

# **Technisches Forum Kern- kraftwerke: Eingereichte Fragen**

**Stand:  
21. August 2013**



# Inhaltsverzeichnis

Seite

## Fragekatalog

---

### Fragen

Frage	Fragesteller	Stichwort	Beantwortende Organisation(en)	Seite
1	Peter Sager	Flugzeugabsturz	ENSI	<a href="#">1</a>
2	Landkreis Waldshut	Alterung	ENSI	<a href="#">2</a>
3	Heini Glauser	Hochwasser	ENSI	<a href="#">3</a>
4	Heini Glauser	Hochwasser	ENSI	<a href="#">4</a>
5	Heini Glauser	Hochwasser	ENSI	<a href="#">5</a>
6	Heini Glauser	Hochwasser	ENSI	<a href="#">6</a>
7	Max Tobler	Flugzeugabsturz		<a href="#">7</a>
8	Peter Sager	Flugzeugabsturz		<a href="#">8</a>
9	Markus Kühni	Füllstandsmessungen Reaktor-druckbehälter	KKM/KKL/ENSI	<a href="#">9</a>
10	Markus Kühni	Leck in der Umwälzschleife	KKM/KKL	<a href="#">12</a>
11	Markus Kühni	Füllstandsmessung bei Druckwasserreaktoren	KKG/KKB/ENSI/ Regierungspräsidium Freiburg/Landratsamt Waldshut	<a href="#">14</a>
12	Markus Kühni	Aufbereitungsgebäude Kernkraftwerk Mühleberg (KKM)	KKM	<a href="#">17</a>
13	Markus Kühni	Containment-Druckentlastung	ENSI/KKM	<a href="#">22</a>
14	Markus Kühni	Wasserstoffproblematik bei der Containment-Druckentlastung	KKM	<a href="#">26</a>
15	Peter Sager	Flugzeugabsturz	ENSI	<a href="#">28</a>

# Fragen

## Flugzeugabsturz

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
1	<p>Hier ein Auszug aus ENSI Dokument betreffend Flugzeugabsturz: "Beim Aufprall auf ein Kernkraftwerk wird ein Flugzeug – anders als bei den Anschlägen auf das World Trade Center – bereits ausserhalb des Gebäudes fast völlig zerstört"</p> <p>1.a) Warum wird ein Flugzeug beim direkten Aufprall auf einen Reaktor fast völlig zerstört?            1.b) Was genau zerstört so ein Flugzeug mit bis zu 600 Tonnen Gewicht?            2.a) Sind Sie sicher, dass das Containment bei Mühleberg bei einer Betriebsrevision den Reaktor schützt bei einem Aufprall auf den Reaktor?            2.b) Was genau schützt das Abklingbecken in Mühleberg?            3. Aus welchem Grund denken Sie nach 9/11 soll noch ein "Verrückter" auf eine solche Idee kommen und unsere Land in Angriff nehmen?</p>	Herr P. Sager	ENSI
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 20.01.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

## Alterung

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
2	<p>Im Gegensatz zum deutschen Atomrecht sieht das Schweizer Kernenergierecht keine Restlaufzeiten für die bestehenden Kernkraftwerke (KKW) vor. Schweizer KKW können so lange betrieben werden, wie sie nach dem geltenden Regelwerk als sicher gelten. Das ENSI kann eine Außerbetriebnahme eines KKW nur verfügen, wenn eine unmittelbare Gefährdung für die nukleare Sicherheit besteht (11.4170 – Interpellation von Nationalrat Eric Nussbaumer „Sicherheitstechnische Lebensdauer von Kernkraftwerken“).</p> <p>Im Auftrag des Umweltministeriums Baden-Württemberg hat das Öko-Institut ein Gutachten erstellt, das für die grenznahen Kernkraftwerke Beznau (CH) und Fessenheim (F) eine Bewertung der Ergebnisse des EU-Stresstests vornahm. Für das KKW Beznau wurde in dem Gutachten (<a href="http://www.um.baden-wuerttemberg.de/servlet/is/98944/EU_Stresstest_Teil_2_Beznau.pdf?command=downloadContent&amp;filename=EU_Stresstest_Teil_2_Beznau.pdf">http://www.um.baden-wuerttemberg.de/servlet/is/98944/EU_Stresstest_Teil_2_Beznau.pdf</a>) aufgezeigt, dass diese Altanlage geringere Sicherheitsreserven und ein geringeres Robustheitsniveau gegenüber den in Deutschland am Netz verbliebenen – neueren – KKW aufweist. Während es in der Verordnung des UVEK über Außerbetriebnahmekriterien für KKW vom 16. April 2008 normativ eindeutige Kriterien für die Alterungsschäden an KKW gibt, ist das konzeptionelle Altern von Altanlagen nicht derart eindeutig geregelt.</p> <p>1.a) Anhand welcher fachlichen Kriterien beurteilt das ENSI das konzeptionelle Altern von Altanlagen?            1.b) Welche Abstriche am Sicherheitsniveau sind nach der Praxis des ENSI gegenüber dem Niveau von Neuanlagen hinnehmbar, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik heute genehmigt werden.            2. Welche Sicherheitsreserven und welches Robustheitsniveau müssen die Altanlagen für den Weiterbetrieb aufweisen?            3. Wird dem Vorsorgegebot rechtlich noch ausreichend Rechnung getragen, wenn die Außerbetriebnahme eines KKW nur bei einer unmittelbaren Gefährdung der Sicherheit möglich ist?</p>	Landkreis Waldshut	ENSI
	<b>Eingangsdatum:</b> 23.01.2013	<b>Beantwortet am:</b>	

**Antwort:**

## Hochwasser

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
3	<p>Zusatzfrage zur Antwort auf Frage 22 anlässlich des ENSI-Forums vom 4. September 2012  <a href="http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten-zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage22">http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten-zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage22</a></p> <p>Am 17.2.2012 haben wir anlässlich eines Gesprächs mit den Herren Schulz, Schoen und Hausherr mehrere Punkte präsentiert, bei denen in den Hochwasserberichten des Betreibers unrealistische Annahmen getroffen wurden:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Abflussmodelle ohne Einbezug von Geschiebe und Geschwemm.</li> <li>2. Wassermengen in Aare, Reuss und Limmat auf der Basis von Wahrscheinlichkeitsmodellen, die nicht zur Bestimmung von 1'000- resp. 10'000-jährigen Ereignissen geeignet sind.</li> <li>3. Durchflussgeometrie/-topographie in Beznau, die bei Wassermengen von 4'000m<sup>3</sup>/s und realistischen Fließgeschwindigkeiten zu Überflutungen von mehr als 1.65m (kritische Grenze) führen.</li> </ol> <p>Trotz der damaligen Zusage, uns Antworten auf diese Fragen zu geben, wurde keiner dieser drei Hauptpunkte geklärt.</p> <p>Was wollen Sie mit folgender Antwort "es liegen dem ENSI keine belastbaren Unterlagen vor, die den Nachweis in Frage stellen bzw. dringenden Handlungsbedarf erfordern" ausdrücken?</p> <p>Was müssen wir Ihnen vorlegen, damit klar dargelegte Fakten, die Fehler in einer Hochwasserstudie aufzeigen, zu einem dringenden Handlungsbedarf führen?</p>	Heini Glau- ser	ENSI
	<b>Eingangsdatum:</b> 23.04.2013	<b>Beantwortet am:</b>	

**Antwort:**





<b>Hochwasser</b>			
<b>Nr.</b>	<b>Frage</b>	<b>Fragesteller</b>	<b>Beantwortet durch</b>
5	<p>Zusatzfrage zur Antwort auf Frage 22 anlässlich des ENSI-Forums vom 4. September 2012 <a href="http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten-zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage22">http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten-zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage22</a></p> <p>Die Wassermengen im Falle eines 10'000-jährigen Hochwassers wurden im Bericht Scherrer, „Hydrologische Untersuchungen an der Aare für die Kraftwerke in Beznau“, 08/102C, wie folgt angegeben: Reuss Mellingen: 1'200m<sup>3</sup>/s Die Wassermenge in Mellingen wird zeitverschoben denjenigen Wassermengen entsprechen, die oberhalb Mellingen ins Einzugsgebiet der Reuss fliessen. Gemäss den BAFU-Datenblättern zu den Hochwasserwahrscheinlichkeiten der Jahreshochwasser, liegen die 300-jährigen Hochwasser der oberhalb Mellingen zufließenden Gewässer in den folgenden Grössenordnungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Kleine Emme Littau: 814m<sup>3</sup>/s</li> <li>- Lorze Frauenthal: 40m<sup>3</sup>/s</li> <li>- oberhalb Vierwaldstättersee: - Reuss Seedorf: 818m<sup>3</sup>/s</li> <li>- Muota Ingenbohl: 430m<sup>3</sup>/s</li> <li>- Engelberger Aa: 199m<sup>3</sup>/s</li> <li>- Sarner Aa: 116m<sup>3</sup>/s</li> </ul> <p>Total Zufluss bei grossflächigem Starkniederschlag, ohne kleinere Bäche und Flächen zwischen den Zuflüssen: 2'467m<sup>3</sup>/s. Der Vierwaldstättersee steigt bei stärkeren Regenfällen um 85cm/Tag und verliert sein Zwischenspeicherpotential schon nach einem Tag. Bei 2-3-tägigen Niederschlägen (wie z.B. im Moldaugebiet beim Elbehochwasser 2002) können die prognostizierten 1'200m<sup>3</sup>/s in Mellingen bei weitem überschritten werden.</p> <p>Warum akzeptiert das ENSI Hochwasserstudien, die sich nur auf die ersten Messstellen oberhalb des Referenzpunktes (Beznau) beziehen, ohne die höherliegenden Wasserzuflüsse miteinzubeziehen?</p>	Heini Glauser	ENSI
	<b>Eingangsdatum:</b> 23.04.2013	<b>Beantwortet am:</b>	

## Antwort

<b>Hochwasser</b>			
<b>Nr.</b>	<b>Frage</b>	<b>Fragesteller</b>	<b>Beantwortet durch</b>
6	<p>Herr Wanner hat, nach Fukushima, vor den Medien schon 3mal versichert, dass die CH-AKW gegenüber 10'000-jährigen Hochwassern sicher sind. Die Fragen 1-3 zeigen beispielhaft auf, wie die Gutachten für Beznau und die AXPO z.T. oberflächlich und ohne reflektierte Annahmen abgeschlossen wurden, die einer kritischen Betrachtung kaum standhalten. Neben diesen 3 Beispielen habe ich Ihnen und auch der Präsidentin des ENSI-Rates schon schriftlich und mündlich verschiedene weitere Schwachpunkte (Fehler?) der Hochwasserstudien für Beznau dargelegt, mit dem Angebot, die Aussagen genau zu belegen. Seit 14 Monaten haben Sie darauf nicht reagiert. Mit der Aussage: "Daher regte das ENSI ein entsprechendes Forschungsprojekt an" und der langen Zeit bis dadurch neue Fakten vorliegen, werden einfache Hinweise ignoriert und ein dringlicher Handlungsbedarf verneint.</p> <p>Was bedeutet, unter Berücksichtigung des vorgängig dargelegten, für das ENSI die Aussage: „Beznau ist gegenüber einem 10'000-jährigen Hochwasser sicher“? Müssten Sie Ihre Analyse zu Fukushima nicht auf die hiesigen AKW-Betreiber und sich ernster nehmen? s. Analyse Fukushima 11032011, unter besonderer Berücksichtigung der menschlichen und organisatorischen Faktoren, vom 29.8.2011, schrieben Sie: Hypothese: Unterschätzung von Risiken: Erdbeben- und Tsunamirisiko wurden offensichtlich unterschätzt. Es wurde auch von falschen Annahmen zur höchst möglichen Erdbebenstärke am Standort ausgegangen.</p>	Heini Glauser	ENSI
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 23.04.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

## Antwort

## Flugzeugabsturz

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
7	<p>Gemäss 9/11-Auswertung des Flight Recorders durch das amerikanische Luftamt (NTSB) wurde die B-757 durch Flugschüler manuell mit 830 km/h ins Pentagon gesteuert. Die Weisung der HSK (ENSI) verlangt 1986 für neue KKW, basierend auf einem 20 Tonnen Militär-Jet, der mit 774 km/h ins KKW fliegt, eine Mindestbetonwanddicke von 1.50 Meter. Mit der gleichen Geschwindigkeit kann ein 20 – 25 Mal schwererer Grossraum-Jet mit 50 Mal mehr Kerosin, beginnend über dem Bielersee in einer Geraden mit standardmässigem Gleitwinkel in eigennavigatorisch unterstütztem Sichtflug ungehindert in das Mühleberg-Reaktorgebäude krachen. Die Wandstärke des Mühleberg-Containments beträgt im Deckenbereich 16 cm und im zylindrischen Bereich 60 cm, also einen Bruchteil der 20 Tonnen Militärjet-Versuchsanordnung von 1.50 Meter.</p> <p>Die Frage: Mit was für einer Radioaktivitätsfreisetzung muss gerechnet werden bei einem Treffer durch einen Grossraum-Jet mit 770 km/h ins Reaktorgebäude des KKW Mühleberg?</p>	Max Tobler	ENSI
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 06.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**

## Flugzeugabsturz

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
8	<p>Wie genau sind Mühleberg mit 15cm Aussenwand und einem Abklingbecken ohne Schutzvorkehrung und Beznau ca. 60cm Aussenwand, gegen einen z.B. gezielten Absturz einer A380 Fracht mit z.B. 2 Panzern drin oder einer Antonow 225 mit einem 190 Tonnen Generator drin geschützt?</p> <p>Wie ist das Abklingbecken geschützt oder der Reaktor in Beznau 1 bei einem Aufprall von 600 Tonnen mit ca, 200 Tonnen Kerosin bei einer Geschwindigkeit von 720 kmh?</p>	Peter Sager	ENSI
	<b>Eingangsdatum:</b> 06.05.2013	<b>Beantwortet am:</b>	

**Antwort:**

## Füllstandsmessungen Reaktordruckbehälter

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
9	<p><b>2.1 Sicherheitstechnische Bedeutung</b></p> <p>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 Mega-watt-Bereich. Letztlich dienen praktisch sämtliche Sicherheitssysteme einer Anlage der Abfuhr dieser Nachzerfallwärme vom Reaktor über mehrere Kühlkreis-Stufen hinweg zu einer Wärmesenke.</p> <p>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)<sup>1</sup>. Folglich muss der Füllstand im Reaktordruckbehälter ständig überwacht und die Kühlmittelzufuhr entsprechend geregelt werden. Ohne eine zuverlässige Instrumentation des zentralen Messwertes <i>Füllstand</i> kann weder ein automatisches System noch die beste Betriebsmannschaft einen Störfall beherrschen.</p> <p><b>2.2 Füllstandsmessung bei General Electric BWR Reaktoren</b></p> <p>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 werden<sup>2</sup>.</p> <p>In der Schweiz sind Mühleberg und Leibstadt mit General Electric BWR Reaktoren ausgerüstet.</p> <p><b>2.3 Fehlerhafte Füllstandsmessung in Fukushima</b></p> <p>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 sei<sup>3</sup>. Später stellte sich jedoch heraus, dass die</p>	Markus Kühni	<p>A. KKM/KKL            B. KKM/KKL            C. KKM/KKL            D. ENSI 333</p>

Messinstrumente falsch anzeigen.  
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 Umgebungs-temperatur im Containment verdampfte. Die folgenden Passagen aus dem japanischen Regierungsbericht vom Juni 2011 dokumentierten die Sachlage.

Für Block 1<sup>4</sup>:

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 2<sup>5</sup>:

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 3<sup>6</sup>:

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.

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

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

<sup>3</sup> Protokolle, Schilderungen eines Operateurs, Nachstellung in NHK, ARTE "Chronik eines Desasters";

<http://www.youtube.com/watch?v=zltv64Vfw4A> (ab Zeitmarke 32:20)

<sup>4</sup> 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](http://www.kantei.go.jp/foreign/kan/topics/201106/iaea_houkokusho_e.html)

<sup>5</sup> IV-61

<sup>6</sup> 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

	<p>Szenarien dasselbe Problem in den Schweizer BWR-Anlagen nicht auftreten sollte? (KKL: ggf. relevante konstruktive Unterschiede zum Mark I Containment aufzeigen)</p> <p>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?</p> <p>D. (ENSI) Welche Untersuchungen dieses Fehlers wurden nach Fukushima (international und speziell in der Schweiz) vorgenommen?</p>		
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 07.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**

## Leck in der Umwälzschleife

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
10	<p>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.</p>		

**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)<sup>7</sup>. Bei einem Leck in der Umwälzschleife misst es also nicht den Wasserpegel im Reaktorbehälter.



	<p>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)<sup>8</sup>. Was passiert, wenn letzteres längere Zeit oder definitiv (wie dreifach in Fukushima) nicht möglich ist?</p> <p><sup>8</sup>ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Leibstadt 2006; ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2007</p>		
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 07.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**

## Füllstandsmessung bei Druckwasserreaktoren

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
11	<p>Das Problem der schwierigen Füllstandmessung während eines Störfalls besteht nicht nur bei Siedewasserreaktoren (BWR). Auch beim Druckwasserreaktor (PWR) auf Three Mile Island (Harrisburg) war das Fehlen einer verlässlichen Füllstandsanzeige mit ein Grund für den Unfall.</p> <p>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 müsste<sup>9</sup>:</p> <p><i>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.</i></p> <p><i>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 sei<sup>10</sup>, 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].</i></p> <p><i>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 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 Be-</i></p>	Markus Kühni	<p>H. KKG/KKB I. ENSI J. Regierungspräsidium Freiburg/Landratsamt Waldshut</p>

dingungen 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 Kernaustritts-temperatur-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 dargestellt<sup>11</sup>:

*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.*

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

<sup>10</sup> „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

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

#### **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 Austritts-temperatur der Füllstand zuverlässig abgelesen werden, wenn beispielsweise nach einem Kühlmittelverlust-Störfall weder Lokalität, noch Dimension, noch Charakter eines Lecks bekannt sind?

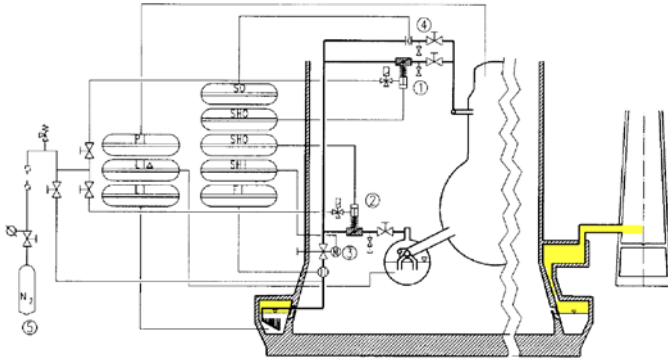
	<p>I. (ENSI) Kennt die Industrie tatsächlich bis heute keine Thermokoppler, die für schwere Störfallbedingungen im RDB qualifiziert werden können?</p> <p>J. (Regierungspräsidium Freiburg/Landratsamt Waldshut) Wir bitten darum, von deutscher Aufsichtsseite eine Stellungnahme zur Eignung deutscher Füllstandsmesssysteme in schweren Störfällen einzuholen.</p>		
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 07.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**

## Aufbereitungsgebäude Kernkraftwerk Mühleberg (KKM)

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
12	<p><b>3.1 Ausgangslage</b>                      Das sogenannte Aufbereitungsgebäude (orange) des Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) liegt neben dem Reaktorgebäude und dem Abluftkamin und ist mit diesen über Gebäudebrücken (rot) verbunden.</p> <p><b>Figure 2 Gebäudedisposition KKM (Blick von Osten)</b></p> <p><b>Figure 3 Einblick auf Aufbereitungsgebäude und Gebäudebrücken zu Reaktorgebäude und Kamin</b></p> <p><b>Figure 4 Reaktorgebäude und Aufbereitungsgebäude im Bau, Durchdringungen Transportbrücke, Foto: ensi.ch</b>                      In der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) 2002</p>	Markus Kühni	K. KKM L. KKM M. KKM





**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**

**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.

- 7 -

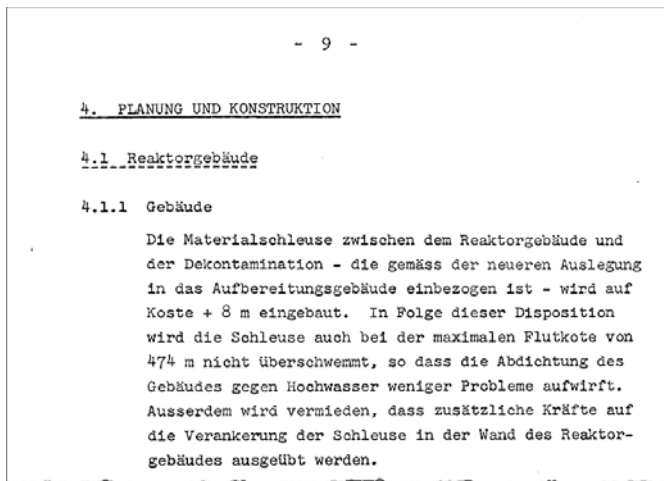
Zur Auflage 11, Brücke für Rohrleitungen und Luftkanäle zwischen Reaktor- und Aufbereitungsgebäude:

Die plastischen Setzungen der Reaktor- und Aufbereitungsgebäude bilden keine Gefahr für die Brücke, zumal die Brücke am Aufbereitungsgebäude gleitend aufgelagert ist und die Kanäle und Leitungen elastisch ausgebildet werden.

**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) hingegen kraftübertragend verankert zu sein, so dass man Auf-

triebskräfte 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 deterministisch<sup>15</sup> 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, SGT<sup>16</sup>) unbedenklich? Sind alle Leitungen automatisch oder ferngesteuert isolierbar?

M. (KKM) Wie kann eine Beeinträchtigung der Tragfähigkeit des Abluftkamins bei Kollabieren des Aufbereitungsgebäudes bzw. der Brücke zum Kamin deterministisch ausgeschlossen werden?

**Figure 11 Brücke vom Aufbereitungsgebäude zum Abluftkamin**

<sup>12</sup> Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2007, Seite 6-5

<sup>13</sup> BKW: Deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens für das KKM, Seite 26 (Fehlen des Aufbereitungsgebäude-des)

<sup>14</sup> <http://www.ensi.ch/de/2012/09/03/ensi-forum-fragen-und-antworten->



	<p>zur-sicherheit-von-kernkraftwerken/#Frage28</p> <p><sup>15</sup> 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%.</p> <p><sup>16</sup> Standby Gas Treatment System: System für die Reinigung der Containment-Atmosphäre (enthält radioaktive Stoffe und ggf. brennbare/explosive Gase)</p>		
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 07.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**

## Containment-Druckentlastung

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
13	<p>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.</p> <p>Limitationen der sogenannten „Pressure-Suppression Containments“ wurden auch in Aufsichtskreisen recht früh erkannt<sup>17</sup>. Ca. 20 Jahre später setzte sich die Nachrüstung sogenannter Containment- Druckentlastungs-Systeme (CDS) durch<sup>18</sup>.</p> <p>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).</p> <p>Nach Fukushima führte das ENSI am 5.5.2011 aus<sup>19</sup>:</p> <p><i>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.</i></p> <p>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:</p>	Markus Kühni	N. ENSI O. ENSI P. KKM

**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 radio-logisch 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.

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 Explosion<sup>20</sup> Fukushima Daiichi Block 3; Standbilder: NTV Japan**

**3.5 Erdbebenfestigkeit der Containment-Druckentlastung**

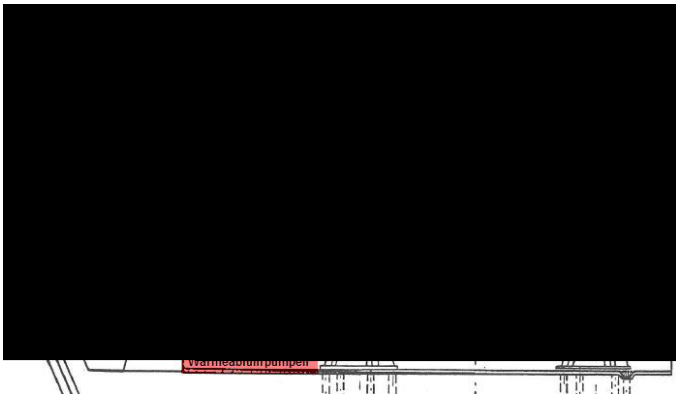
Die Frage ist deshalb mit dem Vorhandensein der Containment-Druckentlastung nicht erledigt. Vielmehr muss geprüft werden, ob die Containment-Druckentlastung

	<p>und die Abgabe von Wasserstoff in postulierten Störfällen zuverlässig funktionieren. Das ENSI hat denn auch eine Schwerpunktinspektion der Containment-Druckentlastungen durchgeführt und festgestellt: „<i>Schwerpunktinspektion zeigt: Gefilterte Druckentlastung ist in Schweizer KKW gewährleistet</i>“<sup>21</sup>.</p> <p>Nach dem Prinzip der „gestaffelten Sicherheitsvorsorge“ wurde dabei gefordert, dass ein Containment-Druckentlastungs-System immer mindestens so erdbebenfest sein soll, wie das Containment selber<sup>22</sup>: <i>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.</i></p> <p>Entsprechende Verfügungen wurden erlassen: <i>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 dem ENSI bis zum 30. September 2012 einzureichen. Bis 31. Dezember 2012 sind Massnahmen zur Verbesserungen der Erdbebenfestigkeit des Druckentlastungsystems vorzuschlagen.</i></p> <p>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.</p> <p><b>Fragen / Antwortencheckliste</b> 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?</p> <p><sup>18</sup> HSK-R-40/d, März 1993, Abschnitt 1 <sup>19</sup> 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 <i>„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</i></p>		
--	---	--	--

	<p>Reaktorgebäude sammeln und explodieren.“  <sup>20</sup> Es gibt Experten, welche diese Explosion nicht als Wasserstoff-, sondern als nukleare Explosion interpretieren  <sup>21</sup> ENSI: Schwerpunktinspektion zeigt: Gefilterte Druckentlastung ist in Schweizer KKW gewährleistet, 1.3.2012  <a href="http://www.ensi.ch/de/2012/03/01/schwerpunktinspektion-zeigt-gefilterte-druckentlastung-ist-in-schweizer-kkw-gewaehrleistet/">http://www.ensi.ch/de/2012/03/01/schwerpunktinspektion-zeigt-gefilterte-druckentlastung-ist-in-schweizer-kkw-gewaehrleistet/</a>  <sup>22</sup> Verfügung Stellungnahme zu Ihrem Bericht zum EU-Stresstest, 10.1.2012, ENSI an KKG, Seite 2</p>		
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 07.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**

## Wasserstoffproblematik bei der Containment-Druckentlastung

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
14	<p>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.</p> <p><b>Figure 14 KKM Containment-Druckentlastung (schematisch)</b>            Der äussere Torus wird beim KKM (im Gegensatz zum Containment) nicht mit Stickstoff inertisiert<sup>23</sup>. 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 1000m<sup>3</sup> abschätzbar.</p> <p>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.</p> 	Markus Kühni	Q. KKM R. KKM S. KKM T. KKM U. KKM
<p><b>Figure 15 KKM Sicherheitsbericht 1989, Figur 5.3.1, Reactor Building Vent to Outer Torus, 30.11.1989</b></p>			

	<p>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 Notstandsystems „SUSAN“ sind allesamt dort angeordnet<sup>24</sup>.</p> <p><b>Fragen / Antwortencheckliste</b></p> <p>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?</p> <p>R. (KKM) Wie kann die gefahrlose Abgabe der explosiven Gase bzw. die weitere Absenz von Zündquellen bei kollabierten Gebäudebrücken bzw. kollabiertem Aufbereitungsgebäude gewährleistet werden?</p> <p>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 bar<sup>25</sup> und 10 MW Dampfleistung<sup>26</sup> zu einem Auswurf von Wasser des äusseren Torus über die 48 Öffnungen auf die Sicherheitssysteme der Minus-11-Meter Ebene kommt?</p> <p>T. (KKM) Sollte eine Wasserstoffexplosion im äusseren Torus stattfinden: kann dann die Integrität des Reaktorgebäudes gewährleistet werden?</p> <p>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?</p> <p><sup>23</sup> „Das Inertierungssystem: Damit wird das Primärcontainment während des Leistungsbetriebs mit Stickstoff (N<sub>2</sub>) inertiert und der O<sub>2</sub>-Gehalt auf maximal 4 % begrenzt.“. Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM, 2007, Seite 6-65, Kap. 6.5.6 „Systeme zur Wasserstoffbeherrschung“</p> <p><sup>24</sup> KKM Sicherheitsbericht 1989, Fig. 12.1.3.a</p> <p><sup>25</sup> 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</p> <p><sup>26</sup> „...Auslegung soll von einem Richtwert der Dampfproduktion von 1% der thermischen Reaktorleistung ausgehen“, HSK-R-40/d, März 1993, Abschnitt 3.2</p>		
<p><b>Eingangsdatum:</b> 07.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>		

**Antwort:**

## Flugzeugabsturz

Nr.	Frage	Fragesteller	Beantwortet durch
15	<p>Angenommen durch ein Erdbeben oder durch ein Eindringen eines Triebwerkes, bei einem gezieltem Flugzeugabsturz, in das Brennelementabcklingbecken pasierte folgendes:</p> <p>Die Brennstäbe werden zusammengedrückt und beschädigt und liegen defekt im Abklingbecken oder die Baustruktur des Pools wird so verletzt, dass das Wasser ausläuft und die Elemente ohne Wasser drin sind. Kann in so einem Fall noch ein Ausdringen von grösseren Mengen von Radioaktivität verhindert werden?</p>	Peter Sager	ENSI
	<p><b>Eingangsdatum:</b> 28.05.2013</p>	<p><b>Beantwortet am:</b></p>	

**Antwort:**





# Abkürzungsverzeichnis und Glossar

BAG	Bundesamt für Gesundheit
BE	Brennelement: Eine Anordnung von Brennstäben, in welcher der Kernbrennstoff in den Kernreaktor eingesetzt wird. Ein Brennelement eines Druckwasserreaktors enthält rund 530 kg, das eines Siedewasserreaktors rund 190 kg Uran.
BeKo	Begleitkommission Schweiz
BFE	Bundesamt für Energie
BGR	Bundesgesellschaft für Rohstoffe
BJ	Bundesamt für Justiz
CANUPIS-Studie	Childhood Cancer and Nuclear Power Plants in Switzerland, ist eine Studie, bei der Krebserkrankungen von Kindern in der Nähe von Kernkraftwerken untersucht wurden, da diese strahlungsempfindlicher sind als Erwachsene.
GIS	Geo-Informationssysteme sind rechnerbezogene Systeme, die im Wesentlichen zur Erfassung, Modellierung, Speicherung, Reorganisation, zur Analyse und Präsentation von geographischen Daten dienen.
GPS	Global Positioning System, durch diese Navigationssatellitensysteme lassen sich Positionen genau bestimmen und festhalten.
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, heute: Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
IAEA	International Atomic Energy Agency
KEG	Kernenergiegesetz vom 21. März 2003: Das Kernenergiegesetz regelt die friedliche Nutzung der Kernenergie und bestimmt das Vorgehen bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle.
KEV	Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004
KiKK	"Kinderkrebs in der Umgebung von Kernkraftwerken"
KKW	Kernkraftwerk
KNS	Kommission für nukleare Sicherheit, ehemals: KSA
KSA	Eidg. Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen, heute: KNS
LIDAR	Light detection and ranging Durch Absorptions- und Streuungsprozesse von Licht können mit Hilfe des LIDAR Aussagen über atmosphärische Parameter getroffen werden. Das LIDAR sendet elektromagnetische Strah-

	lung aus, die von Teilchen (Moleküle, Partikel) durch Absorption und Streuung zurück geworfen wird und vom Gerät detektiert wird. <sup>1</sup>
NEA	Nuclear Energy Agency
NTB	Technischer Bericht
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OR	Schweizerisches Obligationenrecht
PSI	Paul Scherrer Institut
RD&D	Research, Development & Demonstration
Rückholbarkeit	Mit Rückholbarkeit wird die Möglichkeit bezeichnet, radioaktive Abfälle aus einer offenen, teilweise oder ganz verschlossenen Anlage mit mehr oder weniger grossem finanziellem und technischem Aufwand zurückzuholen.
SES	Schweizerische Energie-Stiftung
SIA	Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein
SUVA	Schweizerischen Unfallversicherungsanstalt
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
ZWIBEZ	Zwischenlager Beznau
ZWILAG	Zwischenlager

---

<sup>1</sup> [http://www.iac.ethz.ch/staff/krieger/pdf/Gruppe\\_LIDAR\\_Bericht.pdf](http://www.iac.ethz.ch/staff/krieger/pdf/Gruppe_LIDAR_Bericht.pdf)