaft wird aber insbesondere auf die Erdbebenauslegung eingegangen. Die Untersuchung zeigt, dass bei einem Ereignis wie in Fukushima in **deutschen** Anlagen schon auf der Auslegungsebene Vorkehrungen zur Verhinderung der Entwicklung eines schweren Störfalls wirksam werden. Zusätzlich sind größere Reserven im auslegungsüberschreitenden Bereich zur Beherrschung eines schweren Störfalls vorhanden. Eine Entwicklung wie in Fukushima ist damit für deutsche Anlagen praktisch auszuschließen. Abschließend wird diskutiert, welche Erkenntnisse zur weiteren Erhöhung des Sicherheitsniveaus **in deutschen** Kernkraftwerken aus den Ereignissen in Fukushima gezogen werden können.

Unterschiede im gestaffelten Sicherheitskonzept: Vergleich Fukushima Daiichi mit deutschen Anlagen

Ludger Mohrbach, Essen

1 Einleitung

Der Unfall im Kernkraftwerk *Fukushima Daiichi* (nachfolgend verkürzt als *Fukushima* bezeichnet), ausgelöst vom verheerenden Tsunami am 11. März 2011 an der Nordostküste Japans, hat weltweit Fragen nach der Sicherheit von Kernkraftwerken aufgeworfen. Die betroffenen Reaktoren gehören zur ältesten Generation der in Japan gebauten Kernkraftwerke, sind aber als Siedewasserreaktoren amerikanischer Bauart prinzipiell vergleichbar mit anderen Reaktoren in westlichen Industrieländern.

Insofern ist es sinnvoll und geboten, den Unfallhergang in *Fukushima* zu untersuchen und im Hinblick auf mögliche Lessons Learned zu analysieren, welche auch für **deutsche** Anlagen relevant sein könnten. Dabei wäre es fehlerhaft, den Blickwinkel auf die Notfallmaßnahmen zu verengen. Wichtiger noch sind vorgelagerte Maßnahmen in Design und Betrieb, die bei einem solchen Szenario Notfallmaßnahmen gar nicht erst nötig werden lassen, nach dem Motto: „Es ist besser, Schäden zu vermeiden als eingetretene Schäden zu beherrschen“. Um es vereinfacht auszudrücken: Ein Auto kann nicht nur deshalb als sicher eingestuft werden, weil es einen großen Feuerlöscher an Bord hat. Aktive Systeme zur Vermeidung von Unfällen (ABS, ESP etc.) sowie passive Systeme zur Minderung von Unfallfolgen (Sicherheitszelle, Sicherheitsgurt etc.) haben einen größeren Einfluss auf die Verkehrssicherheit als ein Feuerlöscher als Notfallmaßnahme.

Im Folgenden wird daher unter Betrachtung des gesamten Sicherheitskonzeptes untersucht, wie die Sicherheit in deutschen Anlagen vor dem Hintergrund des *Fukushima*-Ereignisses einzuschätzen ist. Diese Untersuchung basiert auf den der-

zeit zur Verfügung stehenden Informationen zum Ereignis selbst und den in *Fukushima* gebauten Reaktortypen.

2 Ablauf des Unfalls in Fukushima

Am Standort *Fukushima Daiichi* befinden sich 6 Siedewasserreaktor(SWR)-Blöcke. Das Design entspricht dem *General Electric* Typ BWR 3 (Block 1), BWR 4 (Block 2 bis 5) und BWR 5 (Block 6). Zum Zeitpunkt des Ereignisses befanden sich die Blöcke 1 bis 3 im Leistungsbetrieb, 4 bis 6 waren zu Revisionen abgeschaltet. Die vom Unfall schwer betroffenen Blöcke sind die Blöcke 1 bis 4 (siehe *Abbildung 1*).

Die Reaktoren 1 bis 5 verwenden den Containmenttyp MARK I (siehe *Abbildung 2*). Die als Containment (Dry- und Wetwell) dargestellten Strukturen werden oft auch als „Primäres Containment“ bezeichnet. Das umgebende Reaktorgebäude mit dem darin oben angeordneten Beckenflur stellt das sogenannte „Sekundäre Containment“ dar.

Im Falle eines Netzausfalls sind für die Stromversorgung 2 Notstromgeneratoren pro Block für die Versorgung von Sicherheitssystemen vorgesehen. Fallen diese aus, kann mithilfe einer turbinengetriebenen Kühlwasserpumpe, die mit Dampf aus dem Reaktorkühlsystem angetrieben wird, Wasser aus der Kondensationskammer zur Kernnotkühlung in den Reaktor Druckbehälter (RDB) gefördert werden. Der zum Antrieb der Turbine verwendete Dampf sowie der ggf. darüber hinaus im RDB entstehende Dampf werden in die Kondensationskammer abgeblasen, wodurch sich diese aufheizt. Diese Art der Kernnotkühlung funktioniert nur so lange, wie Batteriestrom zum Ansteuern von Ventilen vorhanden ist und die Temperatur in der Kondensationskammer noch nicht den Sättigungswert erreicht hat.

Sobald die Kühlung des RDB mittels Dampfturbine nicht mehr möglich ist, muss durch Notfallmaßnahmen ein neuer

Anschrift des Verfassers:
Dr.-Ing. Ludger Mohrbach
VGB PowerTech e.V.
Klinkestr. 27-31
45136 Essen

Dieser Beitrag basiert hinsichtlich der Ereignisse in Japan auf den Erkenntnissen bei Redaktionsschluss, Anfang Mai 2011.



Abb. 1: Kernkraftwerk Fukushima Daiichi vor dem Tsunami [1]

Kühlkreislauf erstellt werden. Die Kühlung des RDB erfolgt dann über Einspeisung von Wasser ggf. mithilfe mobiler Pumpen von außen.

Als letztes Mittel zur Wärmeabfuhr stehen verschiedene Möglichkeiten des Ventings zur Verfügung, also der Druckentlastung aus der Kondensationskammer oder der Druckkammer des Sicherheitsbehälters nach außen. Diese Art der Wärmeabfuhr kann im Prinzip dauerhaft mittels Wassereinspeisung und Venting gewährleistet werden.

Informationen zum Ereignisablauf gibt es aus verschiedenen Quellen (z.B. IAEA, GRS, VGB, JAIF), welche ihre Informationen zum großen Teil aus Quellen in Japan selbst beziehen, im Wesentlichen von der japanischen Regierung sowie vom Betreiber Tepco. Aufgrund der geringen Zeitspan-

ne seit dem Unfall sowie des immer noch stark beschädigten Zustands der Anlage gibt es noch keine abschließenden Untersuchungen. Einige Fragen bleiben daher zumindest teilweise offen. Die für den Störfallablauf wesentlichen Grundlagen und Handlungen gelten für alle betroffenen Reaktoren. Der angegebene Zeitablauf gilt beispielhaft für Reaktor Fukushima 1, Block 1, bei dem als erstem die Notkühlmaßnahmen versagten.

Zeitpunkt: Beginn des Unfalls T0 (11. März 2011 14:46 Uhr Japan Standard Time):

Ereignisse: Seebeben der Magnitude $M_w = 9,0$, Epizentrum ca. 160 km nordöstlich von Fukushima im Pazifik.

In der Anlage wird Reaktorschne-
llabschaltung ausgelöst, Contain-

mentdurchführungen werden geschlossen.

Großräumiger Netzausfall, Dieselgeneratoren starten.

Bewertung: Trotz teilweise auslegung-
überschreitender Beschleunigungswerte sowie einer besonders langen Starkbebendauer reagiert die Anlage bestimmungsgemäß. Mit den Dieseln wird über das Nebenkühlwasser eine gesicherte Kernkühlung aufrechterhalten.

Zeitpunkt: T0 + ca. 1 h

Ereignisse: Tsunami trifft die Küste, die Höhe in Fukushima wird auf 14 m geschätzt.

Kühlwasserpumpen fallen aus (überflutet).

Dieselgeneratoren fallen aus (wegen Kurzschluss, Verlust der Tanks oder Ausfall der Kühlung).

Wärmeabfuhr aus dem Reaktor in die Kondensationskammer und Ergänzung des Wasserinventars im RDB über die dampfgetriebene Turbopumpe aus der Kondensationskammer (RCIC) oder Nutzung des Isolation Condensers (IC – Block 1).

Großräumige Zerstörung der Infrastruktur.

Bewertung: Der auslegungsbestimmende Tsunami wurde für Fukushima mit 5,7 m angenommen, die Anlage hatte aufgrund ihrer Lage noch Reserven bis ca. 10 m (Geländehöhe über Meeresspiegel für Block 1 bis 4, siehe [2], Nebenkühlwasserpumpen liegen aber niedriger), der Tsunami übertraf die Auslegungsannahmen deutlich.

1. Schwachstelle: Tsunamiauflage nicht abdeckend.
2. Schwachstelle: Diesel nicht gegen auslegungsüberschreitendes Hochwasser geschützt.

Zeitpunkt: T0 + ca. 2 h

Ereignisse: Ausfall der Kühlung über den Isolation Condenser (nicht spezifizierte Fehlfunktion), bei Block 2 und 3 Ausfall der dampfgetriebenen Turbopumpe sehr viel später nach Ende der Kapazitäten von Batterie oder Kondensationskammer.

Es findet jetzt keine gezielte Wärmeabfuhr aus dem RDB und keine Notbespeisung mehr statt. Der Druck im RDB steigt dementsprechend an. Nach Erreichen des Öffnungsdrucks der Sicherheitsventile im Reaktorkühlsystem Abblasen von Dampf in die Kondensationskammer. Ohne Inventarergänzung führt das zu sinkendem Wasserstand im RDB und entsprechender Kernaufheizung. Im Laufe der Kernaufheizung beginnt Zirkon-Wasser

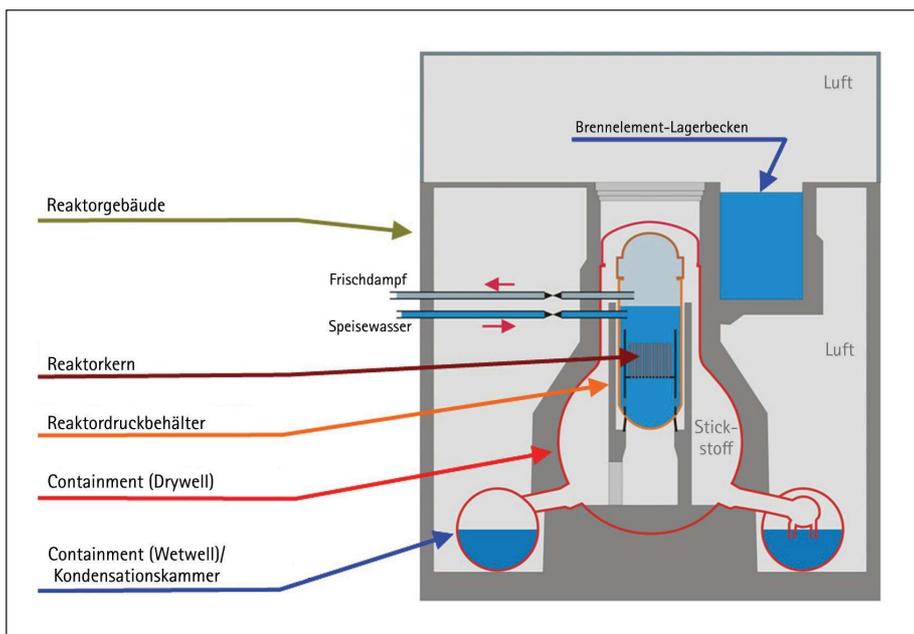


Abb. 2: Schema der Reaktoren Fukushima 1 bis 5

Reaktion mit Freisetzung von Wasserstoff.

Erläuterung: Eine Bespeisung des RDB mit Hilfe von mobilen Pumpen von außen kann nur erfolgen, wenn der Druck im Kühlkreislauf niedrig genug ist. Dazu muss aber auch der Druck im Containment abgebaut werden.

3. Schwachstelle: *Druckentlastung und Wassereinspeisung von außen erfolgen zu spät, um Kernaufheizung zu verhindern.*

Zeitpunkt: T0 + ca. 10 h

Ereignisse: Starker Druckanstieg im Containment.

Bewertung: Der über die Sicherheitsventile aus dem RDB in die Kondensationskammern abgegebene Dampf führt zur Erwärmung der Wasservorlage auf Sättigungstemperatur. Weitere Dampfabgabe und der eingetragene Wasserstoff erhöhen schnell den Druck. Weiterhin kann der Inventarverlust im RDB nicht ausgeglichen werden. Die Druckentlastung des Containments und des RDB sowie eine Notbespeisung mithilfe mobiler Pumpen von außen erfolgten zu spät, um größere Kernschäden zu verhindern. Die Brennstäbe schmelzen teilweise. Damit haben die 1. (Brennstab-Hüllrohre) und 2. Barriere (Kühlkreislauf) mindestens zum Teil versagt. Nur das Containment verhindert jetzt die Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.

3. Schwachstelle: *Druckentlastung und Wassereinspeisung von außen erfolgen zu spät, um teilweise Kernschmelze zu verhindern.*

Zeitpunkt: T0 + ca. 24 h

Ereignisse: Druckentlastung des Containments.

Bewertung: Nachdem der Druck im Containment deutlich über den Auslegungswert gestiegen war, wurde ein Venting durchgeführt. Dabei wurden offensichtlich relevante Mengen an Wasserstoff, welcher sich bei der Kernaufheizung gebildet hatte, in das Reaktorgebäude (Beckenflur) abgegeben. Mögliche Ursachen können beim Venting(system) selbst oder auch in Undichtheiten des Containments bei diesen Drücken begründet sein.

4. Schwachstelle: *Venting inadäquat.*

Zeitpunkt T0 + ca. 24,5 h Ereignisse: Wasserstoffexplosion.

Bewertung: Die in *Fukushima I* (und später auch 2 und 3) beobachteten Wasserstoffexplosionen haben die Reaktorgebäude mehr oder weniger stark

beschädigt. Möglicherweise wurde teilweise auch das Containment beschädigt. Die Zugänglichkeit des Reaktorgebäudes als auch insbesondere der Brennelemente(BE)-Becken wurde deutlich erschwert. Das verursacht bis heute Probleme sowohl bezüglich der radioaktiven Freisetzung als auch der Beckenkühlung.

5. Schwachstelle: *Wasserstoffansammlung im Reaktorgebäude zugelassen.*

Im weiteren Verlauf der Ereignisse wurde bei den Reaktoren zunächst provisorisch die Kernkühlung durch Einspeisung von Meerwasser wiederhergestellt. Sobald verfügbar, wurde wieder Frischwasser eingespeist, um eine dauerhafte Salzansammlung im RDB zu vermeiden. Die Betriebsmannschaften bemühen sich, die Kreislaufkühlungen wieder in Betrieb zu nehmen, um die kontinuierliche Freisetzung von Radioaktivität einzudämmen. Wegen der eingetretenen Zerstörungen und der in den Reaktorgebäuden herrschenden Dosisleistung ist bis zu einem endgültig gesicherten Zustand noch mit Monaten zu rechnen.

3 Sicherheitstechnische Reserven deutscher Anlagen im Vergleich zu Fukushima

3.1 Auslegung gegen Erdbeben und Tsunami/Hochwasser

Die von der *JSCE (Japan Society of Civil Engineers)* festgelegte „Tsunami Assessment Method for Nuclear Power Plants in Japan“ von 2002 [3] liefert Rahmenbedingungen zur Bewertung der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Tsunamis. Mit dieser Methode wurde auch die Anlage *Fukushima Daiichi* überprüft; die Auslegung der Anlage wurde dabei als ausreichend bewertet [4].

Sicherheitsreserve in der charakteristischen Standortgefährdung

Der entscheidende Schwachpunkt der Methode ist die Art und Weise, wie die Magnitude des Tsunami-auslösenden Erdbebens festgelegt wird. Für die entlang konvergierender Plattengrenzen (Subduktionszone) auftretenden Erdbeben – in diese Kategorie fällt das Tohoku-Erdbeben vom 11. März 2011 – wird für jede berücksichtigte tektonische Einheit (gemäß der sog. Hagiwarakarte von 1991 [5]) die maximal anzunehmende Magnitude so definiert, dass sie „gleich oder größer“ der Magnitude des stärksten historischen Erdbebens ist.

Der Zusatz „oder größer“ ist in der oben wiedergegebenen Formulierung de facto bedeutungslos, da im Zuge einer Überprüfung der untere Grenzwert ausreichend ist.

Daraus folgt unmittelbar, dass die Methode der *JSCE* grundsätzlich keine Sicherheits-

spanne in Bezug auf Erdbeben aufweist, deren Magnitude größer ist als die der im Beobachtungszeitraum (Jahr 1677 bis jetzt) aufgetretenen historischen Beben. Die dem Standort *Fukushima* am nächsten gelegenen Beben (Nr. 5, 6, 7 in *Abbildung 3*) weisen die Magnituden 8,2, 7,5 bzw. 7,8 auf. Das stärkste aller berücksichtigten Beben hat die Magnitude 8,4.

Das Tohoku-Erdbeben vom 11. März 2011 mit der Magnitude $M_w = 9,0$ hat die Stärke der berücksichtigten Beben bekanntlich bei Weitem überschritten. Das zeigt sich auch an der Größe der Bruchfläche (rechts, Quelle: *USGS* [6]) im Vergleich zu den im japanischen Regelwerk berücksichtigten „Szenario-Beben“ (links).

Auffallend ist der begrenzte Zeitraum, dem die von *JSCE* berücksichtigten Beben entstammen. Inwieweit die Szenario-Beben 5 und 6 das in unmittelbarer Nähe des Standorts *Fukushima* aufgetretene Jogan-Beben des Jahres 869 n.Chr. abdecken, ist unklar. Eine Studie von *Minoura et al.* im *Journal of Natural Disaster Science*, Vol. 23 (2), 2001, weist dafür eine Wiederkehrperiode von ca. 1.000 Jahren aus. Laut *Takashi Shoji* [7] waren dieses und andere größere historische Beben und ihre Auswirkungen bekannt, eine Berücksichtigung im Regelwerk aber noch in der Diskussion.

Die Liste der historischen Tsunamis für Japan (*Tabelle 1*) weist für die letzten 500 Jahre 14 Tsunamis mit Wellenhöhen über 10 m aus. Unter Berücksichtigung angrenzender Inseln wie z.B. der Kurilen, ergäben sich noch höhere Zahlen. Die Wiederkehrperiode liegt damit in der Größenordnung von 30 Jahren. Da die japanischen Kernkraftwerke relativ homogen an den Küsten verteilt sind, ist das Risiko eines großen Tsunami-Ereignisses in unmittelbarer Nähe eines KKW-Standorts verhältnismäßig hoch. Für einen einzelnen Standort ist das Risiko von den topografischen Gegebenheiten abhängig und könnte im Bereich $10^{-3}/a$ bis $10^{-2}/a$ liegen, jedoch definitiv nicht auf einem akzeptablen Niveau von $<10^{-5}/a$.

Während in **Deutschland** die Tsunami-Gefahr vernachlässigbar ist (größter historisch nachgewiesener Tsunami infolge der „Storegga Rutschung“ im Bereich 0,5 bis 0,7 m an der **deutschen** Nordseeküste [9]), hat für die Einwirkung von außen „Erdbeben“ die Auslegung gemäß *KTA 2201* zu erfolgen. Darin ist das Bemessungserdbeben als das Erdbeben mit der für den Standort höchsten Intensität definiert, das unter Berücksichtigung einer Umgebung von bis zu 200 km vom Standort nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann. Diese Definition schließt die historischen Erdbeben naturgemäß mit ein. Die Verschärfung der angenommenen Einwirkung, die nach oben hin lediglich durch das Kriterium der wissenschaftlichen Plausibilität begrenzt ist, führt dann allerdings – im Gegensatz

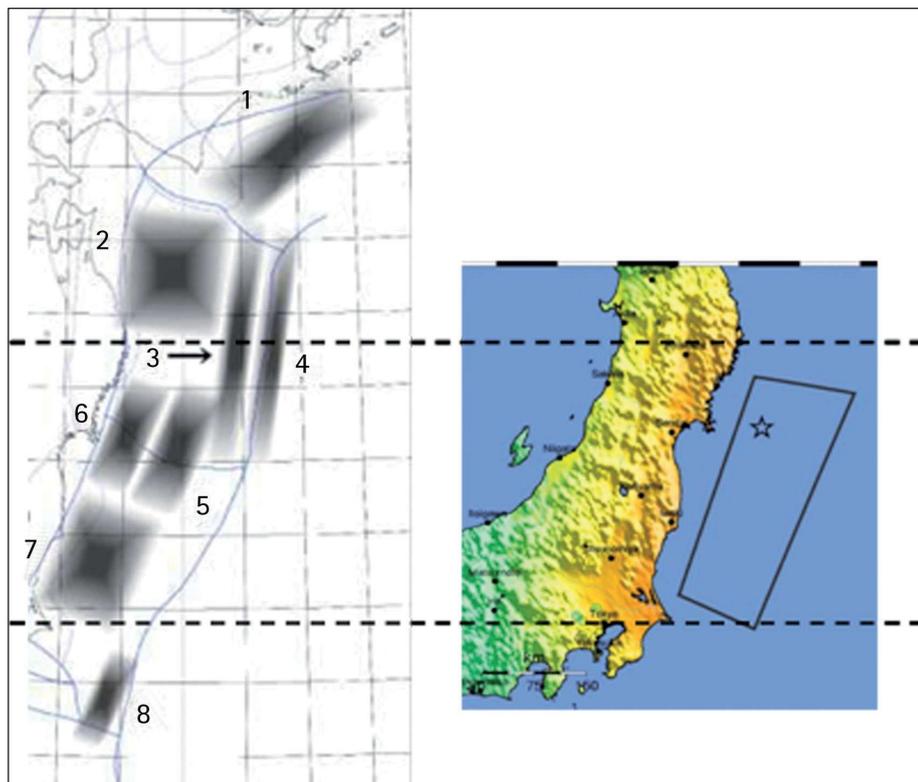


Abb. 3: Bruchflächenmodelle: Tsunami-auslösende Bemessungserdbeben im Bereich Fukushima gemäß JSCE-Leitlinie [3] (links) und Tohoku-Erdbeben vom 11. März 2011 [6] (rechts)

Jahr	Region	Magnitude	max. Höhe [m]	Todesopfer
1498	Enshunada Meer	8,3	10,0	31.000
1605	Nankaido	7,9	10,0	5.000
1611	Sanriku	8,1	25,0	5.000
1703	vor der Boso-Halbinsel	8,2	10,5	5.233
1707	Enshunada	8,4	11,0	2.000
1771	Ryukyu Inseln	7,4	85,4	13.486
1854	Nankaido	8,3	28,0	3.000
1896	Sanriku	7,6	38,2	27.122
1923	Sagami Bucht	7,9	13,0	2.144
1933	Sanriku	8,4	29,0	3.022
1944	vor der Südost-Küste der Kii-Halbinsel	8,1	10,0	1.223
1983	Noshiro	7,8	14,5	100
1993	Japanisches Meer	7,7	54,0	208
2011	Nordost Honshu	9,0	23,0	>15.000

Tab. 1: Liste historisch belegter, durch Erdbeben ausgelöster Tsunamis an Japans Küsten [8].

zum japanischen Regelwerk – eine Sicherheitsreserve in die Bewertung der Standortgefährdung ein.

Eine weitere wesentliche Sicherheitsreserve liegt darin begründet, dass bei der Auslegung angenommen wird, dass der Herd des Bemessungserdbebens in der Nähe des Standorts liegen kann. Falls der definitionsgemäß identifizierte Herd einer anderen tektonischen Einheit des Standortes angehört, wird der Herd am standortnächsten Punkt dieser Einheit angenommen. Für ein derart festgelegtes Bemessungserdbeben soll die mittlere Überschreitenshäufigkeit $\leq 10^{-5}$ pro Jahr betragen. Aufgrund neuerer probabilistischer seismischer Standort-

analysen wurde darüber hinaus festgestellt, dass die für die verschiedenen Anlagen in Deutschland festgelegten Bemessungserdbeben nur eine Überschreitenswahrscheinlichkeit zwischen $10^{-5}/a$ und $2 \cdot 10^{-7}/a$ haben. Damit ist festzustellen, dass die in Deutschland festgelegten Bemessungserdbeben im internationalen Vergleich niedrige bis sehr niedrige Überschreitenswahrscheinlichkeiten haben, d.h. dass auch extrem unwahrscheinliche Erdbeben in der Auslegung abgedeckt sind.

Sicherheitsreserven bei Tsunami/Hochwasser

In systemtechnischer Hinsicht war in Fukushima die Sicherheitsspanne für den Tsuna-

mi sehr gering, da diese großflächige Einwirkung von außen praktisch sofort zum überflutungsbedingten, gemeinsam verursachten Ausfall zentraler sicherheitstechnisch relevanter Einrichtungen führte. Dieses sicherheitstechnisch unerwünschte Verhalten, bei dem eine geringfügige Überschreitung der Auslegungswerte eine überproportional große Zunahme des Potenzials an Aktivitätsfreisetzung (bzw. den entsprechenden Ausfall vieler Sicherheitssysteme) verursacht, wird als „Cliff Edge“-Effekt bezeichnet [10]. Damit ist die Auslegung für einen Tsunami, der mit einer Eintrittshäufigkeit von $10^{-3}/a$ bis $10^{-2}/a$ überschritten wird – wie es sich bereits ergibt, wenn entsprechend [3] nur die historisch aufgetretenen maximalen Erdbeben berücksichtigt werden – sicherheitstechnisch unzulänglich. Tatsächlich müsste auf einen Tsunami ausgelegt werden, der mit einer sehr viel kleineren Häufigkeit überschritten wird.

Die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Hochwasser in Deutschland beruht auf dem sogenannten Bemessungshochwasser, welches nach KTA 2207 ein 10.000-jährliches Hochwasser (inklusive verschärfender Randbedingungen wie Wellen, Wind, Versagen von Staustufen usw.) abdeckt. Im Gegensatz zum Tsunami baut sich ein Hochwasser langsam auf, sodass nicht nur die ankommenden Wassermassen, sondern auch die in die Umgebung abfließenden Wassermassen in die Ermittlung des Hochwasserstandes eingehen. Bei einem Hochwasserstand wie beim Bemessungshochwasser ist mit großräumigen Überflutungen in der weiteren Umgebung des Standortes und im Hinterland zu rechnen. Dadurch ergibt sich, dass ein noch höherer Wasserstrom, als er diesem Wasserstand entspricht, nur zu einem begrenzten Anstieg des Wasserstandes am Standort führen kann. Schnell steigende Pegel kann es nur bei Brüchen von Deichen oder Staustufen geben. Der hier zu erwartende maximale Hochwasserstand kann aber deterministisch berechnet werden und ist in der Auslegung gegen Hochwasser berücksichtigt.

Daher sinken die Eintrittshäufigkeiten für Hochwasserstände, welche über das $10^{-4}/a$ Bemessungshochwasser hinausgehen, sehr schnell ab. Die in den Anlagen immer vorhandene zusätzliche Marge (typischer Wert Bemessungshochwasser +0,5 bis +1 m), bis zu der ein Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude ausgeschlossen ist, vermeidet somit auch bei deutlich selteneren Hochwassern relevante Schäden an der Anlage. Aufgrund der Vorhersagemöglichkeiten bei Hochwasser und den langsamen Prozessen (mehrere Tage) sind zusätzlich hinreichend lange Karenzzeiten zur Einleitung von Vorsorge- und Notfallmaßnahmen verfügbar.

3.2 Geschützte Diesel

In *Fukushima* waren 2 Notstromdiesel pro Reaktorblock im bzw. unterhalb des Maschinenhauses aufgestellt. Dieses Gebäude ist ungesichert und für eindringendes Wasser praktisch kein Hindernis. Durch den Tsunami gelangte Wasser bis auf 2 bis 3 m Höhe auf das Anlagengelände (*Abbildung 4* zeigt für den Standort *Fukushima Daini* die Überflutungseinwirkung durch den Tsunami), es konnte schnell ins Maschinenhaus eindringen, führte zur Überflutung und damit zur Funktionsunfähigkeit der Diesel. Als weitere Ursachen für den Ausfall der Diesel werden in [7] unter anderem genannt: der Ausfall der Dieselkühlung wegen überfluteter Nebenkühlwasserpumpen (wet motor) sowie der Verlust der Dieseltanks durch den Tsunami. Unabhängig davon, welche Ursache oder Ursachenkombination welchem Dieselausfall zugrunde lag, alle Notstromdiesel der betroffenen Blöcke bis auf einen in Block 6 sind praktisch gleichzeitig mit Eintreffen des Tsunami ausgefallen. Genau darin lag der „Cliff-Edge“-Effekt in *Fukushima* begründet. Der überlebende Diesel konnte die Kühlung der Blöcke 5 und 6 gewährleisten, bis Fremdnetzenergie wieder bereitstand. Dies gilt sinngemäß auch für die anderen vom Erdbeben/Tsunami betroffenen Kernkraftwerke *Fukushima Daiini 1* bis 4, *Onagawa 1* bis 3 und *Tokai 2* sowie die Wiederaufbereitungsanlage *Rokkasho* (Überflutungen nur in *Fukushima Daiini*).

Druckwasserreaktor-Anlagen

In neueren **deutschen** Druckwasserreaktoren (DWR) gibt es zusätzlich zur Notstromversorgung (Notstromdiesel) ein zweites, gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle gesichertes Notspeisenotstromnetz, mit dem sowohl die Kühlung des Reaktorkerns (über die Dampferzeuger) als auch der Brennelementbecken (über Notnebenkühlkette oder Notstandssysteme) sichergestellt werden kann. Ältere Anlagen ohne Notspeisediesel

haben entsprechend geschützte Notstromdiesel oder auch Notstandssysteme. Notspeisediesel verfügen über konservativ nachgewiesene Diesel- und Wasservorräte für mindestens 10 h, in der Realität wären die autark überbrückbaren Zeiträume noch deutlich länger. Die Notspeisegebäude sind (wie die regulären Notstromdieselgebäude auch) gegen das Bemessungshochwasser (+Sicherheitsmarge) ausgelegt. Wie oben dargelegt, sind damit auch extrem seltene Zustände abgedeckt.

Zur Untersuchung der Vermeidung möglicher „Cliff-Edge“-Effekte lässt sich ein darüber hinaus gehendes Hochwasser postulieren. In dem Fall sind die Gebäude zwar nicht mehr gegen das Hochwasser ausgelegt, aber ein sofortiges Fluten und Außerbetriebsetzen der Notspeisediesel ist dennoch nicht zu erwarten. Die Objektschutztüren der Notspeisegebäude sind gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt und werden bei höheren Wasserständen allenfalls sehr begrenzte Leckraten erlauben. Die Lüftungsschächte und die Luftansaugöffnungen der Diesel befinden sich im oberen Bereich des Gebäudes (siehe *Abbildung 5*). Die Kühlung der Diesel und die Vorräte an Wasser und Treibstoff sind ebenfalls im Gebäude untergebracht und damit unabhängig von außen befindlichen Systemen.

Das heißt, ungeachtet der für solch extrem unwahrscheinlichen Szenarien nicht mehr gegebenen Auslegung und den damit verbundenen Umständen (z.B. keine Zugänglichkeit des Gebäudes) ist ein gewisser Schutz vorhanden, der plötzliche „Cliff-Edge“-Effekte wie in *Fukushima* verhindert. Ein länger anstehendes Hochwasser über der Schutzhöhe würde letztlich auch die Notspeisediesel gefährden, jedoch wäre abgesehen von der extrem geringen Eintrittshäufigkeit eines solchen Szenarios dann auch Zeit gegeben, andere Notfallmaßnahmen vorzubereiten und den Reaktor frühzeitig herunterzukühlen.

Gerade dieses auch im internationalen Vergleich sehr fortschrittliche Konzept von

zusätzlichen, besonders geschützten Notspeisedieseln (bzw. geschützten Notstromdieseln) kann hinsichtlich der Ereignisse in *Fukushima* als bestätigt angesehen werden, weil damit „Cliff-Edge“-Effekte auch bei unerwarteten und unvorhersehbaren Einwirkungen von außen vermieden werden können.

Siedewasserreaktor-Anlagen

Alle Siedewasserreaktor (SWR)-Anlagen haben jenseits des ursprünglichen Bemessungshochwassers ein an die Topologie angepasstes Freibord, das eine gewisse Marge auch oberhalb dieses Hochwassers bietet. Die Diesel- und Dieselkühlwasserkonfigurationen bei den SWR-Anlagen sind heterogen, da einerseits 2 unterschiedliche Baulinien zu betrachten sind und andererseits viele Anlagen spezifische Nachrüstungen durchgeführt haben.

So haben *Brunsbüttel (KKB)*, *Philippsburg 1 (KKP 1)*, *Gundremmingen II (KRB II)* Notstandssysteme nachgerüstet (UNS, USUS, ZUNA), deren Freibord z.T. wesentlich größer ist als das Freibord der ursprünglichen Anlage. *Krümmel (KKK)* hat in der Ursprungsauslegung bereits zusätzliche Teildiesel. Dort wurde angepasst an die Standortgegebenheiten das Gelände noch mit einer Hochwasserschutzmauer versehen, die die Anlage auch vor einem Hochwasser, höher als das ursprünglich zugrunde gelegte, schützt. In *KKI 1* ist ein neues Notstromdieselgebäude in Bau.

Generell bieten diese SWR-Notstandssysteme ähnlich den oben beschriebenen Notspeisedieselgebäuden einen Schutz gegen Einwirkungen von außen, wenn auch im Detail in anderem Umfang (z.B. Schutz gegen Flugzeugabsturz durch räumliche Trennung anstelle baulicher Maßnahmen).

3.3 Zuverlässige Notfallmaßnahmen mit Kriterien für rechtzeitige Einleitung

Laut vorliegenden Informationen wurde in *Fukushima* mit der Einspeisung von



Abb. 4: Der Standort in *Fukushima Daini* vor (links) der Überflutung durch den Tsunami und während (rechts) der Überflutung [1]

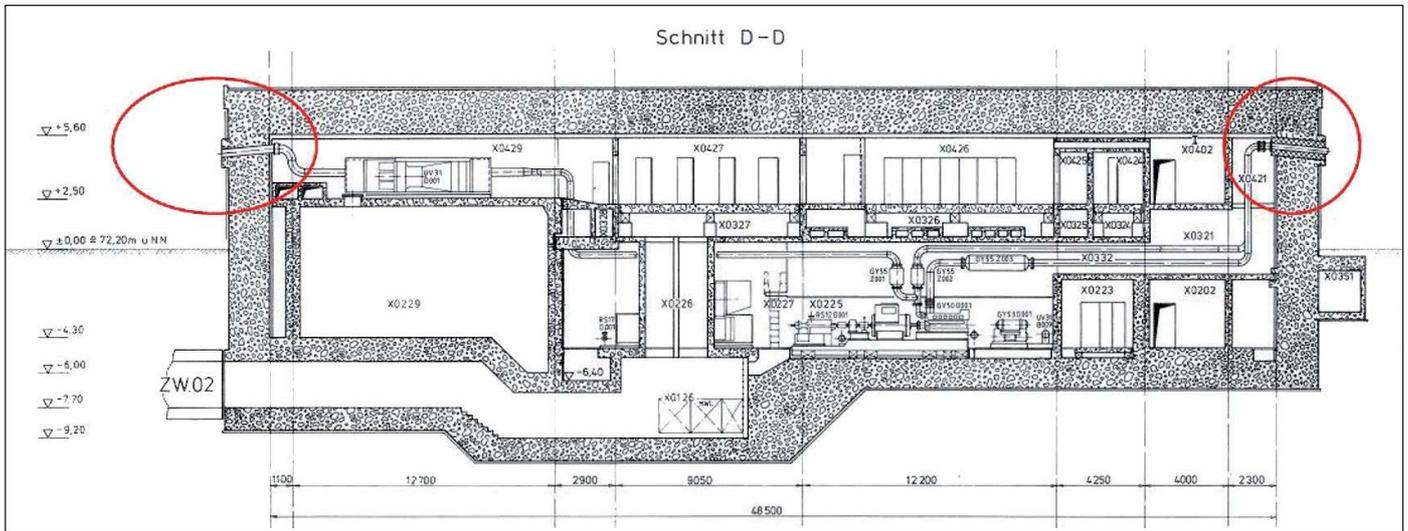


Abb. 5: Schnitt durch ein Notspeisegebäude (Beispiel Vorkonvoi)

Meerwasser als Notfallmaßnahme nach einem Tag (Block 1) bzw. nach 2 bis 3 Tagen (Block 2 und 3) begonnen. Vorher waren die vorgesehenen Systeme zur Wärmeabfuhr Isolation Condenser (IC) bzw. Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC) unterschiedlich lange in Betrieb, auch dieser Zeitraum kann zur Vorbereitung von Notfallmaßnahmen benutzt werden.

Die in **deutschen** Anlagen für die Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen benötigten Vorbereitungs- und Durchführungszeiten liegen im Bereich <2 h. Wie oben erwähnt, wären bei den denkbaren Szenarien mit Einwirkungen von außen die Karennzeiten deutlich größer und liegen bei realistischer Betrachtung bei etwa einem Tag, also im Bereich dessen, was in Fukushima zur Verfügung stand. Entscheidend ist also: Sind die Notfallmaßnahmen aufgrund der äußeren Bedingungen durchführbar und wird ihre Notwendigkeit hinreichend schnell erkannt? Im Folgenden sollen der Einfachheit halber nur die Notfallmaßnahmen betrachtet werden, die in einem postulierten „Fukushima-Szenario“, (kompletter Verlust der Drehstromversorgung und Verlust des Kühlwassers) erfolgreich durchgeführt werden können.

Druckwasserreaktor-Anlagen

Das Mittel der Wahl beim DWR ist die sekundärseitige Dampferzeugerbespeisung. Dafür können die Wasservorräte im Speisewasserbehälter verwendet werden, sofern dieser nicht vom Ereignis selbst bereits zerstört ist. Mit mobilen Pumpen, die in der Regel im geschützten Notspeisegebäude stehen als auch mit den Pumpen der Betriebsfeuerwehr können die Wasservorräte der Notspeisebecken genutzt werden. In vielen Anlagen stehen dann zusätzlich zur primären Wasserquelle (Fluss) auch noch diversitäre Wasserquellen (z.B. Brunnen) zur Verfügung, welche ebenfalls von

den mobilen Pumpen genutzt werden können. Voraussetzung für die Einspeisung in die Dampferzeuger ist die sekundärseitige Druckentlastung. Diese kann zuverlässig an jedem der 4 Dampferzeuger durchgeführt werden, wobei ein Dampferzeuger ausreicht, um den Zustand zu kontrollieren. Selbst im Falle eines Ausfalls der Batterien würden die Sicherheitsventile selbsttätig öffnen und den Druck bis etwa 5 bar absenken. Somit ist diese Notfallmaßnahme rein mit mobilen Pumpen durchführbar. Die Erkennung der Notwendigkeit von Notfallmaßnahmen ist relativ einfach und im Notfallhandbuch beschrieben. Das handelnde Personal muss auch keine schwerwiegenden Folgen gegen die Vorteile der Notfallmaßnahmen abwägen, da beim Abblasen über die Dampferzeuger keine Radioaktivität freigesetzt wird.

Die Brennelementlager-Beckenkühlung kann im Notfall mittels Verdampfungskühlung sichergestellt werden. Der dabei auftretende Verlust an Kühlwasser kann mit mobilen Pumpen ausgeglichen werden, für die Anschlüsse vorgesehen sind. Die verfügbaren Wasserreserven sind im Prinzip dieselben wie für die sekundärseitige Dampferzeugerbespeisung. Sollte die reguläre Kühlung auch über sehr lange Zeiträume nicht wiederhergestellt sein, kann der Dampf aus dem Containment über die gefilterte Druckentlastung abgegeben werden, die radioaktive Belastung dabei bleibt dank der intakten Brennstäbe sehr gering.

Siedewasserreaktor-Anlagen

Die **deutschen** SWR der Baulinie 69 (BL69: KKB, KKP 1, KKI 1 und KKK) verfügen ähnlich wie Fukushima über eine dampfbetriebene Turbopumpe, mit der auch beim kompletten Ausfall der Drehstromversorgung und des Kühlwassers die Kernkühlung über einen vergleichbaren Zeitraum wie in den Blöcken 2 und 3 von Fukushima (mehrere

Stunden bis zu Tagen) sicher gestellt werden kann. Bei der Baulinie 72 (BL72: KRB II) wird nach einer automatisch eingeleiteten Druckentlastung das Wasserinventar des Speisewasserbehälters passiv in den RDB eingespeist, sodass die Kühlung des Reaktors für mindestens 2 Stunden gesichert ist. Erst danach wären manuelle Notfallmaßnahmen erforderlich.

Diese bestehen aus einer Druckentlastung des Reaktorkühlsystems und einer darauffolgenden Bespeisung des RDB mittels mobiler Pumpen. Die Wärmeabfuhr wird über die Druckentlastung in die Kondensationskammer, von dort ins Containment und von dort über gefilterte Druckentlastung (Venting) in die Atmosphäre sichergestellt.

Zur Druckentlastung des RDB stehen neben den eigenmediumgesteuerten Sicherheits- & Entlastungsventilen (S&E) die motorgetriebenen diversitären Bypassventile zur Verfügung, die unterbrechungslos versorgt sind. Die S&E-Ventile bleiben auch unterhalb 4 bar offen, wenn die Offenhaltung verfügbar ist. Anderenfalls fallen sie bei 2 (BL69) bzw. 3,5 bar (BL72) zwar wieder zu. Sie können bei ansteigendem Druck durch den entstehenden Dampf oder durch ein Niederdruck-Einspeisesystem wieder aufgedrückt werden. Es besteht eine weitere Möglichkeit zur Druckentlastung über die Hilfsdampfleitung.

Es existieren mehrere Möglichkeiten einer RDB-Bespeisung als Notfallmaßnahme. Neben dem passiven Einspeisen aus dem Speisewasserbehälter (sofern vorhanden) sind das vor allem Einspeisemöglichkeiten über mobile Pumpen. Als verfügbare Wasserreserven können genutzt werden (kann anlagenspezifisch unterschiedlich sein):

- Feuerlöschsystem
- Deionatbehälter
- Trinkwassernetz
- Brunnen
- Flusswasser

Generell gilt, dass die Wärmeabfuhr durch diese Notfallmaßnahmen über einen langen Zeitraum mit rein anlageninternen Mitteln durchgeführt werden kann. Wenn Hilfe von außen zur Ergänzung der Betriebsmittel und des Treibstoffs wieder zur Verfügung steht, sogar prinzipiell für unbegrenzte Zeit (wobei das eine eher theoretische Erwägung ist, da sich natürlich um die Wiedererlangung der Stromversorgung und der Sicherheitssysteme bemüht würde).

3.4 Gefilterte Druckentlastung

Das Venting, die Druckentlastung des Containments in die Atmosphäre, wird nötig, wenn der Druck im Containment soweit ansteigt, dass ein Versagen droht. Der Druck im Containment kann nur dann auf entsprechende Werte ansteigen, wenn auslegungüberschreitende Szenarien zugrunde gelegt werden und die Wärmeabfuhr aus dem Containment versagt. Da die Folgen eines plötzlichen Versagens eines Containments bei Vorliegen eines Kernschadens katastrophal wären, stellt das Venting eine wichtige Notfallmaßnahme dar.

Bei Reaktoren mit MARK I Containment war in der Grundauslegung nur ein ungefiltertes Venting (bzw. begrenzt effektives Filtern durch Auswaschen über die Wasservorlage in der Kondensationskammer) vorgesehen. Der Nachteil des ungefilterten Ventings ist der vergleichsweise hohe Ausstrag von radioaktiven Gasen, Aerosolen und Partikeln. Ein weiterer Nachteil speziell bei MARK I Containments ist eine bekannte Schwäche der Venting-Leitungen, welche dazu führen kann, dass Lecks auftreten und Teile des Dampfstroms ins Reaktorgebäude gelangen. Im Falle einer Kernaufheizung wie in *Fukushima* enthält die Atmosphäre im Containment große Mengen an Wasserstoff, dessen Konzentration im Reaktorgebäude gering gehalten werden sollte. In den USA wurde diese Schwäche erkannt und im Rahmen des Severe Accident Management Program (SAMP –1988) die Nachrüstung von verstärkten Venting-Leitungen an der Außenseite des Reaktorgebäudes von *MARK I* Containments durchgeführt. Ob in *Fukushima* diese Verbesserungen nicht umgesetzt wurden oder ob das Venting aus anderen Gründen anders durchgeführt wurde und Wasserstoff z.B. über Lecks aus der Verbindung des Containmentdeckels ins Reaktorgebäude strömte, ist noch unklar.

In allen **deutschen** Anlagen gibt es Einrichtungen zur gezielten Druckentlastung des Containments über Filter. Diese Filter sind hocheffektiv gegen Aerosole und Partikel, der Abscheidegrad liegt bei über 99,9 %. Es ist weiterhin sichergestellt, dass die Komponenten des Ventingsystems gegen die beim Venting selbst auftretenden Lasten ausgelegt sind. Das Venting erfolgt

in den Kamin, sodass die Auswirkungen auf die Umgebung gemindert werden und keine unkontrollierten Leckagen aus dem Containment ins restliche Reaktorgebäude oder andere Gebäude auftreten. Damit werden radiologische Belastungen und Wasserstoffansammlungen in den Gebäuden vermieden.

Insofern ist für **deutsche** Kernkraftwerke die Venting-Funktion sehr zuverlässig. Zusätzlich ist die Rückhaltungsfunktion hinsichtlich der radioaktiven Freisetzung deutlich stärker als in *Fukushima*.

3.5 Rekombinatoren

Wasserstoff entsteht durch eine Zirkon-Wasser-Reaktion im überhitzten Reaktorkern. Wasserstoff ist in Verbindung mit Sauerstoff zündfähig und kann bei ausreichender Konzentration Explosionen auslösen. In *Fukushima* sammelten sich offensichtlich durch Schwächen im Ventingsystem erhebliche Wasserstoffmengen im Reaktorgebäude an und explodierten. Über für solche Störfälle geeignete Rekombinatoren zum Abbau des Wasserstoffs verfügen die Reaktoren nicht.

In allen **deutschen** DWR und den SWR der BL72 wurden passive autokatalytische Rekombinatoren nachgerüstet. Sie rekombinieren den entstehenden Wasserstoff mit Sauerstoff und verhindern so das Entstehen eines zündfähigen Wasserstoff-Sauerstoff-Gemisches im Containment. Die Rekombinatoren arbeiten vollständig autark, benötigen keine Stromversorgung und sind auf Wasserstoffmengen bei einem schweren Störfall (Kernschmelze) ausgelegt.

In den SWR der BL69 sind thermische Rekombinatoren eingesetzt. Sie sind für Auslegungsstörfälle (z.B. Kernaufheizung bei Kühlmittelverluststörfällen) dimensioniert. Zudem haben SWR den Vorteil eines inertisierten Containments, das heißt, eine Wasserstoffexplosion innerhalb des Containments ist ausgeschlossen. Ein zuverlässiges Venting über den Kamin stellt sicher, dass kein Wasserstoff ins Reaktorgebäude entweicht.

4 Gestaffeltes Sicherheitskonzept deutscher Anlagen

Die Systematik des Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke ist mehr oder weniger weltweit einheitlich. Die vertiefende Entwicklung des Sicherheitskonzepts in **Deutschland** ist durch einen Ansatz gekennzeichnet, der folgendermaßen formuliert werden kann:

Trotz der Möglichkeit, Ausfälle auf einer nächsten Sicherheitsebene auffangen zu können, sollte versucht werden, Ausfälle möglichst früh auf den gestaffelten Sicherheitsebenen zu vermeiden oder zu be-

herrschen, d.h. wo immer möglich, Schäden zu vermeiden, statt eingetretene Schäden zu beherrschen.

Folgende Aussagen resultieren aus den im Kapitel 3 erläuterten konzeptionellen Unterschieden zwischen **deutschen** Anlagen und *Fukushima* im Hinblick auf das konkrete Ereignis und systematisch entsprechend des gestaffelten Sicherheitskonzepts:

- Ein nicht seltenes Ereignis wie der 14-m-Tsunami in Fukushima wäre in **Deutschland** bereits in der Auslegung berücksichtigt, sodass eine solche Einwirkung entweder auf Sicherheitsebene 2 oder 3 ohne Gefährdung der Kernkühlung beherrscht würde. Die Auslegung gegen externe Einwirkungen ist in **Deutschland** besonders zuverlässig und orientiert sich grundsätzlich am oberen Ende dessen, was von der *International Atomic Energy Agency (IAEA)* international empfohlen wird, meist werden die Empfehlungen auch übertroffen. Mit einer entsprechenden Auslegung wäre es nicht zum Ausfall der Kühlung gekommen.
- Werden ungeachtet dessen auch für deutsche Anlagen Auslegungsfehler bezüglich Hochwasser oder anderer externer Ereignisse postuliert, so sind die Notstromgeneratoren deutlich besser geschützt als in *Fukushima*. Die Notspesiediesel bzw. Notstromdiesel (neuere bzw. ältere DWR) und die Notstandssysteme (SWR) sind in besonders geschützten Gebäuden untergebracht, die einem Hochwasser (aber auch jeder anderen äußeren Einwirkung) erheblich mehr Widerstand entgegensetzen als die im Maschinenhaus untergebrachten Notstromdiesel in *Fukushima*, sodass auch bei ähnlichem Szenario kein völliger und sofortiger Ausfall der Drehstromversorgung zu erwarten wäre.
- In **deutschen** Anlagen sind präventive Notfallmaßnahmen zur Vermeidung einer Kernschmelze durch Maßnahmen wie Druckentlastung und Bespeisung mithilfe mobiler Pumpen mit Kriterien für eine rechtzeitige Einleitung vorgesehen, in den Notfallplänen beschrieben und geübt. Eine Kernschmelze würde damit auch dauerhaft vermieden. Sollten sich aus der abschließenden Bewertung des *Fukushima*-Unfalls doch noch übertragbare Aspekte ergeben, würde dies in den Notfallmaßnahmen deutscher Kernkraftwerke berücksichtigt (z.B. Sicherstellen ausreichenden Personals auch bei gravierenden Störungen in der Anlagenumgebung).
- Wird dennoch postuliert, dass sich ein Ereignis wie in *Fukushima* bis hin zur Kernschmelze auch in **deutschen** Kernkraftwerken entwickle, dann sind die Notfallmaßnahmen im mitigativen Bereich in **deutschen** Anlagen weitaus robuster als in *Fukushima*. Die gefilterte

- Druckentlastung der Sicherheitsbehälter verringert die radioaktive Freisetzung um mehr als 99,9 % und leitet den Dampf und den Wasserstoff zuverlässig auf definierten Pfaden in den Kamin. Außerdem verhindern autokatalytische Rekombinatoren eine Wasserstoffansammlung wie in *Fukushima*, wo die Wasserstoffexplosionen aller Wahrscheinlichkeit nach die Containments an einigen Stellen beschädigt und somit die Aktivitätsfreisetzung verschärft haben. Das heißt, selbst wenn ein Reaktorkern derart beschädigt wäre wie in den Reaktoren 1 bis 3 in *Fukushima*, so wäre die radioaktive Freisetzung in **deutschen** Kernkraftwerken um Größenordnungen, also Faktoren >>10, geringer.

Die Untersuchung zeigt, dass bei einem Ereignis wie in *Fukushima* in **deutschen** Anlagen schon auf der Auslegungsebene Vorkehrungen zur Verhinderung der Entwicklung eines schweren Störfalls vorhanden sind. Zusätzlich sind größere Reserven im auslegungsüberschreitenden Bereich zur Beherrschung eines schweren Störfalls vorhanden.

Die Analyse des Sicherheitskonzeptes kann nicht nur auf das *Fukushima*-Szenario beschränkt bleiben. Schon allein wegen der Tatsache, dass Tsunamis großer Wellenhöhe an **deutschen** Standorten praktisch ausgeschlossen sind und Hochwasser nur eingeschränkt „Tsunami-kompatible“ Szenarien darstellen. Daher werden in der derzeit stattfindenden Sicherheitsüberprüfung für die *Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)* alle externen Ereignisse erneut betrachtet. Beispielhaft soll an dieser Stelle auf das Erdbeben eingegangen werden.

Wie in Kapitel 3.1 dargestellt, liegt bereits der Wahl des Bemessungserdbebens in **Deutschland** eine höhere Konservativität zugrunde als es für die Tsunami Auslegung in *Fukushima* der Fall war.

Darüber hinaus haben kerntechnische Anlagen für die Einwirkung „Erdbebenbedingte induzierte Erschütterungen“ aufgrund der konservativen Auslegung für das Bemessungserdbeben erhebliche Reserven, sodass auch bei einer erheblichen Überschreitung des Bemessungserdbebens ein Versagen der zur Beherrschung des Erdbebens erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten unwahrscheinlich ist. Diese Reserven werden im Rahmen des sog. Seismic Margin Assessment (SMA) explizit ausgewiesen.

Mit dieser Methode wurden zahlreiche Anlagen weltweit überprüft, insbesondere auch die Anlagen in erdbebengefährdeten Gebieten der USA. Die Analysen (bzw. die damit in Zusammenhang stehende Methode der seismischen Probabilistischen Sicherheitsanalyse – PSA) zeigen im Ergebnis durchwegs große Sicherheitsspannen.

Reserven in der Erdbebenauslegung wurden im Zusammenhang mit Industrieanlagen generell in zahlreichen Bebenereignissen bestätigt; bezogen auf kerntechnische Anlagen besonders eindrucksvoll beim Erdbeben am Standort *Kashiwazaki-Kariwa* (2007) (siehe *IAEA-Bericht* [11]); trotz Überschreitung der Auslegungsbeschleunigung (an einem der Blöcke um den Faktor 2,5) traten nur begrenzte Schäden und Freisetzungen auf, die die Kernkühlung nicht gefährdeten. Nach den zum heutigen Zeitpunkt verfügbaren Informationen hat das auslegungsüberschreitende Erdbeben in *Fukushima* ebenfalls keine bodenbewegungsbedingten, gravierenden Schäden verursacht.

5 Schlussfolgerungen

Der Unfall in *Fukushima* ist aufgrund der geografischen Gegebenheiten nicht ohne einige Überlegungen auf **deutsche** Kernkraftwerke übertragbar. Abgesehen vom Ausgangsszenario finden sich schon zum jetzigen Zeitpunkt einige für den gravierenden Verlauf wesentliche Unterschiede im Design und im Notfallmanagement von *Fukushima* im Vergleich zu **deutschen** Anlagen. Dabei stellt sich heraus, dass bei **deutschen** Anlagen sowohl auf der Ebene der Notfallmaßnahmen, aber insbesondere auch schon auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen Vorkehrungen getroffen wurden, die einer Entwicklung wie in *Fukushima* vorbeugen. In dem Zusammenhang ist es auch aufschlussreich, dass in Japan eine der ersten Reaktionen auf den Unfall darin bestand, für die gefährdeten Anlagen entsprechende Schutztüren an den Gebäuden mit den Notstromdieseln zu fordern sowie passive autokatalytische Rekombinatoren nachzurüsten. Beides Maßnahmen, die in **deutschen** Reaktoren unabhängig von diesem Unfall und Szenario in der Regel schon seit Langem verwirklicht sind.

Dennoch sollten, wo es technisch sinnvoll und nachvollziehbar erscheint, auch aus *Fukushima* Lehren zur weiteren Erhöhung des Sicherheitsniveaus in **deutschen** Kernkraftwerken gezogen werden. Beispielsweise könnten die Notfallmaßnahmen hinsichtlich der Durchführbarkeit unter erschwerten Bedingungen erneut überprüft werden. Auch die derzeit stattfindende Einführung von „Severe Accident Management Guidelines“ (SAMGs) sollte die relevanten Aspekte aus dem *Fukushima*-Unfall berücksichtigen.

Effektiv und zielgerichtet können solche sicherheitserhöhenden Maßnahmen aber nur im kooperativen Miteinander von Betreiber, Hersteller, Sachverständigen und Behörden durchgeführt werden. Es kann und muss miteinander diskutiert werden, ob der Unfall von *Fukushima* Auswirkungen auf **deutsche** Anlagen hat.

Aus Sicht des Autors ist es technisch hingegen nicht gerechtfertigt, **deutsche** Anlagen ohne Würdigung der Anlagenunterschiede und der weiterentwickelten Sicherheitstechnik mit national und international anerkannt höchstem Niveau vorübergehend oder dauerhaft stillzulegen.

VGB PowerTech dankt Herrn Holger Ludwig (Areva) für seine fachliche Unterstützung.

6 Literatur

- [1] Quelle: *TEPCO*
- [2] Vortrag japanische Sachverständigenorganisation/Aufsichtsbehörde: http://fukushima.grs.de/Vortrag_japanische_Sachverstaendigenorganisation_Aufsichtsbehoerde
- [3] Tsunami Assessment Method for Nuclear Power Plants in Japan. The *Tsunami Evaluation Subcommittee*, The *Nuclear Civil Engineering Committee, JSCE (Japan Society of Civil Engineers)*, February 2002. http://www.jsce.or.jp/committee/ceofnp/Tsunami/eng/JSCE_Tsunami_060519.pdf
- [4] Tsunami Assessment for Nuclear Power Plants in Japan. Präsentation auf dem „1st Kashiwazaki international symposium on seismic safety of nuclear installations“. *Makoto Takao, TEPCO*, 2007. http://nuclearstreet.com/cfs-filesystemfile.ashx/_key/communityserver-blogs-components-weblogfiles/00-00-00-00-34/7725.tsunami.pdf
- [5] *Hagiwara, T.* (1991): Seismicity of the Japanese Arc -Earthquake Engineering and Regional Seismicity Evaluation-, *Kajima Institute Publishing Co.*, Tokyo, pp. 215 (in Japanese)
- [6] *US Geological Survey, National Earthquake Information Center.* <http://earthquake.usgs.gov/learn/topics/Tohoku2011.pdf>
- [7] *Fukushima Daiichi* Disaster, Präsentation von *Takashi Shoji* – Programme Director of WANO; 15 April 2011
- [8] Datenbank der *National Oceanic and Atmospheric Administration*. Suchabfrage „Tsunami Source Event Search“ nach erdbebeninduzierten Tsunamis in der Region Japan mit Amplituden > 10 m. http://www.ngdc.noaa.gov/hazard/tsu_db.shtml
- [9] *Berg, Görtz, Fröhmel und Winter*: Probabilistic Safety Assessment of External Flooding Protection for Nuclear Power Plants in Germany. *Journal of Power and Energy Systems*, Vol.2, No. 2, 2008, 734-743 und Modell Sensitivitätsanalysen zu Extremereignissen an der **deutschen** Nordseeküste. Bericht zum Vorhaben SR 2552 des *BfS*. Dr. Winter und Prof. Dr. Wefer, *Universität Bremen*, Februar 2006
- [10] Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, *IAEA Safety standards SSG-2*; *IAEA*, Wien, 2009
- [11] *IAEA Mission Report, Preliminary Findings and Lessons Learned from the 16 July 2007 Earthquake at Kashiwazaki-Kariwa NPP*, August 2007

©Copyright I;JFOHtJMVerlag

Alle Rechte vorbehalten. Kein Teil dieses Sonderdruckes darf ohne schriftliche Genehmigung des Verlages vervielfältigt werden. Unter dieses Verbot fällt insbesondere auch die gewerbliche Vervielfältigung per Kopie, die Aufnahme in elektronische Datenbanken und die Vervielfältigung auf CD-ROM.