

Eine kurze Meinungsabgabe über den  
Plan von TEPCO, das Primärcontaiment der Einheit 1, Fukushima Dai-Ichi zu fluten

Kunde: Greenpeace Deutschland

Berichtsreferenznummer: R3197-A1

John H. Large  
Large & Associates  
Consuling Engineers  
London

Diese PDF-Version R3197-A1 umfasst Hyperlinks auf das Fukushima Dai-ichi Kernkraftwerk, die den gesamten Bericht sowie Fotos, etc. zeigen, auf die Bezug genommen wird, unter der Voraussetzung, dass der Computer mit dem Internet verbunden ist. Die Papierversion dieses Dokuments umfasst diese Links oder eine vollständige Wiedergabe der Quellenangaben nicht.

Erste Ausgabe	Revisionsnr.	Genehmigt	Aktuelles Ausgabedatum
05.Mai 2001	R3187A1R2		09.Mai 2001

## TEPCO-PLAN ZUR FLUTUNG DES ERSTEN CONTAINMENTS VON EINHEIT 1, FUKUSHIMA DAI-ICHI

### ZUSAMMENFASSENDE DARSTELLUNG

Dieser kurze Bericht befasst sich mit dem Plan von TEPCO, das erste Containment der [Einheit 1 des Fukushima Dai-ichi](#) Reaktorblocks zu fluten - TEPCO kündigte diesen Plan am 05. Mai 2011 an und bezog sich auf einen zusammenfassenden Bericht (4pp), von dem man bei TEPCO behauptet, dass er den Plan rechtfertigt, der die volle Genehmigung von NISA hat, obwohl bezüglich dieser Rechtfertigung und der Nuklearsicherheitsanalyse, falls eine solche angestellt wurde, für die Parteien keine weiteren, detaillierten Informationen vorliegen.

Bislang ist es, besonders im Zusammenhang mit dem etwas vagen zusammenfassenden Bericht, der versucht, den Plan zur Flutung zu rechtfertigen, in keiner Weise klar, ob die Begutachtung von TEPCO seine potenziellen Risiken und Schwachstellen vollständig berücksichtigt. Diese unsicheren Bereiche beziehen sich auf den tatsächlichen Zustand der Brennstäbe im Reaktordruckbehälter, den Zustand des Reaktordruckbehälters und, was sehr verwunderlich ist, die strukturelle Sicherheit des ersten Containments, besonders im Bezug auf dessen Aufgaben als Schutzhülle und Struktur, wenn es Nachbeben und zukünftigen seismischen Vorkommnissen ausgesetzt ist, was sehr wahrscheinlich ist.

Besonders bedenklich ist der hektische Ansatz, der wohl die Ausarbeitung und Bewertung einer Nuklearsicherheitsanalyse umgangen hat; zumindest entsteht dieser Eindruck, wenn man die begrenzten Informationen berücksichtigt, die öffentlich zugänglich sind. Wenn es unumgänglich ist, dass das erste Containment geflutet wird, um eine Verschlechterung der Situation in Einheit 1 zu vermeiden, sollte diese Flutung allerdings im Hinblick auf die Nuklearsicherheit rigoros gerechtfertigt werden.

Der Grund dafür ist, dass die vollständige Flutung des ersten Containments ein völlig beispielloser Vorgang ist, der in der Planungsphase dieses BWR NPP vor vierzig oder fünfzig Jahren anscheinend nicht in Betracht gezogen wurde. Die Tatsache, dass die Baustruktur des ersten Containments über vierzig Jahre in Betrieb war (in der Meinung nicht Weniger eine Zeitspanne, die über die geplante Nutzungsdauer weit hinausgeht) und dass deshalb unweigerlich altersbedingte Schäden auftreten, in Kombination mit der Tatsache, dass die Struktur am 11. März ein schwerwiegendes seismisches Ereignis überstanden hat, gefolgt von einer gewaltigen Explosion am 12. März, macht es noch dringlicher, die Angemessenheit dieser neuen (und über die ursprüngliche Planung hinausgehende) Vorgehensweise offen und eingehend zu belegen.

Wegen der hohen Strahlungsniveaus, die im und um den Reaktorblock der Einheit 1 herrschen, wurde TEPCO der Zugang verweigert, der notwendig wäre, um die Baustrukturen genau zu inspizieren. Obwohl zugegeben wird, dass sich im Containment Lecks befinden, war TEPCO erstens nicht in der Lage, die genaue Position dieser Lecks zu identifizieren, und zweitens konnte nicht zugeordnet werden, wie diese Lecks (die strukturelle Brüche sein müssen) die strukturelle Schutzbehälterfunktion von Einheit 1 beeinträchtigen oder vermindern können.

In diesem Zusammenhang ist die Rechtfertigung von TEPCO, um mit der Flutung fortzufahren, wie sie im öffentlich zugänglichen zusammenfassenden Bericht<sup>13</sup> dargestellt wird, zu knapp und entbehrt des rationalen und disziplinierten Ansatzes, den ein solches Projekt notwendig macht.

Fest steht, dass der Ansatz von TEPCO bei der Präsentation des Flutungsplans nicht ausreichend umfassend ist; es werden sämtliche Betrachtungen bezüglich des Zeitraums unterschlagen, für den das erste Containment von Einheit 1 als „Wassersarkophag“ dienen muss – außerdem wird kaum Auskunft darüber gegeben, welche radiologischen Konsequenzen ein eventuelles kurz- oder längerfristiges Versagen des Sicherheitsbehälters hätte – es fehlen Analysen, wie die Sicherheit des Containments in dieser Funktion und der gesamten Einheit 1 in den kommenden Jahren aufrecht erhalten werden soll, außerdem, wie die Einheit zu einem nicht spezifizierten Zeitpunkt in der Zukunft zu demontieren und stillzulegen sein wird.

Kurz gesagt erscheint der Plan von TEPCO, Einheit 1 zu fluten, wenig durchdacht und es wurde bislang keinerlei Nuklearsicherheitsanalyse vorgelegt, obwohl sich der Plan derzeit bereits in der Phase der praktischen Implementierung befindet. Darüber hinaus ist es ein empirischer und hastig gefasster Plan, für den es im Falle eines Scheiterns keine Notfallpläne gibt und geben kann.

**JOHN H LARGE**  
**LARGE & ASSOCIATES**  
Consulting Engineers, London

## TEPCO-PLAN ZUR FLUTUNG DES ERSTEN CONTAINMENTS DER EINHEIT 1, FUKUSHIMA DAI-ICHI

Die Tokyo Electric Power Company (TEPCO) hat angekündigt<sup>1</sup>, dass man für den Reaktor Fukushima Dai-ichi Einheit 1 eine Kaltabschaltung vorzunehmen beabsichtige.

**Kaltabschaltung:** Im Wesentlichen ist eine Kaltabschaltung (manchmal auch als Thermal Rollover bezeichnet) der subkritische und stabile Zustand in einem Kernreaktor, wenn das Kühlsystem einen atmosphärischen Druck sowie eine Temperatur von unter 95°C aufweist. Diese Temperatur ist niedrig genug, dass das Wasser, das die Brennstäbe in einer Leichtwasserreaktion kühlt, wie z.B. in einem Siedewasserreaktor, nicht siedet, auch wenn am Reaktorkühlsystem keinerlei Druck anliegt. Da eine Kaltabschaltung vorgenommen und aufrecht erhalten werden muss, wenn die Brennelemente ausgewechselt werden oder Wartungs- oder Reparaturarbeiten am ersten Kreislauf des Reaktordruckbehälters vorgenommen werden, muss die Hitzeableitung (d.h. Kühlung) hauptsächlich durch natürliche Zirkulation und konvektive Maßnahmen erfolgen, obwohl die Rückgewinnung der verbleibenden Hitze mit geringem Druck (low pressure residual heat recovery - LPRHRS) dazu genutzt werden kann, die natürliche Hitzeableitung zu unterstützen. Da der Brennkern des Einheit 1 Reaktors in Fukushima Dai-ichi anerkanntermaßen beschädigt ist,<sup>2</sup> kann nicht davon ausgegangen werden, dass die sonstigen Parameter gelten, die den Abschaltungsstatus bestimmen.<sup>3</sup>

**Anwendung bei Einheit Nr. 1 Fukushima Dai-ichi:** Der Einheit 1 Reaktor war das erste Atomkraftwerk, das im Fukushima Dai-ichi Komplex gebaut und in Betrieb genommen wurde.

**TABELLE 1 DETAILS DES ATOMKRAFTWERKS FUKUSHIMA DAI-ICHI**

Kraftwerk	Typ	IAEA CODE	THERMAL/NETZ ELEKT.MW	BRENNE RN	REAKTOR-LIEFERANT	1. kommerzielle GENERATION
FUKUSHI MA 1 - 1	BWR-3	JP-5	1380/439	LEU	General Electric	1971

Der Einheit 1 Reaktor wird von einem so genannten Mark I Glühbirnen- und Doughnut-Containmentsystem umgeben, das ein mit Stahl ausgekleidetes Drywell (die Glühbirne) und ein damit verbundenes torusförmiges Wetwell (den Doughnut) umfasst – siehe ABBILDUNG 1, ANHANG A.

Bei normalem Betrieb trägt das aus verstärktem Beton bestehende Drywell den Reaktordruckbehälter und dient als biologischer Schutzmantel. Das Wetwell hat bei normalem, störungsfreiem Betrieb des Reaktors keine spezifische Funktion.

Bei Betriebsstörungen, z.B. bei Kühlmittelverlust (loss of coolant accident - LOCA) dehnt sich der unter hohem –Druck stehende Dampf, der aus dem Reaktordruckbehälter ausströmt, im Inneren des Drywells aus. Der gestiegene Druck im Inneren des Drywells leitet den Dampf durch Entlüftungen in das Wetwell, wo er durch zahlreiche Leitungen, die sich in der zur Hälfte mit Wasser gefüllten Toruskammer befinden, geleitet wird und so abgekühlt und kondensiert wird.<sup>4</sup> ABB. 2

- 1 [TEPCO Presseveröffentlichung 05. Mai 2011 - http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11050503-e.html](http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11050503-e.html) - TEPCO ist das Unternehmen, das für alle sechs Atomkraftwerke des Fukushima Dai-ichi Komplexes verantwortlich ist.
- 2 TEPCO Bewertung von [Kernschäden](#) und [CAMS-Daten](#) von Einheit 1, 2 und 3, umfasst Berichtigungen der früheren Bewertungen.
- 3 Die Definition von „Kaltabschaltung“ wird normalerweise für Reaktoren angewendet, deren Brennkern unbeschädigt ist und umfasst auch die Parameter im Bezug auf den subkritischen Zustand und die Reaktivität des Brennkerns, die im Bezug auf die Abschaltung normalerweise als  $\Delta k/k_{eff}$  ausgedrückt werden, auch im Kontrollstabwert vermindert um den Überstand des Stabs – die US Nuclear Regulatory Commission (NRC) gibt die normalerweise akzeptierte und grundlegende [Definition](#) der Kaltabschaltung ab.
- 4 Die Hitze wird aus dem Dampf durch die Kühlung im Wetwell abgeleitet, mit dem Ziel, den Druck im Drywell zu reduzieren und ihn unterhalb des maximalen Konstruktionsdrucks des Containments zu halten. Damit dies wirksam geschieht, muss der Druckabbau gleichzeitig mit dem Dampfstrom geschehen, diese Abbaukapazität kann sich aber erschöpfen, wenn die Ableitung des Dampfes in

Die Notfall-Kernkühlung und das Ersatzkühlsystem, die typischerweise bei einem Mk I Siedewasserreaktor-Atomkraftwerk zur Verfügung stehen, sind schematisch dargestellt.

So wie im Fall eines LOCA wird das Primärcontainment im Fall einer übermäßigen Druckbelastung des Reaktordruckbehälters dazu benutzt, den Behälterdruck durch eine automatische oder manuelle Entlüftung aus dem oberen Bereich des Reaktordruckbehälters über ein separates Leitungssystem in das Wetwell abzulassen.

In den 1980er Jahren wurden sämtliche BWR Mark I Containmentsysteme, die in den Vereinigten Staaten in Betrieb waren (sowie weltweit alle 32 damals in Betrieb befindlichen MK I Siedewasserreaktoren) mit einem zweiten Entlüftungssystem nachgerüstet, um den sich während eines LOCA aufbauenden Druck in das Drywell ableiten zu können. Dieses Entlüftungssystem verfügt über eine direkte „gehärtete Leitung“<sup>5</sup> zu den Entlastungspylenen, durch die potenziell explosive Wasserstoff-Luft-Gasgemische in die Atmosphäre ausgeleitet werden können.

Das Containment-Entlüftungssystem ist eine von mehreren Funktions-, Instrumentierungs-, Speisewasser- und Dampföffnungen, die durch die Primär-Containment-Struktur führen. Diese Funktionsöffnungen zusammen mit der Isolierung der Containmentkappe in den oberen Bereich des Inneren des Drywells, die allgemein als Schwachpunkte der Mk 1 BWR Containment-Konstruktion angesehen werden, ermöglichen potenzielle radioaktive Lecks während und nach einem Vorfall vom Typ LOCA.<sup>6,7</sup>

**Ist-Zustand des Einheit 1 Reaktors und des Primär-Containments:** Derzeit wird Frischwasser direkt in den Reaktordruckbehälter eingeleitet, über eine der vorhandenen Leitungen (möglicherweise den Speisewasserzulauf – Siehe [ABB. 2C](#) und [3](#)), in einer Menge und mit einer Durchflussrate, von der angenommen wird, dass sie ausreicht, um Temperatur der Brennstäbe im Reaktordruckbehälter innerhalb annehmbarer Grenzen zu halten, obwohl die oberen Enden der Brennstabbündel weiterhin aus dem Wasser ragen.<sup>8</sup> Wenn die Reaktordruckbehälter-Speisewasserleitung zur Einleitung des Wasser genutzt wird, wird das Kühlwasser zunächst in den Speisewasserleitungs-Ringraum geleitet, so dass es nicht direkt im Brennkern selbst zirkuliert, was allerdings möglicherweise einen großen Unterschied zwischen den überwachten Temperaturen der äußeren Ummantelung des Reaktordruckbehälters und den geschlussfolgerten Brennstabtemperaturen im Reaktordruckbehälter erzeugt.

- Da die Kühlungsanlagen für den Reaktordruckbehälter während der Ereignisse nach dem Tsunami entweder unterbrochen oder dauerhaft beschädigt wurden, beginnen die überwachten Gehäusetemperaturen des Reaktordruckbehälters zu steigen, wenn der Wasserzufluss unterbleibt, was darauf hinweist, dass die Brennstab-Massekühlungsgeometrie die Bedingungen für eine Kaltabschaltung noch nicht erreicht haben.

das Drywell-Containment über einen längeren Zeitraum geschieht, woraus eine unerwünschte Erhöhung des Drucks im Drywell und im Wetwell resultiert und schließlich eine Drucküberschreitung und ein Schaden an den Primär-Containmentstrukturen – der Konstruktionsdruck beträgt ca. 4 bis 5 bar (0,4 – 0,5MPa) bei einer gegebenen Temperatur von ca. 140°C auf der Basis, dass kein Brennstab durch den Reaktordruckbehälter schmilzt und in das Primärcontainment gelangt. Für den Fall einer Kerndurchschmelze wird vorausgesagt, dass die Temperaturen im Primärcontainment (Drywell) 1.480°C erreichen - Hyman, C R, *Multicell CONTAIN Analysis of BWR MK I Drywell Response to Time-Dependent Vessel Release of Core Debris*, präsentiert bei dem *Severe Fuel Damage, Containment Loads, and Source Term Research Program Review Meeting* in Silver Spring, Maryland, 19.-23.Oktober 1987.

5 Es ist nicht klar, ob die Fukushima Mk I Containments nachträglich mit solch einer „gehärteten“ Entlüftungsleitung ausgestattet wurden.

6 Yue D D, *BWR Containment Failure Analysis During Degraded-Core Accidents*, Oak Ridge National Laboratory, ANS Jahresversammlung 1982.

7 Perkins K R, Vang J W, Greene G A, Pratt W T, Hofmayer C, *Containment Performance for Core Melt Accidents in BWRs with Mark I and Mark II Containments*, BNL-NUREG-37676 Dept Nuclear Energy Brookhaven National Laboratory, 1986.

8 Trotzdem war es nicht möglich, genügend Wasser in den Reaktordruckbehälter einzuleiten, um die herausragenden Enden der Brennstabbündel zu bedecken, was möglicherweise die Fortsetzung der Bildung von Wasserstoff über eine Zirkonium-Dampf-Reaktion ermöglicht und die Notwendigkeit einer Entlüftung des Reaktordruckbehälters in das Wetwell verursacht hat, um so den Stickstoff aus dem Drywell abzuleiten und eine Wasserstoffexplosion zu verhindern.

TEPCO schätzt, dass die Beschädigungen der Brennstäbe 55% bis 70% des Brennkerns betreffen,<sup>2</sup> von dem ein Großteil möglicherweise auf den Boden des Reaktordruckbehälters gefallen ist. Die abgestürzte Kern- oder Coriummasse ist möglicherweise durch die Kühlung mit dem eingeleiteten Wasserstrom verhungert; die peripheren Kerndüsen des Reaktordruckbehälters sind möglicherweise vom Salz blockiert und außer Betrieb, verursacht durch die frühere Verwendung von Meerwasser zur Kühlung, die sich im Nachhinein aus unüberlegt herausgestellt hat.<sup>9</sup>

- Die hydrothermalen Bedingungen im Reaktordruckbehälter lassen viel Raum zu Spekulationen: die Brennstabtemperaturen können nur anhand von Rückschlüssen ermittelt werden und in ähnlicher Weise wurde das Ausmaß und die Art der Brennstabschäden durch indirekte Maßnahmen im Zusammenhang mit den Drywell-Gammaraten<sup>2</sup> zusammengeschustert.
- Außer der nicht genügend eindeutig und/oder umfassend ermittelten Nuklid-Zusammensetzung der Radioaktivität, die aus der Einheit 1 ausgetreten ist, gibt es kein zuverlässiges Maß für den Zustand und die Zuverlässigkeit der Isolation des Reaktordruckbehälters, besonders wenn sein Sicherheitsbehälter sich nahe an einem katastrophalen Ausfall befindet oder dieser Ausfall bereits stattgefunden hat.

Die Strahlungsniveaus innerhalb des Turbinengebäudes/Reaktorblocks, aber außerhalb des Primärcontainments, erreichen Spitzenwerte von >90mSv/h und bewegen sich üblicherweise zwischen 20 und 50mSv/h – ein Bericht weist allerdings eine Strahlungsdosisrate an einer normalerweise zugänglichen Stelle von 1.100mSv/h aus. Nach der Installation von Ventilationsequipment war eine wesentliche Reduzierung der radiologischen Umgebung innerhalb von Einheit 1<sup>10</sup> feststellbar.

Ferngesteuerte Dosimetrie im Inneren der Primär-Drywell- und Wetwell-Containments ergab Niveaus von 25 bis 50Sv/h.

- Die Strahlungswerte im Drywell, die höher als erwartet ausfallen, stützen die allgemeine Annahme, dass der Brennkern im Reaktordruckbehälter teilweise geschmolzen und in den unteren Bereich des Reaktordruckbehälters gestürzt ist.

**TEPCO Flutungsplan:** Um eine Kaltabschaltung des Einheit 1 Reaktors zu erreichen, beabsichtigt TEPCO, den Raum zwischen dem Reaktordruckbehälter und dem Gehäuse des Primärcontainments zu fluten.

Die mit der Flutung verfolgten Ziele sind unter Anderem:

- a) Durch die Flutung des Primär-Containments bewirkt die größere Wassermasse (~7.400 Tonnen) im Inneren des Containments einen größeren Temperaturabfall und verzögert so einen Anstieg der Temperatur der Brennstäbe, wenn der Zulauf (Ergänzung) von kaltem Wasser aus irgendeinem Grund unterbrochen wird;
- b) Wenn der Wasserstand im gefluteten Containment in ausreichender Höhe aufrecht erhalten werden kann, stehen die herausragenden Enden der Brennstoffbündel im Reaktordruckbehälter unter Wasser;
- c) Die längere Verzögerungszeit zwischen den einzelnen Wassereinspritzungen zur Brennstabkühlung ermöglichen unter Umständen, dass Mitarbeiter von TEPCO (als Notlösung) ein Hitzeableitungssystem installieren können, das die Menge des eingespritzten Wassers reduziert, das aus dem Reaktordruckbehälterkreislauf ausgekippt wird; und als hauptsächliche positive Nebeneffekte:
- d) Wenn die herausragenden Brennstabenden im Reaktordruckbehälter bedeckt sind, wird der durch die Brennstaboberflächen verursachte radioaktive Ärosolaustritt (durch Entlüftung in das Wetwell) reduziert und weiter in das mit Wasser gefüllte Primär-Containment „ausgewaschen“; und

<sup>9</sup> Auch wenn sie einsatzfähig wären, dürften die peripheren Reaktordruckbehälter-Kernzerstäuber nicht eingesetzt werden, da im Reaktordruckbehälter das Risiko einer Wasserstoffverpuffung bestünde, wenn die Zerstäubung eine Kondensation des Dampfolumens nach sich ziehen würde.

<sup>10</sup> Siehe TEPCO –[Bewertungsergebnisse](#) vom 07. Mai 2011.

- e) Die Flutung des Primär-Containments bietet eine zusätzliche Abschirmung, wodurch die Radioaktivität gesenkt und die möglichen Verweilzeiten im Bereich des Einheit 1 Reaktorgebäudes verlängert werden können.

**Fortschritte bei der Durchführung:** Die Vorbereitung zum Fluten des Containments beinhaltet mehrere unterschiedliche Stufen:<sup>11</sup>

- 1) TEPCO muss Filtergeräte und Rohrleitungen im Reaktorbereich des Reaktorblocks 1 installieren und ihn ganz allgemein dekontaminieren – diese Aufgaben, bei denen Personen hoher Strahlung ausgesetzt sind, werden mit größter Wahrscheinlichkeit von Teams erledigt, um die Strahlenaufnahme jedes Einzelnen zu begrenzen;<sup>12</sup>
- 2) Die Luftfilter sowie die Dekontaminierung und das Abpumpen von Wasser aus dem Keller des Reaktorblocks und der nebenan liegenden Turbinenhalle gestatten einen längeren Zugang zu den Diensten, besonders die Nachwärmeabfuhrschaltung, die eventuell wieder in Betrieb genommen wird, um den Reaktordruckbehälter und die überflutete Kammer des Reaktorsicherheitsbehälters zu kühlen; und
- 3) die Senkung der radiologischen Umgebung innerhalb von Block 1 und der Turbinenhalle wird den operativen Zugang zu den Diensten von Block 1 ermöglichen und TEPCO eine bessere Möglichkeit bieten, die Gültigkeit der aktuellen Beurteilung<sup>13</sup> der Auswirkung und des Risikos der Flutung des Containments zu prüfen.

Das Fluten des Reaktorsicherheitsbehälters, sowohl der Drywell und verbundenen Wetwell, auf praktisch die gesamte Tiefe ist keine zuvor erfasste Konstruktionsfunktion, für die es einen nuklearen Sicherheitsnachweis gibt.<sup>14</sup> Allgemeine und spezifische Probleme durch das Fluten des Reaktorsicherheitsbehälters sind folgende:

- i) Ganz allgemein zusätzliche Auflast auf die Strukturen des Reaktorsicherheitsbehälters durch die durch das Fluten entstehende (hydrostatische) Wassersäule – die allgemeine Höhe des Dry-Wetwell Containments bis zur Spitze des Brennstabbandes des Reaktordruckbehälters beträgt ca. 30 m. Die Wassersäule erzeugt einen maximalen hydrostatischen Druck am niedrigsten Punkt der Wetwell von ca. 3 bar (0.3 MPa).
- ii) Die Wassermasse zum Füllen der Containmentkammer wirkt sich wesentlich auf die seismische Reaktion der Containmentstruktur aus, besonders weil die Wassermassen die seismische Trägheitsreaktion vergrößern, was wiederum zu zusätzlicher Zugspannung der strukturellen Verbindungen von sowohl der Dry- als auch der Wetwell Containmenthüllen führt. Ausführlicher erläutert heißt das:

<sup>11</sup> Am 5. Mai 2011 hatte der Wasserstand im Reaktorsicherheitsbehälter von Block 1 eine Tiefe von ca. 6 m vom unteren Plateau der Drywell aus erreicht. Der Wasserstand muss jedoch für die Abdeckung des Kernbrennstoffs 18 m betragen – bei einer Erhöhung der Wassereinspritzrate von 14 Tonnen/Stunde dauert die Flutung ca. 22 Tage – weitere Informationsquellen nennen für die Einspritzraten für Block 1 Zahlen zwischen 8 und 10 Tonnen/Stunde.

<sup>12</sup> Obgleich die Arbeit in Teams die Strahleneinzeldosis begrenzt, und somit auch das individuelle Risiko, bleibt die kollektive Dosis (man Sv) hoch, d.h. für die gesamte Gruppe gelten dieselben gesundheitlichen Beeinträchtigungen, siehe [TEPCO Aussage](#) vom 05. Mai 2011.

<sup>13</sup> TEPCO, [Bericht über die Durchführung einer Messung zur Flutung des Reaktorsicherheitsbehälters bis zum oberen Bereich des Brennstoffbandes in Block 1 des Fukushima Daiichi Kernkraftwerks \(Zusammenfassung\)](#), 05. Mai 2011.

<sup>14</sup> Nach Kenntnis des Autors beinhaltet die Containmentkonstruktion von Block 1 von General Electric nicht die absichtliche Flutung des Hohlraums bis zur vollen Höhe, obgleich bestimmte Kraftwerke (LOVIISA VVER-440) in Finnland für die teilweise Flutung des Reaktorsicherheitsbehälters genehmigt sind – siehe Bal Raj Sehgal, Hyun Sun Park, *PRE-DELI-MELT, Pre-Project (PRE) on Development & Validation (DELI) of Melt Behaviour (MELT) in Severe Accidents*, NKS R 2002 02, Juni 2004. Die [NRC bezieht sich](#) jedoch auf ein Verfahren namens *SAMG-1, Primary Containment Flooding, Leg RC/F-4*, obgleich es sich hierbei nicht um ein öffentliches Dokument zu handeln scheint.

- Dieser komplexe Analysebereich erfordert exakte Eingabedaten, um die Reaktion der mit Wasser gefüllten Struktur auf die durch Nachbeben entstehende seismische Belastung zuverlässig abzubilden – die Dynamik Flüssigkeit-Struktur-Erde müssen für den Reaktorsicherheitsbehälter als Modell eines dreidimensionalen erregten Systems berücksichtigt werden.
  - Sensible Aspekte der Containmentstruktur sind die Penetrationen (Dampf, Speisewasser etc.), die bei Versagen zu einer Freigabe der Wasserbefüllung führen könnten und zu einem Versagen der Stabilität der Innenstrukturen mit der zusätzlichen durch die Wasserbefüllung erzeugten seismischen Trägheit, wodurch das Risiko des Versagens relativ schlanker Bauteile besteht (wie die Trägersäule für den Reaktordruckbehälter im unteren Drywell-Bereich).
  - Die Verschlechterung der Gebäudestruktur durch Alterung und die frühere seismische Last,<sup>15</sup> und dadurch entstandene Änderungen (wie z. B. das kollabierte Dach des Meilers) muss ebenfalls berücksichtigt werden. Aufgrund der hohen Strahlung im Reaktorblock 1 und der Turbinenhalle, scheint der Zugang zu den Gebäudestrukturen sehr begrenzt zu sein.<sup>16, 17, 18</sup>
- iii) Es wird zudem davon ausgegangen, obgleich dies im zusammenfassenden Bericht von TEPCO<sup>13</sup> nicht erläutert wird, dass nach der Flutung der Kammer des Reaktorsicherheitsbehälters die notwendige Belüftung des Reaktordruckbehälters über den Weg der torusförmigen Wetwell erfolgt. Der entlüftete Dampf wird in den gefluteten Wet- und Drywellkammern kondensieren und die nicht kondensierbaren Gase, besonders der durch die fortlaufende Dampf-Zirkaloy Reaktion entstehende Wasserstoff, wird sich in einer Tasche oder Taschen über dem Containment



ansammeln oder, noch wahrscheinlicher, bis zum Leerraum durchsichern, der sich an der Spitze der Containmentkammer unter dem Verschlussdeckel gebildet hat.

- 15 Frühere Berichte bezüglich der Anlagen 1-3 gaben an, dass die Kraftwerksbetreiber die Sicherheitsventile zur Druckentlastung im Reaktordruckbehälter durch Entlüftung in der mit Wasser gefüllten torusförmigen Wetwell einsetzen. Zusätzlich bildete sich Wasserstoff (Reaktion Zirkonium/Wasser) im Kern, wenn die Brennstäbe freilagen, der ebenfalls in die Wetwell geleitet wurde. Die Kombination aus Dampf und Wasserstoff, die in die Wetwell geleitet wurde, führte zur einer Temperatur- und Druckerhöhung in der Wetwell. Da zu diesem Zeitpunkt weder im Werk noch außerhalb des Werks Strom verfügbar war, gab es keine Möglichkeit, das Wetwell-Wasser zu kühlen, wodurch der Druck im primären Containment mit der Zeit anstieg und den Auslegungsdruck überstieg. Zu oder um diesen Zeitpunkt herum trat vermutlich die Wasserstoff-Dampf-Mischung des Reaktorsicherheitsbehälters aus (vorbei an Dichtungen gegen das Eindringen und besonders durch den Verschlussdeckel des Reaktorsicherheitsbehälters hindurch – oder sie wurde absichtlich manuell abgelassen), in den Meiler, in dem das abgelassene Wasserstoffgas verpuffte, und dabei einen großen Teil der Meilerstruktur zerstörte. Das Entlüften des Reaktorsicherheitsbehälters in die Wetwell wird von einer sehr hohen hydrodynamischen Last auf die darunter liegenden Röhre begleitet, die die Containmentstruktur der Wet- und Drywell miteinander verbindet – siehe NUREG-06661 Juli 1980.
- 16 Die NISA forderte am 13. April 2011 von TEPCO eine Beurteilung der Gebäudestrukturen, besonders in Bezug auf die Widerstandsfähigkeit der Strukturen gegenüber seismischen Nachbeben, obgleich bis heute nichts veröffentlicht wurde – siehe Reaktorbedingungen.
- 17 Die Strahlung im Inneren der Drywell-Kammer ist sehr hoch (am 02. April durchschnittlich ca. 40 bis 50Sv/h, von der erwartet wird, dass sie bis heute auf ca. 20Sv/h gesunken sein wird), wodurch das Eindringen von Menschen in den Drywell-Kammer absolut unrealistisch ist.
- 18 2005 wurde eine Schädigung durch Alterung der torusförmigen Wetwell in Form von Brüchen der Verbindungswände im Fitzpatrick Mark I BWR (Inbetriebnahme 1975), das sich in der Nähe von New York befindet, festgestellt.

- Es ist nicht klar, welche Anlage gegebenenfalls für die Entlüftung dieses im höheren Leerraum angesammelten Wasserstoffs über einen „gehärteten“ Weg zur Verfügung steht.
- Da er über ein begrenztes Volumen verfügt, könnte der Gasdruck im Leerraum über einen relativ kurzen Zeitraum ansteigen und über die Verschlusskappendichtungen der Kammer freigegeben werden.
- Wenn keine Anlage zur Entlüftung des Dampfereichs des Reaktordruckbehälters (z. B. über den oberen Bereich des Kernbrennstoffs) zur Verfügung steht, könnte ein Bereich über dem Kernbrennstoff bei weiterer Erzeugung von Wasserstoff zu einem ausreichendem Druckaufbau im Dampfereich des Reaktorsicherheitsbehälters und somit zur Enthüllung des Brennstoffs führen, was im Gegensatz zur Logik von TEPCO steht, dass die Reduzierung freien Gasraums (-Phase) durch die Druckreduzierung mehr als ausgeglichen wird. (Paragraph 4, Bulletin 3, p3, fn 13)
- Die Aussage von TEPCO (Paragraph 4, Seite 3, fn 13), dass unzureichender Wasserstoff durch eine weitere Dampfschub-Zircaloy Verbrennung erzeugt werden würde, ist unbegründet und stimmt nicht mit der Beurteilung von TEPCO<sup>2</sup> überein, dass die Brennstoffbeschädigung in Block 1 auf 55 bis 70 % beschränkt ist und widerspricht der Tatsache, dass TEPCO in der vergangenen Woche oder auch schon davor, Stickstoff in die Containmentkammer der Drywell von Block 1 gepumpt hat, was auf einem Anlass zur Besorgnis hinweist, dass die Brennstoffbeschädigung (d. h. die Wasserstofferzeugung) fortbesteht.

**Potentielle Risiken während/im Anschluss an das Fluten des Reaktorsicherheitsbehälters:** Es sind einige potentielle Risiken und Gefahren vorhanden, die während oder als Ergebnis der Flutung des Reaktorsicherheitsbehälters entstehen können und zwar folgende:

- a) **Ab Behälter Dampfexplosion:** Wenn, was durchaus möglich ist, die Coriummasse, die sich mit großer Wahrscheinlichkeit auf dem Bodenkopf des Reaktordruckbehälters gebildet hat, weiterhin schmilzt oder sich durch die Schutzhülle des Reaktordruckbehälters frisst, besteht weiterhin das Risiko einer aktiven Dampfexplosion, sobald die Coriummasse in das unterkühlte Wasser unter dem Reaktordruckbehälter spritzt oder tropft, es sei denn, der steigende Wasserpegel in der Drywellkammer bedeckt den Bodenkopf des Reaktordruckbehälters und kühlt das Corium.
  - Eine solche geschmolzene Metall-Wasserexplosion könnte stark genug sein, um den Sockel, der den Reaktordruckbehälter stützt, zusammenbrechen zu lassen und/oder den Reaktorsicherheitsbehälter zu durchbrechen.

19 Large & Associates, Incidents, Developing Situation and Possible Eventual Outcome at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plants, Zwischenbericht, R3196-A1, 10. April 2011.

- b) **Kühlbarkeit von Corium-Schmelze:** Das ist vielleicht das ungelöste Problem, das am meisten beunruhigt, da nicht klar ist, wie ein freigesetztes Schmelzbad gekühlt und abgekühlt werden kann, das mit einer Gebäudestruktur aus Beton für die Drywell interagiert, sollte sich die Coriummasse durch den Reaktordruckbehälter fressen. Die offensichtliche Reaktion der Flutung der Drywell mit Wasser, um die Schmelze im Containment abzukühlen und zu halten, ergab nicht in allen Fällen eine vollständige Kühlbarkeit.<sup>14</sup>
  - Sollte eine Coriummasse, die aus dem Reaktordruckbehälter getropft oder gespritzt ist, nicht gekühlt werden können, könnte dies zu einem Zusammenbrechen des Containments führen, besonders wenn die Innenstahlisolation der Drywell an den Penetrationspunkten durchgebrannt ist und dadurch ein Weg über die mit Styren gefüllte Kammer zwischen der Stahlisolation und der Betonstruktur des Containments freigegeben wird.<sup>19</sup>

- c) **Dem Wasser in Kammer Borsäure zugeben:** Als eine Form der Kritikalitätskontrolle mag es erstrebenswert erscheinen, das in den Reaktor Druckbehälter eingetretene Wasser mit Borsäure zu versetzen und dadurch zu verhindern, dass ein erneuter Kritikalitätsfall auftritt. Wenn jedoch das mit Borsäure versetzte Wasser durch Dichtungen, Ventile, Verbindungsstellen oder Risse in den Containmentgrenzbereichen austritt, kann sich die Säure konzentrieren und zu einer raschen Korrosion des Kohlenstoffs und des niedrig legierten Stahls führen, die üblicherweise bei Druckbegrenzungsstrukturen eingesetzt werden.
- Es muss bezüglich der dem eingedrungenen Wasser zugefügten Menge an Borsäure ein Gleichgewicht gefunden werden, besonders wenn man das Vorhandensein von Salz (das durch die frühere Einleitung von Meerwasser vorhanden ist) berücksichtigt. Hierbei sollte besonders die potentielle Verschlechterung der Stahlisolierung und der Betonstrukturen kurz- und langfristig berücksichtigt werden, wenn, was wahrscheinlich ist, das Fluten des Containments zu einem dauerhaften Bestandteil wird.
- d) **Verbindung zwischen dem Wasser im Hohlraum und dem Brennstoff des Reaktor Druckbehälters:** Natürlich muss die Zahl der potentiellen Wege für die radiaktive Freigabe an die Umwelt so gering wie möglich gehalten werden. Innerhalb der zwei Monate nach dem Tohoku-Taiheiyu-Oki, dem Erdbeben-Tsunami, hat TEPCO immer wieder betont, dass die Reaktor Druckbehälter der betroffenen Blöcke 1, 2 und 3 intakt sind.
- Gemäß dem Flutungsplan von TEPCO<sup>13</sup> muss eine Verbindung zwischen der Kühlflüssigkeit und dem Reaktor Druckbehälter geschaffen werden – das in den Reaktor Druckbehälter über die offene Speisewasserleitung eingespritzte Kühlwasser muss durch und um den beschädigten Brennstoff im Reaktorsicherheitsbehälter strömen und anschließend in die Wetwell und Drywellkammern.
  - Das bedeutet, dass mehr Wasser dem Risiko einer Spaltproduktkontamination ausgesetzt wird, und bei einem Versagen des Containments an die Umwelt abgegeben wird und außerdem
  - wird durch die Verbindungs- und Flutungsregelung die erste Containmentssperrschicht (des Reaktor Druckbehälters) entfernt – das System besteht im Moment noch aus zwei Sperrschichten. Dies führt wiederum zu einer Reduzierung des Gehäuses der ersten Sperrschicht des Reaktorsicherheitsbehälters, bei der eine Prüfung zur Bestimmung der Widerstandsfähigkeit gegen weitere seismische Belastungen nicht möglich war.

**Ergebnisse und Empfehlungen:** Zuerst einmal muss bestätigt werden, dass das Fluten des Reaktorsicherheitsbehälters von Block 1 die einzige für TEPCO umsetzbare Lösung sein wird, um die Stabilität und wenigstens ein bisschen Kontrolle über die ernste radiologische Situation am Nuklearkomplex Fukushima Dai-ichi zu bewahren.

Bis heute und besonders angesichts des etwas dünnen zusammenfassenden Berichts, in dem versucht wird, den Flutungsplan<sup>13</sup> zu rechtfertigen, ist es absolut nicht eindeutig, ob TEPCO in seiner Beurteilung die potentiellen Risiken des Plans wirklich vollständig berücksichtigt hat. Diese unsicheren Bereiche beziehen sich auf den tatsächlichen Zustand des Brennstoffs, den Zustand des Reaktor Druckbehälters und, auffallend nicht vorhanden, die strukturelle Sicherheit des Reaktorsicherheitsbehälters, besonders im Hinblick auf die Erfüllung der Containment- und Strukturfunktionen bei Nachbeben und mit großer Wahrscheinlichkeit weiteren zukünftigen Erdbeben.

Besorgniserregend ist im Besonderen der ungerechtfertigte eilige Ansatz, der die Entwicklung und Beurteilung eines nuklearen Sicherheitsfalls nicht berücksichtigt. So hat es zumindest angesichts der eingeschränkten öffentlich verfügbaren Informationen den Anschein. Wenn die Flutung des Reaktorsicherheitsbehälters unumgänglich sein wird, um eine sich verschlechternde Situation im Block 1 zu retten, sollte sie nichtsdestotrotz im Hinblick auf die nukleare Sicherheit gerechtfertigt sein, denn die vollständige Flutung des Reaktorsicherheitsbehälters ist eine einzigartige Anwendung, die innerhalb der Konstruktionsphase des Kernkraftwerks 40 bis 50 Jahre zuvor nicht berücksichtigt wurde. Die Tatsache, dass die Gebäudestruktur des Reaktorsicherheitsbehälters seit 40 Jahren in Betrieb ist (einige sind der Ansicht, dass dieser Zeitraum bereits über die Lebensdauer der Struktur hinausgeht) und somit natürlich einer durch Alterung bedingten Verschlechterung unterliegt und zudem starken seismischen Beben ausgesetzt war, gefolgt von einer heftigen Explosion, gebietet es noch mehr, die Eignung der Durchführung dieser neuen (und über die Konstruktionsgrundlage hinausgehenden) Aufgabe offen und gründlich nachzuweisen.

Aufgrund der hohen Strahlung in und um den Reaktorblock 1 herum, hat TEPCO den Zugang für eine gründliche Inspektion der Gebäudestruktur verboten. Obgleich Lecks im Containment bestätigt wurden, hat TEPCO nicht erläutert, wie die Leckwege (die strukturelle Störungen sein müssen) die strukturelle Funktion des Containments von Block 1 behindern oder verschlechtern könnten.

Diesbezüglich ist die Rechtfertigung des Flutungsverfahrens von TEPCO, so wie es in dem öffentlich zugänglichen zusammenfassenden Bericht erläutert wird<sup>13</sup>, mangelhaft und es fehlt der rationale und disziplinierte Ansatz, den ein solches Projekt verdient.

Der Präsentations- und Rechtfertigungsansatz des Flutungsplans von TEPCO ist auf keinen Fall umfassend genug, und lässt die Berücksichtigung des Zeitraums aus, in dem der Reaktorsicherheitsbehälter von Block 1 als „Wassersarkophag“ erhalten muss – die radiologischen Konsequenzen bei einem Versagen des Containments in naher oder ferner Zukunft werden kaum erwähnt – und es wird weder erwähnt, wie die Sicherheit dieser Vorgehensweise und die Ruine von Block 1 in den nächsten Jahren aufrecht erhalten wird noch wie sie irgendwann in der Zukunft demontiert und stillgelegt wird.

Kurzum, TEPCOS Plan für die Flutung von Block 1 ist sehr schlecht durchdacht und obgleich sich der Plan auf dem Weg zur praktischen Umsetzung befindet, wurde kein nachweislicher nuklearer Sicherheitsfall präsentiert.

**JOHN H LARGE**  
LARGE & ASSOCIATES  
Consulting Engineers, London



## ANLAGE A

1 Abbildung:

Verschlusskappe Reaktorsicherheitsbehälter

torusförmige Wetwell

Abbildung 1: Schnittbild des MARK I Containments

Nachwärmeabfuhrsystem

Dampfkondensator

Niederdruckkernsprühung

Isolierung Kühlung

HP LOCA Einspritzung

Boreinspritzung

Abbildung 2A Notfallkernkühlssysteme (mit im oder außerhalb des Werks verfügbarem Strom) Quelle: AREVA

2 Abbildung:

Dampfkondensator erschöpft seine Kapazität in 1 Stunde und 36 Minuten

Entlüftungsleitungen Reaktordruckbehälter bleiben geöffnet

Drywell überschreitet Temperaturgrenze, Turbinen lösen sich

Abbildung 2B Notfallkernkühlungssysteme (kein im oder außerhalb des Werks verfügbarer Strom)

3 Abbildung:

Reaktorsicherheitsbehälter Gas im Leerraum

Flutungspegel Containment

Wassereinspritzung Reaktordruckbehälter, Speisewasserleitung

Strömung vom Reaktordruckbehälter zur Wetwell über Entlüftungsleitung

Abbildung 2C Aufbau der Containmentflutung

4 Abbildung

Speisewassereintrittspunkt

Normaler Wasserstand

Speisewasser Strom-Ringkanal

Brennstoffkern

Normaler Betrieb

Abbildung 3 BWR Reaktordruckbehälter

5 Abbildung

Wasserstand nach dem Tsunami

nach unten gesunkenes Corium

Brennstoffschmelze