

Fragen für das Technische Forum Kernkraftwerke (TFK)

1 Vorbemerkungen

1.1 Fragesteller

Die vorliegenden Fragen werden von den folgenden Organisationen eingebracht:



Greenpeace Schweiz
Heinrichstrasse 147
Postfach
8031 Zürich
florian.kasser@greenpeace.org
Tel. +41 44 447 41 41

**SCHWEIZERISCHE ENERGIE-STIFTUNG
FONDATION SUISSE DE L'ENERGIE**



SES - Schweizerische Energie-Stiftung
Sihlquai 67
8005 Zürich
sabine.vonstockar@energiestiftung.ch
Tel. +41 44 275 21 21



Ärztinnen und Ärzte für Umweltschutz
Westquai 2
Postfach 620
4019 Basel
martin.forter@aefu.ch
Tel. +41 61 322 49 49

1.2 Autor

Im Auftrag der obenstehenden Organisationen:

Markus Kühni
Dipl. Ingenieur ETH
Fichtenweg 21
3012 Bern

Tel. +41 79 294 03 31
markus@energisch.ch
<http://energisch.ch>

1.3 Auftrag

Greenpeace, SES und Aefu haben mir den Auftrag erteilt, für ausgewählte Themenbereiche entsprechende Fragen auszuarbeiten:

- Thema I: Füllstandsmessungen Reaktordruckbehälter
- Thema II: Aufbereitungsgebäude Kernkraftwerk Mühleberg (KKM)

Da meine Auftraggeber auf eine möglichst grosse Allgemeinverständlichkeit Wert legen, sind die vorliegenden Fragen recht ausführlich formuliert und illustriert. Die Einzelfragen (Buchstaben) sind als Checkliste zu verstehen, die Antworten können als zusammenhängende Erklärung formuliert werden. Wir gehen davon aus, dass die Fragen selbstverständlich integral und vollständig beantwortet werden.

Gespannt auf Ihre Antworten verbleibe ich mit Dank und freundlichen Grüssen

Bern, 7.5.2013

Markus Kühni

2 Thema I: Füllstandsmessungen Reaktordruckbehälter

2.1 Sicherheitstechnische Bedeutung

In einem Kernreaktor gibt es ein ultimatives Sicherheitsziel: die Brennelemente müssen möglichst zu jedem Zeitpunkt mit Kühlwasser bedeckt sein, damit sie keinen Schaden nehmen. Dies gilt auch noch lange nach der Abschaltung, denn in den Brennelementen findet der sogenannte Nachzerfall der Spaltprodukte aus der Kernspaltung statt. Dieser Nachzerfall erzeugt weiterhin eine enorme Wärmeleistung im Megawatt-Bereich. Letztlich dienen praktisch sämtliche Sicherheitssysteme einer Anlage der Abfuhr dieser Nachzerfallswärme vom Reaktor über mehrere Kühlkreis-Stufen hinweg zu einer Wärmesenke.

Zu viel Wasser darf im Reaktor aber auch nicht vorhanden sein, denn sonst fehlt dem Druckbehälter das gasförmige "Polster", um im zulässigen Druckbereich zu bleiben. Ein zu volles System würde Gefässe und Rohre beschädigen. Die Angst der Operateure vor einem solchen, "going solid" genannten Effekt, führte unter anderem zum Unfall auf Three Mile Island (Harrisburg)¹.

Folglich muss der Füllstand im Reaktordruckbehälter ständig überwacht und die Kühlmittelzufuhr entsprechend geregelt werden. Ohne eine zuverlässige Instrumentation des zentralen Messwertes *Füllstand* kann weder ein automatisches System noch die beste Betriebsmannschaft einen Störfall beherrschen.

2.2 Füllstandsmessung bei General Electric BWR Reaktoren

Der Füllstand von General Electric BWR Reaktordruckbehältern wird mittels Druckvergleich gemessen. Dazu wird Wasser vom Reaktordruckbehälter über ein Messröhrchen ins Containment geführt und der Wasserdruck dort verglichen mit dem Wasserdruck aus einer Kondensationskammer mit bekannter, konstanter Füllhöhe. Die Kondensationskammer ist ganz oben mit der Atmosphäre des Reaktordruckbehälters verbunden, so dass beide Wassersäulen demselben Oberflächendruck ausgesetzt sind. Aus der Differenz der Wasserdrücke kann (normalerweise) der Füllstand im Reaktordruckbehälter abgelesen werden².

In der Schweiz sind Mühleberg und Leibstadt mit General Electric BWR Reaktoren ausgerüstet.

2.3 Fehlerhafte Füllstandsmessung in Fukushima

In Fukushima haben die Füllstandsanzeigen versagt. Zunächst lag dies an der zusammengebrochenen Stromversorgung (inklusive der batteriegestützten Gleichstromversorgung). Später konnte die Versorgung der wichtigsten Instrumente mittels Fahrzeugbatterien wiederhergestellt werden. Nachdem die Operateure wieder den Füllstand ablesen konnten, dachten sie zunächst während Stunden, dass der Pegel zwar tief aber nicht kritisch sei³. Später stellte sich jedoch heraus, dass die Messinstrumente falsch anzeigten.

Das General Electric BWR Messprinzip hat in Fukushima systematisch bei allen drei Blöcken versagt, offenbar weil Wasser im Messröhrchen und in der Kondensationskammer aufgrund der hohen Umgebungstemperatur im Containment verdampfte. Die folgenden Passagen aus dem japanischen Regierungsbericht vom Juni 2011 dokumentierten die Sachlage.

¹ J. Samuel Walker, Three Mile Island: a Nuclear crisis in historical perspective, p. 76

² General Electric Systems Technology Manual, Chapter 3.1, Reactor Vessel Instrumentation System, p. 3.1-3

³ Protokolle, Schilderungen eines Operateurs, Nachstellung in NHK, ARTE "Chronik eines Desasters"; <http://www.youtube.com/watch?v=zltv64VFw4A> (ab Zeitmarke 32:20)

Für Block 1⁴:

The standard water level is determined by the water level in the instrumentation piping and condensation tank in the PCV. While PCV pressure was high, there was a possibility that the reactor water level around the fuel was indicated higher than actual level, because high PCV temperature vaporize the water in the instrumentation piping and condensation tank in the PCV, hence those water level was indicated lower than actual level. This suggests that the reactor water level was indicating higher than normal. As a

IV-44

Für Block 2⁵:

With regard to the reactor water level around the reactor fuel, when the PCV pressure remained high, the PCV temperature was high. As a result, the water in the condensation tank and instrumentation piping in the PCV, whose water level is used as a reference water level, evaporated, causing the reference water level to drop. This may have caused the indicated reactor water level to be higher than the actual reactor water level. Since then, the reactor water level showed the same trend as that of Unit 1, and therefore, it was determined that during this period, the water level in the RPV was not measured properly.

Für Block 3⁶:

An instruction may have been issued to maintain a higher water level in the fuel area since the PCV temperature was high when the PCV pressure was remaining at a high level, and the normal water level dropped due to the evaporation of water in the PCV condensation tank as well as the instrumentation piping. As Unit 3 showed the same tendency that Unit 1 later showed, the water level in the RPV was considered immeasurable.

⁴ Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, 2011, IV. Occurrence and Development of the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations; IV-44; http://www.kantei.go.jp/foreign/kan/topics/201106/iaea_houkokusho_e.html

⁵ IV-61

⁶ IV 77

Fragen / Antwortencheckliste

- A. (KKM/KKL) Welche Füllstands-Instrumentierungen sind in Schweizer BWR Reaktoren vorhanden. Gibt es diversitäre Systeme, die nicht von der Kondensationskammer oder den besagten Messröhrchen abhängen?
- B. (KKM/KKL) Gibt es Gründe, warum in vergleichbaren Szenarien dasselbe Problem in den Schweizer BWR-Anlagen nicht auftreten sollte?
(KKL: ggf. relevante konstruktive Unterschiede zum Mark I Containment aufzeigen)
- C. (KKM/KKL) Ist es auszuschliessen, dass dasselbe Problem bei einem Frischdampf-Kühlmittelverlust-Störfall innerhalb des Containments passiert? Gibt es andere Störfälle mit heissem Containment?
- D. (ENSI) Welche Untersuchungen dieses Fehlers wurden nach Fukushima (international und speziell in der Schweiz) vorgenommen?

2.4 Leck in der Umwälzschleife

Bei einem General Electric BWR wird das Wasser forciert mittels Umwälzpumpen durch die Brennstäbe gedrängt. Die dafür verwendeten Umwälzschleifen sind ausserhalb des Druckbehälters angeordnet. Bei einem Leck in der Umwälzschleife zwischen Austritts- (1) und Eintrittsöffnung (2) fliesst das Reaktorwasser durch das Leck aus. Der Kern bleibt aber zu 2/3 unter Wasser, weil der Kernmantel (4), die Kernmantel-Supportplatte (3) und darunter die Reaktordruckbehälter-Kalotte ein Gefäss bilden, welches den Wasserpegel bis zum Scheitelpunkt (5) der Jet-Pumps halten kann.

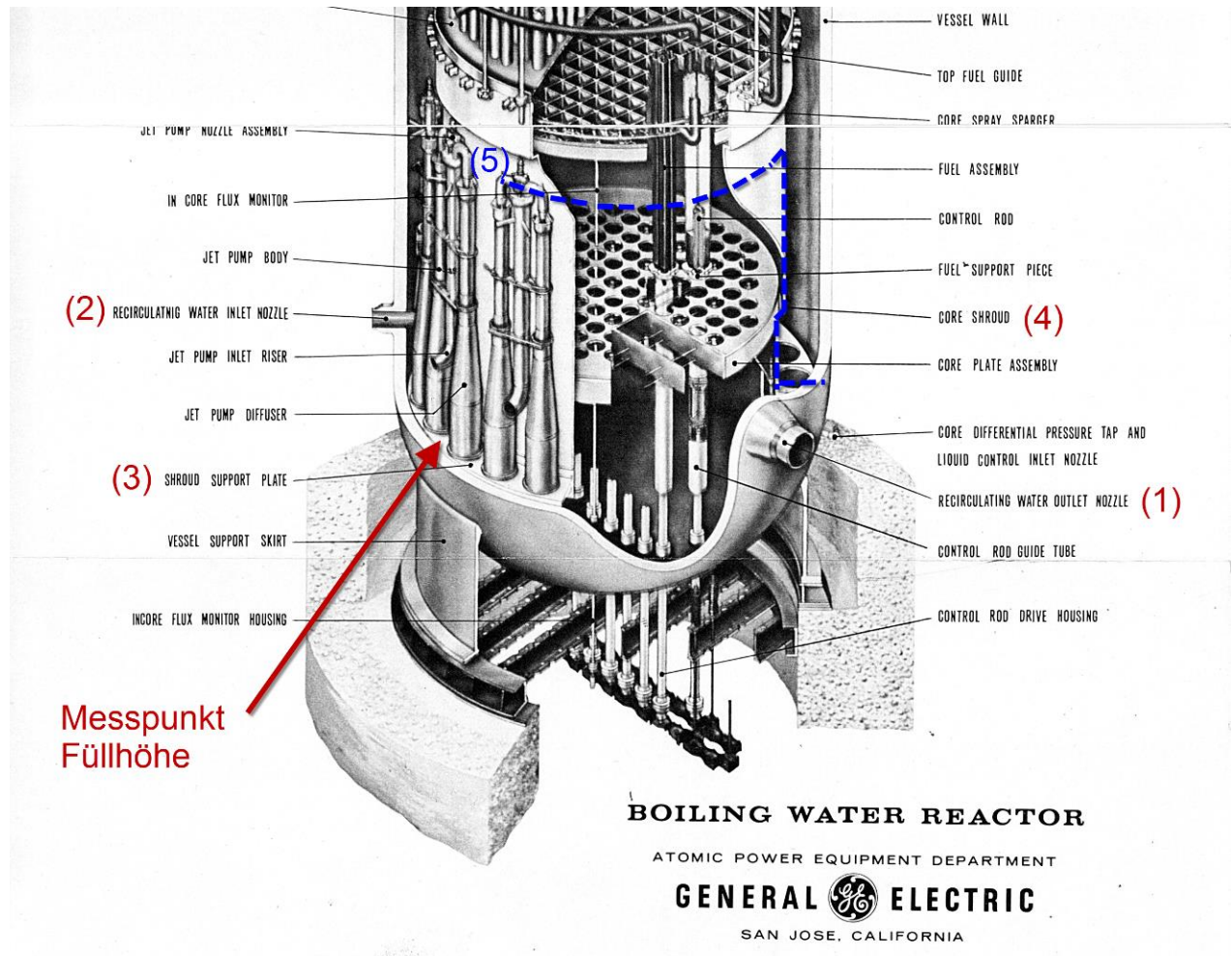


Figure 1 Ausschnitt Kernmantel-Bereich; Quelle: General Description of a Boiling Water Reactor, Atomic Power Equipment Department, San Jose, California (undatiert)

Bemerkenswert ist dabei, dass das Messröhrchen für den Füllstand des Reaktordruckbehälters von einem Punkt ausserhalb des Kernmantels (4) und oberhalb der Kernmantel-Supportplatte (3) ausgeht (downcomer annulus region)⁷. Bei einem Leck in der Umwälzschleife misst es also nicht mehr den Wasserstand am Kern, sondern das Leckniveau.

Fragen / Antwortencheckliste

- E. (KKM/KKL) Ist es richtig, dass bei einem Leck in der Umwälzschleife der Füllstand am Kern nicht mehr richtig gemessen werden kann?

⁷ General Electric Systems Technology Manual, Chapter 3.1, Reactor Vessel Instrumentation System, p. 3.1-3

- F. (KKM/KKL) Falls ja: Wie wird dieser Zustand diagnostiziert bzw. von einem echten Absinken des Füllstandes unterschieden? Wie wird die Wassernachspeisung geregelt?
- G. (KKM/KKL) Gemäss Sicherheitstechnischen Stellungnahmen zu den PSÜ bleibt der Kern im obersten Drittel abgedeckt und wird nur durch den Dampf gekühlt. Dabei findet auch die Wasser-Metall-Reaktion an den Hüllrohren statt, welche zusätzliche Wärme und Wasserstoff generiert. Längerfristig wird offenbar eine Flutung des Containments angestrebt (DSFS)⁸.
Was passiert, wenn letzteres längere Zeit oder definitiv (wie dreifach in Fukushima) nicht möglich ist?

2.5 Füllstandsmessung bei Druckwasserreaktoren

Das Problem der schwierigen Füllstandmessung während eines Störfalls besteht nicht nur bei Siedewasser-Reaktoren (BWR). Auch beim Druckwasserreaktor (PWR) auf Three Mile Island (Harrisburg) war das Fehlen einer verlässlichen Füllstandsanzeige mit ein Grund für den Unfall.

Die folgenden Ausführungen von Roland Naegelin, ASK-Mitglied 1970-1980, HSK-Direktor 1980-1995, zeigen auf, dass die Frage auch bei PWRs noch nicht abschliessen gelöst wurde und es stellt sich die Frage, ob der Sachverhalt angesichts der Erfahrungen in Fukushima wieder aufgerollt werden müsste⁹:

Die Forderung nach einer direkten Füllstandsmessung im Reaktordruckbehälter (RDB) nicht nur von Siedewasser-, sondern auch von Druckwasserreaktoren war eine Konsequenz des TMI-Unfalls 1979. Dort hatten die Operateure nicht erkannt, dass der Reaktorkern lange Zeit nicht mehr von Wasser bedeckt war; sie verliessen sich auf die Anzeige des ausreichenden Füllstandes im Druckhalter, merkten aber nicht, dass im oberen und mittleren Bereich des Reaktordruckbehälters das Wasser von Dampf und Gasen verdrängt war.

Im KKW Gösgen wurde die Forderung nach Messung des Füllstandes im RDB in der Folge zunächst durch eine Druckdifferenzmessung über die Hauptkühlmittelleitungen erfüllt. Dieses Messsystem bewährte sich jedoch nicht und wurde 1985 stillgelegt [hskjb 2000]. Der Feststellung der HSK, dass die direkte Füllstandsmessung in Deutschland, dem Herstellerland des KKW Gösgen, Stand der Technik sei¹⁰, standen die Behauptungen des Betreibers gegenüber, dass einerseits diese oder alternative Messsysteme keine zweifelsfreien Ergebnisse unter den extremen Bedingungen eines schweren Unfalls liefern könnten und dass andererseits die Störfallbeherrschung im KKG ohne direkte Füllstandsmessung möglich sei; der Betreiber schlug vor, diese durch andere Anzeigen gegebene indirekte Füllstandsanzeige noch zu verbessern. Er reichte die entsprechenden Unterlagen Ende 2001 ein und die HSK akzeptierte 2003 die darin enthaltenen Nachweise. Zur Verbesserung der indirekten Füllstandsanzeige wurde vorgesehen, im Jahr 2005 vier Kernaustrittstemperatur-Messungen qualifiziert störfallfest auszuführen [ksajb 2003].

Für die Anlagen Beznau wurde die Forderung nach einer direkten RDB-Füllstandsmessung im April 1994 von der HSK in ihrem Gutachten zum Gesuch um Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung für KKB II wiederholt. Der Betreiber wies ebenfalls auf die mit solchen Messsystemen verbundenen Probleme hin. In den eingereichten Unterlagen legte er dar, dass andere Messgrössen eine

⁸ ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Leibstadt 2006;

ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2007

⁹ R. Naegelin, Geschichte der Sicherheitsaufsicht über die schweizerischen Kernanlagen 1960 2003, 2007, Seiten 297-298

¹⁰ „Das Fehlen einer RDB-Füllstandsmessung im KKG weicht vom Stand der Technik ab“, Periodische Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Gösgen-Däniken, Zusammenfassung, Ergebnisse und Bewertung 1999, Seite 5-52

vergleichbar zuverlässige Aussage zum Wasserniveau im RDB liefern könnten, nämlich Kernaustrittstemperatur, Siedeabstand, Füllstand Druckhalter, Kühlmitteltemperaturen heiss und kalt. Die HSK schloss sich 2003 dieser Argumentation an und erklärte die Bedingungen für den Verzicht auf die Nachrüstung einer direkten RDB-Füllstandsmessung als erfüllt [ksajb 2003].

Die KSA nahm den Entscheid der HSK zur Kenntnis, angesichts der beschränkten Tauglichkeit der verfügbaren Messtechnik auf eine direkte RDB-Füllstandsmessung in den schweizerischen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor zu verzichten. Sie wertete die Ertüchtigung der Kernaustrittstemperatur-Messungen positiv, machte aber auf die möglicherweise ebenfalls schwierige Interpretation dieser unter den speziellen thermohydraulischen Bedingungen eines schweren Unfalls erhaltenen Messsignale aufmerksam. Die Frage der direkten Füllstandsmessung sollte neu überprüft werden, falls ein zuverlässiges Messsystem verfügbar werden sollte [ksajb 2003].

Um an die letzten Worte anzuknüpfen: das Messsystem in Deutschland wird vom ENSI auch heute noch als ungeeignet dargestellt¹¹:

KKG verfügt über eine Füllstandsmessung, die auf dem Prinzip der Differenzdruckmessung beruht und die auf die Anforderungen des Normalbetriebs und von Auslegungstörfällen ausgelegt ist. Dieses Messverfahren ist bei auslegungsüberschreitenden Störfällen mit Kernbeschädigungen und sehr hohen Temperaturen – das ist der hier interessierende Bereich – nicht geeignet. Im Jahre 2005 wurde deshalb eine störfallfeste, für Temperaturen bis 1000 °C qualifizierte Messeinrichtung eingebaut. Dabei werden die Kernaustrittstemperaturen mehrfach redundant gemessen, was einen zuverlässigen Rückschluss auf das Kühlmittelinventar im Kern ermöglicht.

Die Eignung von Reaktordruckbehälter-Füllstandsmesssonden mit direkter Messung mittels Thermowiderstandsmessung, wie sie in deutschen Konvoi-Anlagen verwendet werden, wurde vom ENSI im Jahre 2003 untersucht. Dabei hat sich gezeigt, dass diese Sonden für die Umgebungsbedingungen im Reaktordruckbehälter bei einem schweren Unfall weder ausgelegt noch qualifiziert sind. Sie sind deshalb zur Füllstandsmessung im auslegungsüberschreitenden Bereich nicht geeignet.

Fragen / Antwortencheckliste

- H. (KKG/KKB) Bitte erklären Sie ihre Messsysteme. Warum sollte das bei TMI beschriebene Dampf/Verdrängungs-Problem damit nicht auftreten können? Wie kann anhand einer Austrittstemperatur der Füllstand zuverlässig abgelesen werden, wenn beispielsweise nach einem Kühlmittelverlust-Störfall weder Lokalität, noch Dimension, noch Charakter eines Lecks bekannt sind?
- I. (ENSI) Kenn die Industrie tatsächlich bis heute keine Thermokoppler, die für schwere Störfallbedingungen im RDB qualifiziert werden können?
- J. (Regierungspräsidium Freiburg/Landratsamt Waldshut) Wir bitten darum, von deutscher Aufsichtsseite eine Stellungnahme zur Eignung deutscher Füllstandsmesssysteme in schweren Störfällen einzuholen.

¹¹ <http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten-zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage32>

3 Thema II: Aufbereitungsgebäude Kernkraftwerk Mühleberg (KKM)

3.1 Ausgangslage

Das sogenannte Aufbereitungsgebäude (orange) des Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) liegt neben dem Reaktorgebäude und dem Abluftkamin und ist mit diesen über Gebäudebrücken (rot) verbunden.

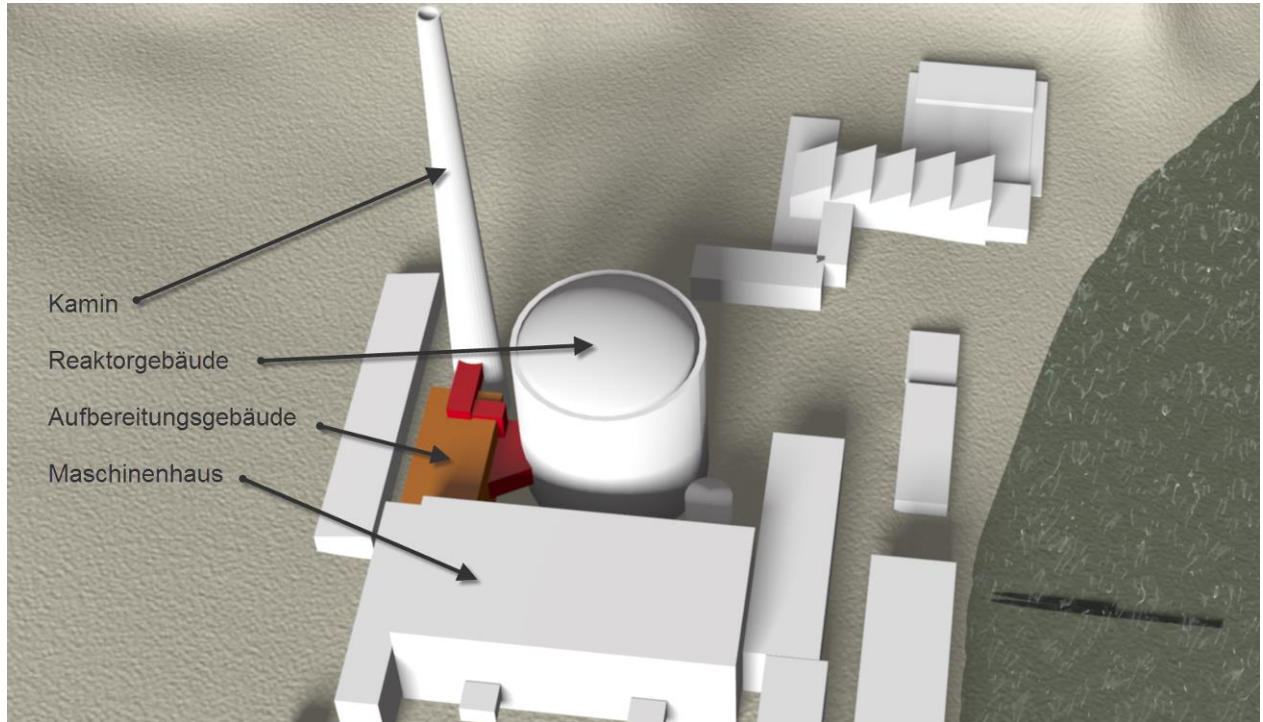


Figure 2 Gebäudedisposition KKM (Blick von Osten)



Figure 3 Einblick auf Aufbereitungsgebäude und Gebäudebrücken zu Reaktorgebäude und Kamin

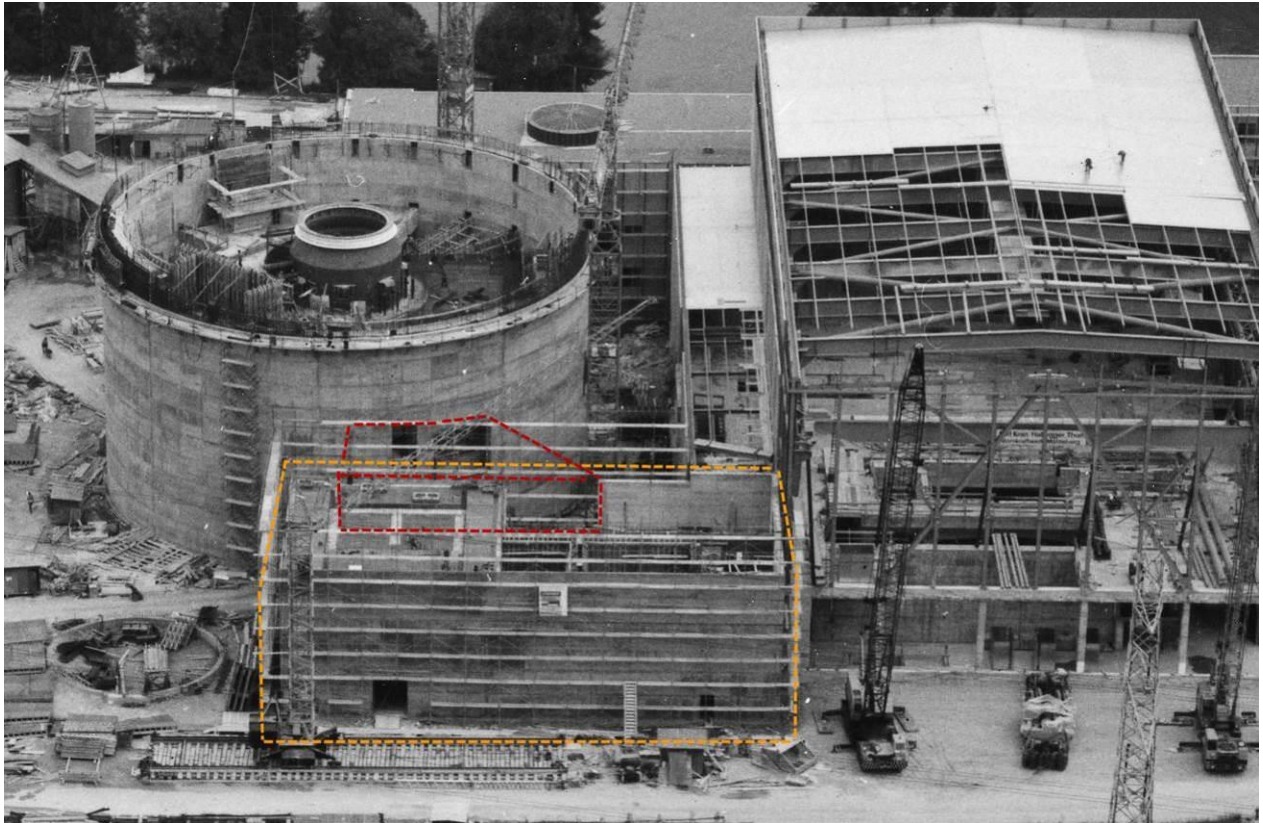


Figure 4 Reaktorgebäude und Aufbereitungsgebäude im Bau, Durchdringungen Transportbrücke, Foto: ensi.ch

In der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) 2002 wurde bekannt, dass das Aufbereitungsgebäude nicht mehr als erdbebenfest betrachtet werden kann (Auslegungserdbeben).

HSK-Beurteilung

Das Aufbereitungsgebäude war vor dem Betrachtungszeitraum wegen der Auslegung des Notabluftsystems (Sicherheitsklasse 3, Erdbebenklasse I) in die Erdbebenklasse I (SSE-Auslegung) eingeteilt. Die Rückklassierung des Aufbereitungsgebäudes in die Erdbebenklasse II (OBE-Auslegung) ist eine Folge der seismischen Nachrechnung. Diese konnte den Tragwiderstand für OBE nachweisen, für SSE aber nicht.

Die HSK hat der Rückklassierung zugestimmt und bestätigt, dass das Aufbereitungsgebäude nicht der EK I zugeordnet werden muss. Sie stellt fest, dass das Notabluftsystem nicht für Notstandsmassnahmen als Folgen eines Erdbebens benötigt wird und dass ein Kühlmittelverluststörfall, der den Einsatz des Systems erfordert, nicht als Folge eines Erdbebens postuliert wird. Somit ist es bezüglich des Notabluftsystems nicht erforderlich, das Aufbereitungsgebäude der EK I zuzuordnen. Die ursprünglichen Anforderungen an das Notabluftsystem sind als Folge des Notstandssystem SUSAN effektiv geringer, ohne dass dies formal zu einer Rückklassierung des Systems führte.

Zusammenfassend stimmt die HSK der Klassierung der Gebäude zu.

Figure 5 Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2002, Seite 6-4

Neuere PSÜ¹² und Erdbebennachweise¹³ bestätigen diese Rückklassierung. Auch nach aktueller Auskunft des ENSI muss bereits beim Auslegungserdbeben mit dem Versagen des Gebäudes gerechnet werden¹⁴.

¹² Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2007, Seite 6-5

3.2 Sicherheitstechnische Bedeutung

Wie auch das ENSI (damals HSK) in der Stellungnahme zur PSÜ 2002 feststellt (siehe Figure 5) ist das Aufbereitungsgebäude wegen des Abluft- bzw. Notabluftsystems von sicherheitstechnischer Bedeutung. Über die sogenannte Transportbrücke zwischen Reaktorgebäude und Aufbereitungsgebäude führen die Zu- und Abluftkanäle. Auf der Brücke ist auch der Wasserstoffrekombinator zum Abbau des Wasserstoffs im Primärcontainment untergebracht.

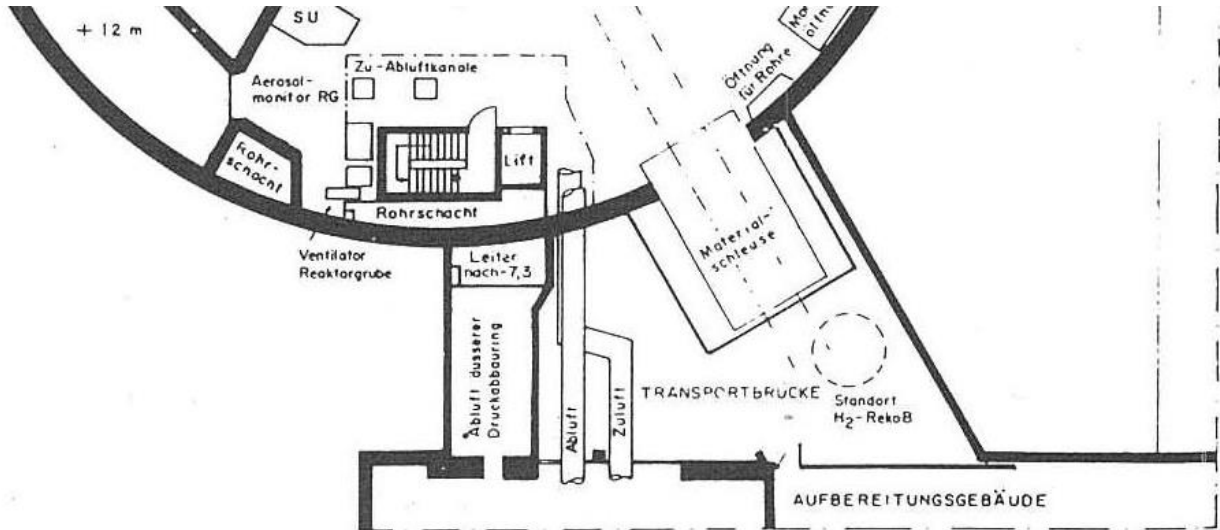


Figure 6 Reaktorgebäude Grundriss +8m, Fig: 12.1.3.b, KKM Sicherheitsbericht 1989

Auch die Abluft des sogenannten äusseren Druckabbaurings (äusserer Torus) führt in einem betonierten Schacht an der Aussenwand des Reaktorgebäudes von unten in die Transportbrücke hinein und via Aufbereitungsgebäude über die zweite Brücke zum Abluftkamin:

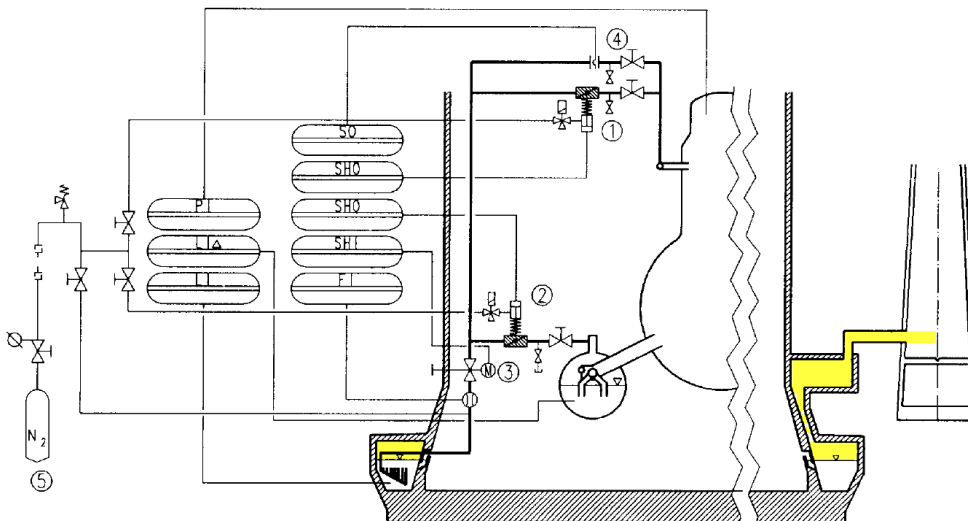


Figure 7 Gefilterte Druckentlastung KKM; Quelle: Pressure release of containments during severe accidents in Switzerland, H. Rust et al. / Nuclear Engineering and Design 157 (1995) 337-352, p. 350, Figure 11

¹³ BKW: Deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens für das KKM, Seite 26 (Fehlen des Aufbereitungsgebäudes)

¹⁴ <http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten-zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage28>



Figure 8 Abluftschacht vom äusseren Torus (-11m) von unten in die Transportbrücke hinein (+8m)

3.3 Beeinträchtigung der Bauwerke

Auf der Seite des Aufbereitungsgebäudes ist die Transportbrücke gleitend aufgelagert, um Setzungen der Gebäude aufzufangen.

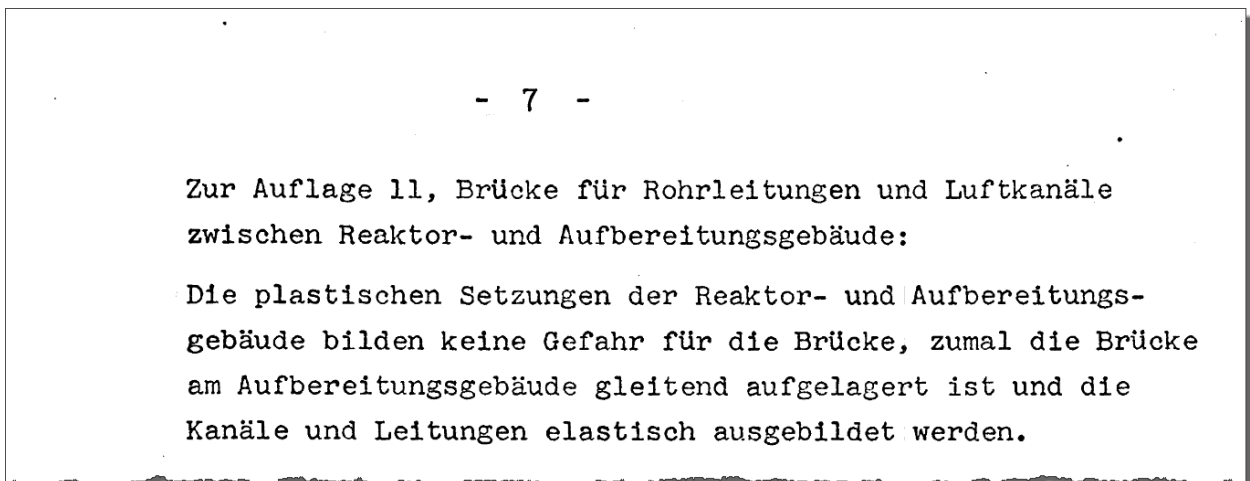


Figure 9 BKW: Atomkraftwerk Mühleberg, Arbeitsstand Bericht Nummer 5, Berichtsperiode 1. Oktober 1967 bis 31. Dezember 1967

An der Wand des Reaktorgebäudes scheint die Transportbrücke (unten „Materialschleuse“ genannt) hin- gegen kraftübertragend verankert zu sein, so dass man Auftriebskräfte bei Überflutung vermeiden wollte:

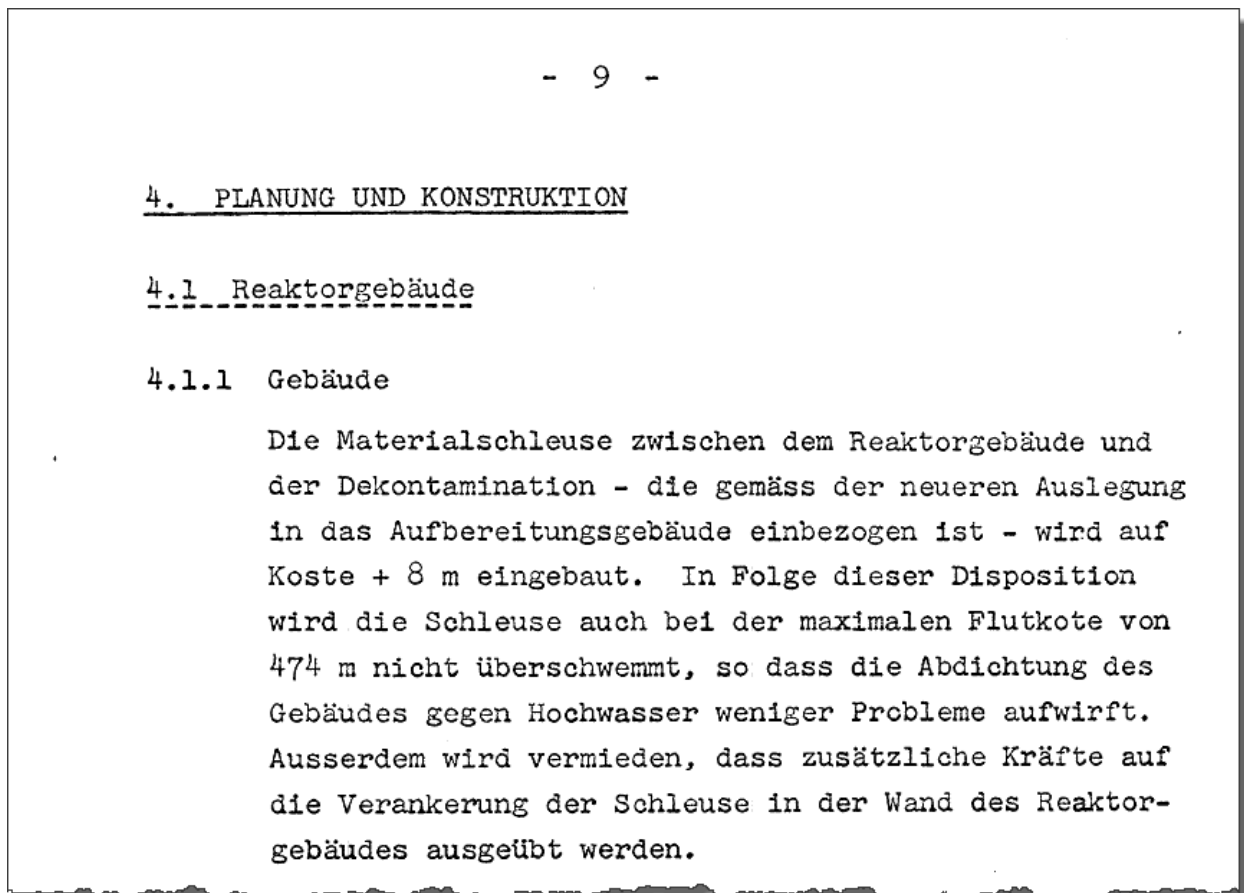


Figure 10 BKW: Atomkraftwerk Mühleberg, Arbeitsstand Bericht Nummer 3, Berichtsperiode 1. April 1967 bis 30. Juni 1967

Fragen / Antwortencheckliste

- K. (KKM) Wie kann eine Schädigung der Reaktorgebäudehülle (Sekundärcontainment), bei Kollabieren/Kippen des Aufbereitungsgebäudes bzw. der Transportbrücke deterministisch¹⁵ ausgeschlossen werden?
- L. (KKM) Mit welchen Schäden im Innern des Reaktorgebäudes muss deterministisch gerechnet werden, wenn Leitungen aller Art abgerissen werden? Sind Leckagen (Gas, Wasser, Steuerluft, SGTS¹⁶) unbedenklich? Sind alle Leitungen automatisch oder ferngesteuert isolierbar?
- M. (KKM) Wie kann eine Beeinträchtigung der Tragfestigkeit des Abluftkamins bei Kollabieren des Aufbereitungsgebäudes bzw. der Brücke zum Kamin deterministisch ausgeschlossen werden?

¹⁵ Da bereits beim Auslegungserdbeben mit dem Kollabieren des Aufbereitungsgebäudes gerechnet werden muss, sind Sicherheitsnachweise deterministisch zu erbringen, d.h. man muss Schäden mit hoher Gewissheit als sehr unwahrscheinlich ausschliessen können (High Confidence of Low Probability of Failure, HCLPF) – typischerweise zu ca. 99%.

¹⁶ Standby Gas Treatment System: System für die Reinigung der Containment-Atmosphäre (enthält radioaktive Stoffe und ggf. brennbare/explosive Gase)



Figure 11 Brücke vom Aufbereitungsgebäude zum Abluftkamin

3.4 Containment-Druckentlastung

Die KKW-Unfälle in Fukushima haben gezeigt, welche wichtige Rolle eine funktionierende Containment-Druckentlastung spielt. Wenn die Brennstäbe im Reaktor nicht ausreichen gekühlt werden, können durch die chemische Wasser-Metall-Reaktion an den Hüllrohren in kurzer Zeit grosse Mengen Wasserstoff und zusätzliche Wärme entstehen. Das Wasserstoffvolumen erzeugt (zusätzlich zum Dampf) rasch einen steigenden Druck im Containment, weil er (im Unterschied zum Dampf) nicht kondensiert werden kann. Das General Electric Mark I Containment bei den Fukushima/Mühleberg Reaktoren ist ausdrücklich als „Pressure-Suppression Containment“ ausgelegt, also auf funktionierende Kondensation angewiesen. Auch der Dampf kann nicht mehr (genügend) kondensiert werden, wenn die Wärme längere Zeit nicht aus den Kondensationsbecken (Torus) abgeführt werden kann. Bevor der Druck die Druckfestigkeit des Containments übersteigt, muss er entlastet werden.

Limitationen der sogenannten „Pressure-Suppression Containments“ wurden auch in Aufsichtskreisen recht früh erkannt¹⁷. Ca. 20 Jahre später setzte sich die Nachrüstung sogenannter Containment-Druckentlastungs-Systeme (CDS) durch¹⁸.

Dampf und Gase müssen über die Containment-Druckentlastung abgeführt werden. Dabei darf aber der Wasserstoff nicht ins Gebäude gelangen, denn dieser kann dort nach einer Durchmischung mit Luftsauerstoff hochenergetisch explodieren (Knallgas).

¹⁷ <http://energisch.ch/?p=2683>

¹⁸ HSK-R-40/d, März 1993, Abschnitt 1

Nach Fukushima führte das ENSI am 5.5.2011 aus¹⁹:

Zudem wurde in allen schweizerischen Kernanlagen – neben einer Reihe von anderen Verbesserungsmaßnahmen - ein System zur gefilterten Containmentdruckentlastung nachgerüstet. Dank dieser Nachrüstung erfolgt eine allfällige Druckentlastung in der Schweiz gefiltert über den Kamin und nicht ins Innere des Reaktorgebäudes. Dadurch kann sich im Unterschied zu Fukushima kein Knallgas im Reaktorgebäude sammeln und explodieren.

Das implizierte Fehlen einer Containment-Druckentlastung in den Fukushima-Reaktoren schien zunächst die Explosionen zu erklären bzw. Grund zur Annahme zu geben, dass ein gleichartiger Unfallverlauf in der Schweiz nicht passieren könnte.

Später stellte sich jedoch heraus, dass entgegen dieser ersten Meldungen alle drei Blöcke in Fukushima eine Containment-Druckentlastung („vent“) aufweisen und diese auch mehrfach angewendet haben:

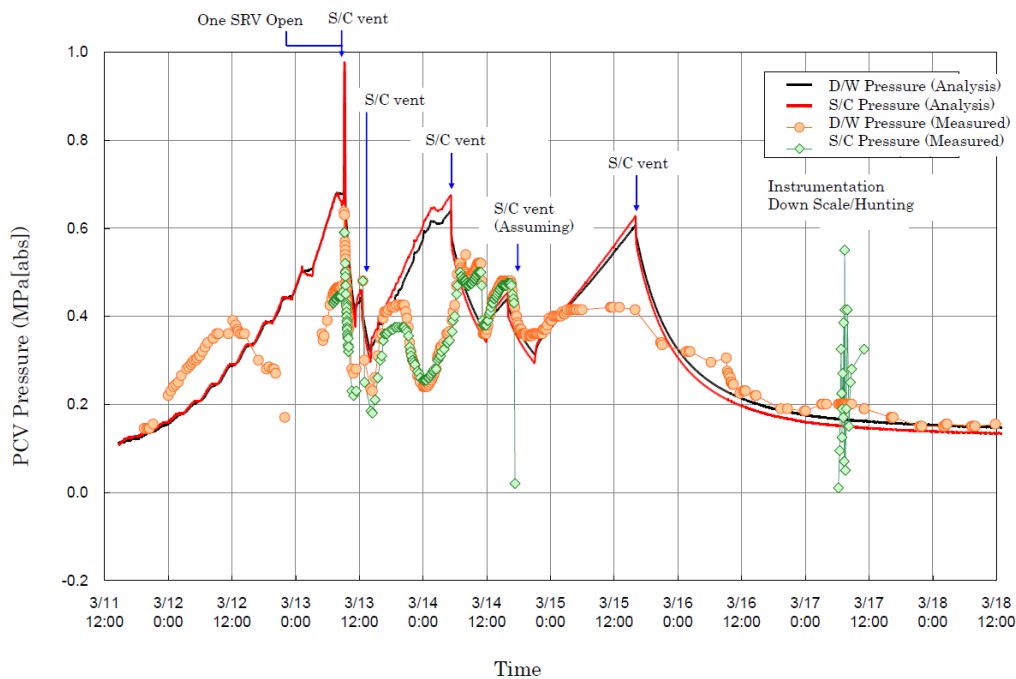


Figure 12 Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, Attachment IV-1, Figure 3.3.1.3, p. 51

Die Schweizer Venting-Systeme sind im Unterschied zu den japanischen Systemen gefiltert, d.h. gewisse radiologisch wichtige Stoffe sollten zu einem grossen Anteil herausgefiltert und zurückgehalten werden, bevor Dampf und Gase an die Umwelt abgegeben werden. Ein wesentlicher Vorteil zum Schutz der Bevölkerung.

¹⁹ ENSI: Stand der Abklärungen zum KKW-Unfall von Fukushima (Japan) und Stand der Massnahmen und der vorzeitigen Sicherheitsüberprüfungen bei den schweizerischen Kernkraftwerken, 5.5.2011, Seite 8

„Zudem wurde in allen schweizerischen Kernanlagen – neben einer Reihe von anderen Verbesserungsmaßnahmen - ein System zur gefilterten Containmentdruckentlastung nachgerüstet. Dank dieser Nachrüstung erfolgt eine allfällige Druckentlastung in der Schweiz gefiltert über den Kamin und nicht ins Innere des Reaktorgebäudes. Dadurch kann sich im Unterschied zu Fukushima kein Knallgas im Reaktorgebäude sammeln und explodieren.“

Diese Filterung hat jedoch *bezüglich der Sicherheitsfunktion* des Druckabbaus, der Wasserstoffabfuhr und damit bezüglich der dramatischen Eskalation des Unfalls in Fukushima keinen inhärenten Vorteil. Im Gegenteil muss mit zusätzlichen Leitungsumwegen und potentiellen Fehlerquellen bei der Filterstufe gerechnet werden. Bei sonst gleichwertiger Auslegung kann nicht ausgeschlossen werden, dass das gefilterte System bezüglich Zuverlässigkeit dem System mit Direktabgabe unterlegen ist.

In Fukushima scheint trotz vorhandener und mehrfach betätigter ungefilterter Containment-Druckentlastung Wasserstoff aus dem Containment entwichen und explodiert zu sein.



Figure 13 Explosion²⁰ Fukushima Daiichi Block 3; Standbilder: NTV Japan

3.5 Erdbebenfestigkeit der Containment-Druckentlastung

Die Frage ist deshalb mit dem Vorhandensein der Containment-Druckentlastung nicht erledigt. Vielmehr muss geprüft werden, ob die Containment-Druckentlastung und die Abgabe von Wasserstoff in postulierten Störfällen zuverlässig funktionieren.

Das ENSI hat denn auch eine Schwerpunktinspektion der Containment-Druckentlastungen durchgeführt und festgestellt: „Schwerpunktinspektion zeigt: Gefilterte Druckentlastung ist in Schweizer KKW gewährleistet“²¹. Nach dem Prinzip der „gestaffelten Sicherheitsvorsorge“ wurde dabei gefordert, dass ein Containment-Druckentlastungs-System immer mindestens so erdbebenfest sein soll, wie das Containment selber²²:

Um einen wirksamen Schutz des Containments auch bei schweren erdbebenbedingten Unfällen zu gewährleisten, sollte die Containmentdruckentlastung im Sinne der gestaffelten Sicherheitsvorsorge eine Erdbebenfestigkeit aufweisen, die in etwa der Erdbebenfestigkeit der Containmentisolation bzw. der Containmentintegrität entspricht.

Entsprechende Verfügungen wurden erlassen:

*Die Stresstest-Untersuchungen haben gezeigt, dass die Venting-Systeme in den Kernkraftwerken Gösgen und Leibstadt **eine geringere Erdbebenfestigkeit aufweisen als die zugehörigen Containments**. Das ENSI hat deshalb die beiden Werke am 10. Januar 2012 mit Verfügungen verpflichtet, die Erdbebenfestigkeit des Venting-Systems zu überprüfen und die Ergebnisse der Überprüfung*

²⁰ Es gibt Experten, welche diese Explosion nicht als Wasserstoff-, sondern als nukleare Explosion interpretieren

²¹ ENSI: Schwerpunktinspektion zeigt: Gefilterte Druckentlastung ist in Schweizer KKW gewährleistet, 1.3.2012

<http://www.ensi.ch/de/2012/03/01/schwerpunktinspektion-zeigt-gefilterte-druckentlastung-ist-in-schweizer-kkw-gewaehrleistet/>

²² Verfügung Stellungnahme zu Ihrem Bericht zum EU-Stresstest, 10.1.2012, ENSI an KKG, Seite 2

dem ENSI bis zum 30. September 2012 einzureichen. Bis 31. Dezember 2012 sind Massnahmen zur Verbesserungen der Erdbebenfestigkeit des Druckentlastungsystems vorzuschlagen.

Wie dargestellt (siehe Abschnitt 3.2) führt der Abgabepfad der Containment-Druckentlastung beim KKM über das Aufbereitungsgebäude, welches bereits für das Auslegungserdbeben nicht qualifiziert ist. Damit kann das obenstehende Kriterium kaum erfüllt sein.

Fragen / Antwortencheckliste

- N. (ENSI) Wie kann die Funktion der Containment-Druckentlastung als „gewährleistet“ deklariert werden, wenn der Abgabepfad über Gebäudebrücken und Gebäude führt, die bereits bei einem Erdbeben kleiner als das SSE als kollabiert betrachtet werden müssen?
- O. (ENSI) Warum wurde das KKM mit Verfügung vom 10. Januar 2012 nicht auch verpflichtet, die Erdbebenfestigkeit der Containment-Druckentlastung zu überprüfen und Verbesserungen vorzuschlagen?
- P. (KKM) Welche Bedeutung hat die Tatsache, dass der Wasserstoff-Rekombinator, welcher auf der Transportbrücke steht, schon bei einem Erdbeben kleiner als das SSE als unverfügbar gelten muss?

3.6 Wasserstoffproblematik bei der Containment-Druckentlastung

Das Containment-Druckentlastungs-System (CDS) im KKM führt zur Filterung (und zum teilweisen Druckabbau durch Kondensation von Dampf) in die Wasservorlage des äusseren Torus. Der äussere Torus führt 11 Meter unter dem Boden rund um das Reaktorgebäude herum.

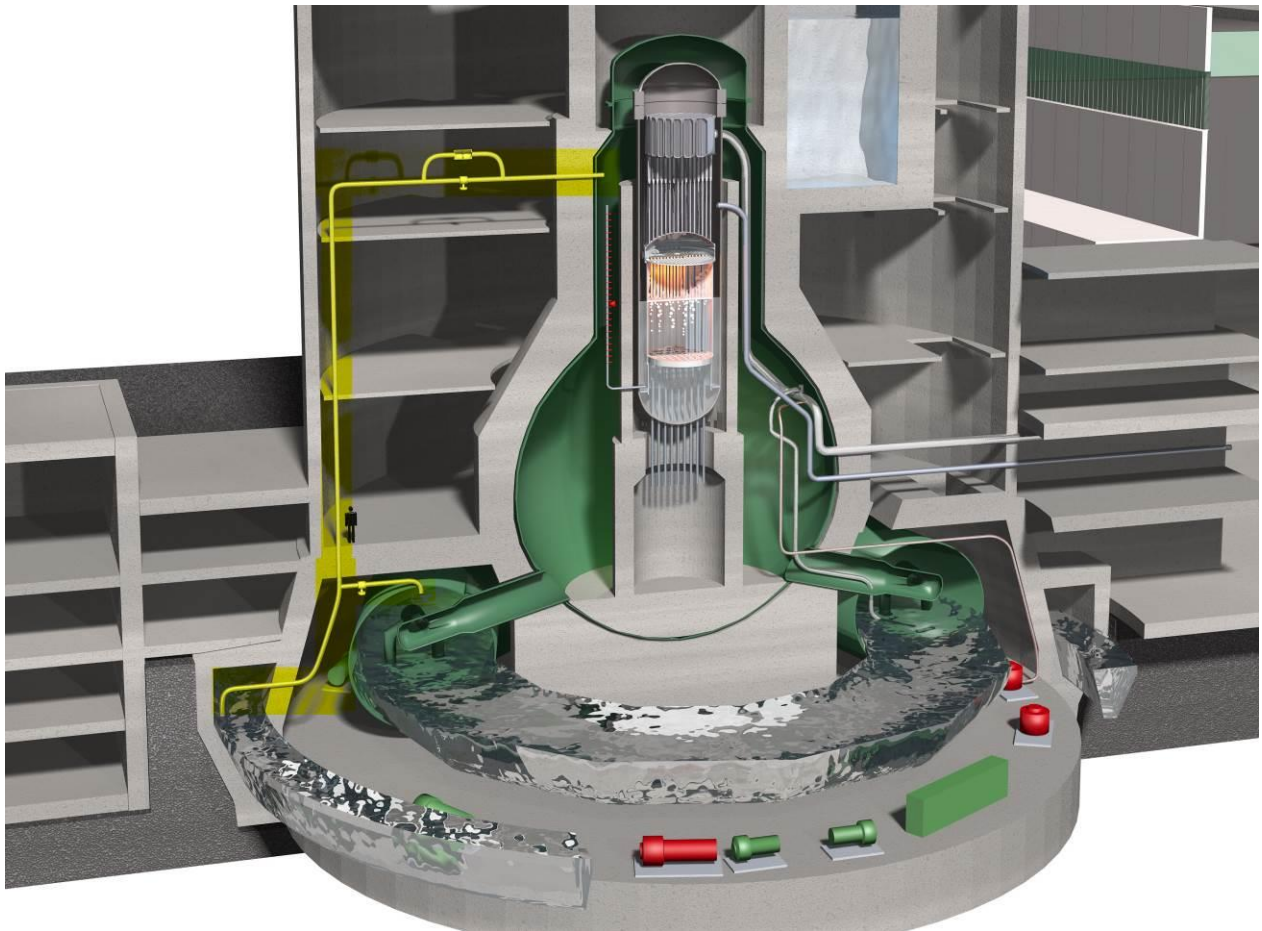


Figure 14 KKM Containment-Druckentlastung (schematisch)

Der äussere Torus wird beim KKM (im Gegensatz zum Containment) nicht mit Stickstoff inertisiert²³. In dessen Atmosphäre kann sich folglich bei einer Wasserstoffabgabe zusammen mit dem vorhandenen Luftsauerstoff explosives Knallgas bilden. Oberhalb des Wasserspiegels ist ein Volumen in der Grössenordnung von 1000m³ abschätzbar.

²³ „Das Inertierungssystem: Damit wird das Primärcontainment während des Leistungsbetriebs mit Stickstoff (N₂) inertiert und der O₂-Gehalt auf maximal 4 % begrenzt.“. Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2007, Seite 6-65, Kap. 6.5.6 „Systeme zur Wasserstoffbeherrschung“

Der äussere Torus ist rundum über 48 Öffnungen im Beton mit dem Reaktorgebäude verbunden. Bei einer grossen Dampfleckage im Reaktorgebäude soll der Überdruck über diese Öffnungen abgebaut werden.

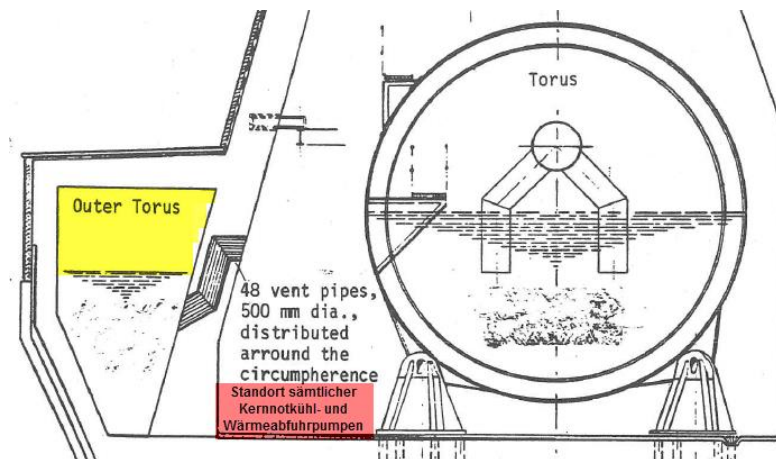


Figure 15 KKM Sicherheitsbericht 1989, Figur 5.3.1, Reactor Building Vent to Outer Torus, 30.11.1989

Unmittelbar unterhalb dieser Öffnungen stehen beim KKM sämtliche Kernnotkühl- und Wärmeabfuhrsysteme. Auf dieser sogenannten Minus-11-Meter Ebene gibt es keinerlei räumliche Trennung. Auch die primärseitigen Systeme des nachgerüsteten Notstandssystems „SUSAN“ sind allesamt dort angeordnet²⁴.

Fragen / Antwortencheckliste

- Q. (KKM) Wie kann bei Erdbeben (inkl. Nachbeben) grundsätzlich sichergestellt werden, dass in den Betonstrukturen des äusseren Torus sowie den weiteren Abgaspfaden (Kamin) trotz Metalleinbauten (Leitern etc.) keine Zündquellen vorhanden sind?
- R. (KKM) Wie kann die gefahrlose Abgabe der explosiven Gase bzw. die weitere Absenz von Zündquellen bei kollabierten Gebäudebrücken bzw. kollabiertem Aufbereitungsgebäude gewährleistet werden?
- S. (KKM) Wie kann ausgeschlossen werden, dass bei kollabierten Gebäudebrücken bzw. kollabiertem Aufbereitungsgebäude der Abgabepfad (teilweise) blockiert wird und es beim Abblasen mit 6-7 bar²⁵ und 10 MW Dampfleistung²⁶ zu einem Auswurf von Wasser des äusseren Torus über die 48 Öffnungen auf die Sicherheitssysteme der Minus-11-Meter Ebene kommt?
- T. (KKM) Sollte eine Wasserstoffexplosion im äusseren Torus stattfinden: kann dann die Integrität des Reaktorgebäudes gewährleistet werden?
- U. (KKM) Sollte eine Wasserstoffexplosion im äusseren Torus stattfinden: kann dann ausgeschlossen werden, dass über die 48 Öffnungen zur Minus-11-Meter Ebene Wasser auf die dortigen Sicherheitssysteme ausgeworfen wird? Kann ausgeschlossen werden, dass durch mechanische Strahlwirkung und ggf. durch weggesprengte Fragmente bei den 48 Öffnungen (vgl. Figure 15) Schäden am inneren Torus (Leckagen) und an den Sicherheitssystemen entstehen?

²⁴ KKM Sicherheitsbericht 1989, Fig. 12.1.3.a

²⁵ Pressure release of containments during severe accidents in Switzerland, H. Rust et al. / Nuclear Engineering and Design 157 (1995) 337-352, p.352, Fig. 15

²⁶ „...Auslegung soll von einem Richtwert der Dampfproduktion von 1% der thermischen Reaktorleistung ausgehen“, HSK-R-40/d, März 1993, Abschnitt 3.2