



Protokoll

Erstell-Datum: 5. Juni 2015 Seiten: 8 Anhang: Beilage: 3
Ort: Sitzungszimmer Vindonissa, Industriestrasse 19, 5200 Brugg
Sitzungsdatum: 5. Juni 2015
Zeit: 13:15 – 16:45 Uhr
Vorsitz: Felix Altorfer (ENSI)
Anwesend: Felix Altorfer (ENSI), Jörg Böhm (Kernkraftwerk Mühleberg), Bruno Elmiger (Kernkraftwerk Gösgen), Jörg Gantzer (Landkreis Waldshut), Johannes Hammer (ENSI), Maja Haus (Mahnwache), Sebastian Hueber (ENSI), Stephan Husen (Kanton Basel-Stadt), Dietmar Kalkhof (ENSI), Florian Kasser (Greenpeace), Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau), Markus Kühni, Herbert Meinecke (Kernkraftwerk Gösgen), Harald Pietz (Stadt Waldshut-Tiengen), Georges Piller (ENSI), Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland), Michael Schorer (Nuklearforum), Ueli Stalder (Kanton Bern), Ralph Schulz (ENSI), Georg Schwarz (ENSI), David Suchet (ENSI)
Entschuldigt: Ulrich Bielert (Kernkraftwerk Mühleberg), Valentin Burki (Kanton Solothurn), Martin Forter (Ärztinnen und Ärzte für Umweltschutz), Bernd Friebe (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland), Stefan Füglistner (Kampagnenforum), Heini Glauser (Mahnwache), Josef Hess (Bundesamt für Umwelt), Jean-Pierre Jaccard (Mahnwache), Gebhard Juen (Amt der Vorarlberger Landesregierung), Christian Kaizler (Amt der Vorarlberger Landesregierung), Jens Klügel (Kernkraftwerk Gösgen), Peter Koch (Bundesamt für Energie), Johannis Nöggerath (Kernkraftwerk Leibstadt), Ulrich Nyffenegger (Kanton Bern), Michael Plaschy (Alpiq), Karin Scheidegger (Kanton Bern)
Verteiler intern: GLSTV, DS
Verteiler extern: Ulrich Bielert (Kernkraftwerk Mühleberg), Urban Biffiger (Kanton Aargau), Jörg Böhm (Kernkraftwerk Mühleberg), Mathias Brettner (Österreich, Physikerbüro Bremen), Benno Bühlmann (Bundesamt für Bevölkerungsschutz), Jürg Buri (Schweizerische Energiestiftung), Valentin Burki (Kanton Solothurn), Stephan Doepler (Axpo), Bruno Elmiger (Kernkraftwerk Gösgen), Donat Faeh (Schweizerischer Erdbebendienst), Martin Forter (Ärztinnen und Ärzte für Umweltschutz), Bernd Friebe (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland), Reinhard Fuchs (Kernkraftwerk Leibstadt), Stefan Füglistner (Kampagnenforum), Jörg Gantzer (Landkreis Waldshut), Karin Giacomuzzi (Kernkraftwerk Leibstadt), Heini Glauser (Mahnwache), Walter Glöckle (Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg), Rolf Glünkin (Kanton Solothurn), Petra Hall (Landkreis Waldshut), Johannes Hammer (ENSI), Maja Haus (Mahnwache), Josef Hess (Bundesamt für Umwelt), Peter Hirt (Gemeinde Döttingen), Stephan Husen (Kanton Basel-Stadt), Jean-Pierre Jaccard (Mahnwache), Patrick Jecklin (swissnuclear), Gebhard Juen (Amt der Vorarlberger Landesregierung), Christian Kaizler (Amt der Vorarlberger Landesregierung), Florian Kasser (Greenpeace), Heike Kaulbarsch (Kernkraftwerk Beznau), Jens Klügel (Kernkraftwerk Gösgen), Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau), Peter Koch (Bundesamt für Energie), Markus Kühni, René Maire (Gemeinde Mühleberg), Herbert Meinecke (Kernkraftwerk Gösgen), Catherine Mettler (Axpo), Johannis Nöggerath (Kernkraftwerk Leibstadt), Ulrich Nyffenegger (Kanton Bern), Jürgen Oser (Regierungspräsidium Freiburg), Andreas Pfeiffer (Kernkraftwerk Leibstadt), Harald Pietz (Stadt Waldshut-Tiengen), Michael Plaschy (Alpiq), Michael Prasser (ETH Zürich), Martin Richner (Kernkraftwerk Beznau), Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland), Gerald Scharding (NAZ), Karin Scheidegger (Kanton Bern), Michael Schorer (Nuklearforum), Anton Schwarz (Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg), Ueli Stalder (Kanton Bern), Ferdinand Vögele (Gemeinde Leibstadt), Urs Vögeli (Kanton Basel-Stadt), Sabine von Stockar (Schweizerische Energiestiftung), Urs Weidmann (Kernkraftwerk Beznau), Stefan Wiemer (Schweizerischer Erdbebendienst), Martin Zimmermann (Paul Scherrer Institut), André Zoppi (Gemeinde Würenlingen)
Protokollführer: David Suchet (ENSI) / GUJ
Visum: *such*
Visum Vorge-setzte: *FLP*

Klassifizierung: keine
Aktenzeichen: 10KKA.TFK
Referenz: ENSI-AN-9274
Schlagwörter: Technisches Forum Kernkraftwerke, Kernkraftwerk Beznau, Reaktordruckbehälter, Versprödung

434





Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke

Traktanden

1	Begrüssung	3
2	Traktandenliste	3
3	Beantwortung der Fragen 18 und 21 zum Ersatz der Deckel der Reaktordruckbehälter beim Kernkraftwerk Beznau	3
4	Beantwortung der Frage 20 zur Sprödbruch-Referenztemperatur	5
5	Verabschiedung der schriftlichen Antwort zur Frage 16 (ENSI)	7
6	Protokolle der 8. und 9. Sitzungen	7
7	Varia	8



Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

Protokoll

1 Begrüssung

Die erstmals teilnehmenden Personen, Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland), Harald Pietz (Stadt Waldshut) sowie Maja Haus (Mahnwache), stellen sich vor.

Neue Fragen wurden seit der letzten Sitzung eingereicht und auf der Webseite aufgeschaltet. Die schriftliche Antwort auf die Frage 16 liegt vor.

2 Traktandenliste

Es gibt keine Anmerkung zur Traktandenliste.

3 Beantwortung der Fragen 18 und 21 zum Ersatz der Deckel der Reaktordruckbehälter beim Kernkraftwerk Beznau

Johannes Hammer (ENSI) präsentiert als Einleitung Gedanken zum Einschluss der radioaktiven Stoffe und zur Rolle von Containments und Confinements.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) präsentiert das Vorgehen beim Ersatz der Reaktordruckbehälterdeckel im Kernkraftwerk Beznau.

Jörg Gantzer (Landratsamt Waldshut) fragt, wie die Dichtheit des Containments nach dem Einbau des neuen Deckels sichergestellt wird.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) antwortet, dass das Stahlcontainment wieder verschweisst wird. Beim Sekundärcontainment wird zunächst der Liner aus Stahl verschweisst. Der Beton wird nachher aussenseitig angebracht. Mit einem integralen Leckratentest wird die Dichtheit nachgewiesen.

Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland) fragt, wie die Schleuse bei den Öffnungen des Containments dicht gehalten wird.

Johannes Hammer (ENSI) antwortet, dass die Schleuse nicht ganz dicht sein muss, weil der Unterdruck ein Entweichen luftgetragener radioaktiver Stoffe verhindert. Die abgesaugte Luftmenge ist genügend gross, um dies sicherzustellen.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) fügt an, dass die Schleuse zwar nicht gasdicht ist, aber eine Unterdruckhaltung sichergestellt werden kann.

Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland) fragt, wie verhindert wird, dass Radioaktivität entweicht, wenn der alte Deckel herausgezogen wird.

Johannes Hammer (ENSI) antwortet, dass der Deckel vor allem eine Oberflächenkontamination auf der Innenseite aufweist. Mit der Verpackung kann diese Kontamination sicher eingeschlossen und abgeschirmt werden. Das ENSI hat das Projekt intensiv begleitet und Ergänzungen durchgesetzt. Der alte Deckel aus Block 1 ist nun in einem zwischenlagerfähigen Zustand im ZWIBEZ gelagert. Er ist heute als mittelaktiver radioaktiver Abfall einzuschätzen. Die höchste Ortsdosisleistung wurde an der Innenseite des alten Deckels gemessen.



Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

Jörg Gantzer (Landratsamt Waldshut) fragt, ob die Defekte an den Führungsrohren in der Anlage festgestellt wurden.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) antwortet, dass die Defekte beim Einbau bemerkt wurden. Sie wurden im Containment repariert. Im Block 1 wurde der Deckel am 12. Mai 2015 erstmals aufgesetzt.

Jörg Gantzer (Landratsamt Waldshut) und Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland) sind mit den Antworten zufrieden. Eine solche Information wäre vor dem Beginn der Austauscharbeiten erwünscht gewesen.

Florian Kasser (Greenpeace) erkundigt sich nach den zusätzlichen kollektiven Dosen, die bei diesem Projekt anfallen. Er möchte wissen, ob die beim Projekt zu verzeichnenden Verzögerungen zu erhöhten kollektiven Dosen geführt haben und ob die Dosisplanung bereits ausgeschöpft wurde.

Johannes Hammer (ENSI) erklärt, dass zum Projekt des Deckelersatzes im Block 1 eine Dosis von rund 80 mSv veranschlagt wurde, wobei sich die Planungen von Block 1 und von Block 2 unterscheiden, weil die Blöcke unterschiedliche Betriebsgeschichten haben. Georg Schwarz (ENSI) fügt an, dass die kollektive Dosis nach dem heutigen Stand bei 55 mSv liegt. Da an den Tagen ohne Arbeiten keine Expositionen erfolgen, hat die Verzögerung bisher zu keiner nennenswerten Erhöhung geführt.

Markus Kühni fragt, wo die Grenze zwischen Confinement und Containment liegt.

Johannes Hammer (ENSI) antwortet, dass ein Confinement ständig eine Maschine braucht, um permanent den Unterdruck zu gewährleisten. Ein Containment ist durch den Zugang über Schleusen charakterisiert.

Herbert Meinecke (Kernkraftwerk Gösgen) erklärt, dass ein Containment ohne aktive Massnahmen (beispielsweise Kompressoren) dicht bleibt. Ein Confinement benötigt hingegen die Funktion der Kompressoren.

Florian Kasser (Greenpeace) fragt, wie hoch die Ortsdosisleistung an der Oberfläche des alten Deckels ist.

Johannes Hammer (ENSI) erklärt, dass vom Kernkraftwerk Beznau an der Unterseite der Verpackung (höchster Wert) rund 1 mSv/h gemessen wurde. Dieser Wert wurde vom ENSI anlässlich einer Inspektion verifiziert.

Markus Kühni fragt, ob das Containment den Auslegungsdruck beim vorgesehenen integralen Leckratentest standhalten muss.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) antwortet, dass nach dieser Jahresrevision ein integraler Leckratentest durchgeführt werden muss, um zu zeigen, dass das Containment dicht ist. Dieser Test soll alle 10 Jahre durchgeführt werden. Ein anderer Druck als der Auslegungsdruck wird dabei benutzt.

Florian Kasser (Greenpeace) fragt, warum die Jahresrevision des Blocks 1 noch andauert, nachdem der Ersatz des Deckels abgeschlossen ist.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) antwortet, dass weitere umfangreichere Projekte nun abgeschlossen werden sollen. Es geht z. B. um das Projekt zum Informationssystem und AUTANOVE.

Georg Schwarz (ENSI) betont, dass auch Prüfungen des Grundmaterials des Reaktordruckbehälters (im Zusammenhang mit den Beobachtungen im belgischen Reaktor in Doel) durchgeführt werden.

Markus Kühni fragt, wie die Stromversorgung für den Unterdruck im Sicherheitsbehälter sichergestellt wird.

Oliver Köberl (KKB) antwortet, dass die Unterdruckhaltung des Containments durch die normale Stromversorgung gewährleistet war.



Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

4 Beantwortung der Frage 20 zur Sprödbbruch-Referenztemperatur

Felix Altorfer (ENSI) präsentiert die vom Bundesamt für Energie (BFE) und von BKW erhaltenen Antworten bezüglich Frage 29.

Zur schriftlichen Antwort des BFE betont Florian Kasser (Greenpeace), dass es sich um eine UVEK-Verordnung handelt. Die Meinung des Gesetzgebers wäre zu dieser Thematik interessant. In der UVEK-Verordnung werden zudem technische Werte angegeben. Es ist aus seiner Sicht ein Eingeständnis, dass das UVEK als Bewilligungsbehörde kein fachtechnisches Wissen hat.

Felix Altorfer (ENSI) erklärt, dass die vom BFE erläuterte Vorgehensweise die vom Gesetzgeber gewünschte Praxis schildert: Der Bund zieht bei technischen Fragestellungen die Fachbehörden bei.

Georg Schwarz (ENSI) fügt an, dass der Erläuterungsbericht zur erwähnten UVEK-Verordnung bei Bedarf zur Verfügung gestellt werden kann.

Dietmar Kalkhof (ENSI) präsentiert die Antwort auf die Frage 20.

Florian Kasser (Greenpeace) fragt nach dem Zusammenhang zwischen dem in den Vereinigten Staaten verwendeten Referenztemperatur-Grenzwert und demjenigen der UVEK-Verordnung.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass sich die Schweiz bei der Festlegung des Grenzwertes für die Sprödbbruch-Referenztemperatur in der UVEK-Verordnung an der Empfehlung der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC für neue Reaktoren orientiert hat. Weiterhin werden in den USA auch Grenzwerte gesetzlich festgelegt, die den gesamten Prozess des Sprödbrechtsicherheitsnachweises berücksichtigen. Diese Grenzwerte sind aufwändiger zu überprüfen als Grenzwerte, die explizit den Versprödungsgrad der Materialien des Reaktordruckbehälters charakterisieren. Der Referenztemperaturgrenzwert in der UVEK-Verordnung ist insbesondere für Druckwasserreaktoren erstellt worden.

Markus Kühni fragt, ob schliesslich die Referenztemperatur nicht nach den Möglichkeiten der Schweizer Werke für einen langen Betrieb festgelegt wurde.

Dietmar Kalkhof (ENSI) betont, dass der UVEK-Grenzwert für den Versprödungszustand der Materialien des Reaktordruckbehälters aus den Erkenntnissen von internationalen Forschungsprojekten und Datenbanken entstanden ist. Zum Zeitpunkt der Festlegung des UVEK-Grenzwertes waren die Ergebnisse der letzten Bestrahlungsprobensätze vom Kernkraftwerk Beznau sowie die bruchmechanische Auswertung der Daten noch nicht bekannt.

Markus Kühni weist betreffend Folie 4 darauf hin, dass die Vereinigten Staaten eine Pressurized Thermal Shock Transients-Referenztemperatur benutzen, die deutlich höher als der Schweizer Wert ist.

Dietmar Kalkhof (ENSI) erläutert, dass die den Vereinigten Staaten gesetzlich festgelegten Grenzwerte für die Referenztemperatur und der Grenzwert in der UVEK-Verordnung nicht unmittelbar verglichen werden können. Für die Grenzwerte der Vereinigten Staaten ist der gesamte Prozess des Sprödbrechtsicherheitsnachweises auszuwerten, der UVEK-Grenzwert ist ein Wert für den Versprödungsgrad des Materials. Für beide Vorgehen ist gemeinsam, dass auch bruchmechanische Kennwerte sowie bruchmechanische Auswerteverfahren angewendet werden können.

Florian Kasser (Greenpeace) erkundigt sich nach dem in Frankreich verwendeten Wert.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass es in Frankreich keinen vergleichbaren Referenztemperatur-Grenzwert gibt, da keine Ausserbetriebnahmeverordnung vorliegt.

Markus Kühni möchte wissen, was passieren würde, wenn eine heute berechnete Referenztemperatur den UVEK-Grenzwert überschreiten würde.



Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass der Zustand des Materials vorausschauend mit der Prüfung der Materialproben beurteilt werden kann. Diese Proben werden schneller bestrahlt und unterliegen den gleichen Bedingungen wie im Reaktor. Für das Kernkraftwerk Beznau ist beispielsweise der Versprödungsgrad der Materialien des Reaktordruckbehälters, der sich nach ca. 67 Betriebsjahren einstellen würde, durch die Messung des letzten Bestrahlungsprobensatz (entnommen und ausgewertet 2010) bekannt. Falls die Referenztemperatur den UVEK-Grenzwert überschreiten würde, ist die methodische Sicherheit des Spröbruchnachweises aufgebraucht. Es bleiben die Mindestsicherheiten in der Werkstoffkurve (ca. 10K) und in der Beanspruchungskurve (ca. Faktor 1,4), die im nuklearen Regelwerk festgeschrieben sind.

Stefan Husen (Kanton Baselstadt) fragt, ob die Werte der Neutronenfluenz berechnet werden und ob es noch Materialproben im Kernkraftwerk Beznau gibt.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass die Neutronenfluenz jedes Jahr anhand der aktuellen Brennstoffbeladung berechnet wird. Es gibt im Kernkraftwerk Beznau keine Bestrahlungsprobensätze im Reaktor mehr. Die entnommenen Proben stehen jedoch für weitere Untersuchungen zur Verfügung, falls dies erforderlich sein sollte.

Markus Kühni möchte wissen, ob die Referenztemperatur der UVEK-Verordnung sich nur auf das Wandmaterial des Reaktordruckbehälters bezieht und was die Neutronenfluenz ist.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass die Referenztemperatur für alle Materialien des Reaktordruckbehälters in der Kernzone bestimmt wird. Üblicherweise sind das Originalmaterialproben der Schmierderinge (Grundmaterial) und Materialproben unterschiedlicher Schweissnähte.

Die Neutronenfluenz ist die Neutronenflussdichte. Schnelle Neutronen sind für die Versprödung relevant. Je grösser die Neutronenflussdichte ist, desto grösser ist die Beschädigung des Materials. Die Neutronenbestrahlung führt zu Gitterdefekten in den Stahlwerkstoffen. Makroskopisch äussert sich das in einer Erhöhung der Festigkeit, aber auch in einer Verminderung der Zähigkeit des Materials.

Markus Kühni fragt bezüglich Folie 6, ob die Neutronenfluenz beim Kernkraftwerk Beznau mit der Zeit gerade ansteigt.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass abhängig von der aktuellen Brennstoffbeladung die akkumulierte Neutronenfluenz mit der Zeit etwa gleichmässig ansteigt, wie beispielsweise in Bild 4.1-2 (Seite 15) der Stellungnahme ENSI zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau gezeigt ist. Im Kernkraftwerk Beznau wurde nach dem 16. Betriebszyklus die räumliche Verteilung der Brennelemente im Reaktor optimiert, so dass der Anstieg der akkumulierten Neutronenfluenz reduziert werden konnte.

Stefan Husen (Kanton Baselstadt) fragt, ob für die Referenztemperatur unterschiedliche Berechnungen gemacht wurden und inwieweit die Ergebnisse variieren. Kann der Betreiber die verwendete Methode zur Bestimmung der Versprödung selber wählen.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass es mehrere Methoden gibt. Sie sind in der Richtlinie ENSI-B01 beschrieben. Sie stützen sich auf internationale Normen ab und sind im nuklearen Regelwerk zugelassen, z. B. ASME-Code, KTA-Regelwerk. Heute werden von den Fachexperten die bruchmechanischen Methoden empfohlen, da diese werkstoffkundlich begründet und weitgehend grössenunabhängig sind. Der Einsatz bruchmechanischer Methoden ist abhängig von der Verfügbarkeit der dafür standardisierten Proben in den Bestrahlungsprobensätzen. Das Kernkraftwerk Beznau verfügt über eine ausreichende Anzahl von bruchmechanischen Proben. Die ältere Auswertemethode der Kerbschlagbiegeproben beruht auf einer unteren, die Messwerte umhüllenden Grenzkurve, der in den 70-er Jahren zur Verfügung stehenden Messwerte, die mit empirischen Korrekturfaktoren und Sicherheiten beaufschlagt ist. Die Ergebnisse der Referenztemperaturen der älteren Auswertemethode liegen je nach Material um 10 bis 30 °C höher als die bruchmechanisch bestimmten Referenztemperaturen.



Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

Markus Kühni möchte wissen, welche Methode das Kernkraftwerk Beznau benutzt hat und wo die Materialproben ausgewertet wurden.

Oliver Köberl (Kernkraftwerk Beznau) erklärt, dass die Auswertung in einem akkreditierten Labor von Areva stattgefunden hat. Die Prüfungen wurden durch den TÜV-Süd überwacht.

Dietmar Kalkhof (ENSI) fügt an, dass das Kernkraftwerk Beznau alle drei Methoden angewendet hat.

Florian Kasser (Greenpeace) fragt, ob für den Rest des Betriebs des Kernkraftwerks Beznau nur modellhafte Beurteilungen herangezogen werden, weil es keine Materialproben mehr gibt.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass der Versprödungszustand der Materialien des Reaktordruckbehälters durch die Messung der insgesamt 6 Bestrahlungsprobensätze für über 60 Betriebsjahre des Kernkraftwerks Beznau sehr gut bekannt und untersucht ist. Die Bestrahlungsproben des Kernkraftwerks Beznau sind gut dokumentiert in den Werkstofflabors des PSI und von Areva archiviert und stehen für weitere Untersuchungen zur Verfügung, falls dies erforderlich sein sollte.

Florian Kasser (Greenpeace) fragt, warum das ENSI im Hinblick auf die Ausserbetriebnahme des Kernkraftwerks Mühleberg eine Forderung zu den Thermoschockbedingungen gestellt hat.

Dietmar Kalkhof (ENSI) antwortet, dass die Bestrahlungsreaktion der Werkstoffe des Reaktordruckbehälters aufgrund der kleineren Neutronenfluenz wesentlich geringer ausfällt als bei den Druckwasserreaktoren. Zudem laufen die Notkühltransienten bei den Siedewasserreaktoren wesentlich milder ab als bei den Druckwasserreaktoren. Die Berechnung der Beanspruchungen für postulierte Risse bei kritischen Notkühltransienten entsprach beim Kernkraftwerk Mühleberg nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik und musste demzufolge aktualisiert werden. Die Berechnungen sind inzwischen abgeschlossen und vom ENSI bewertet worden. Es konnte bestätigt werden, dass für das Kernkraftwerk Mühleberg für die Restlaufzeit bis 2019 grosse Sicherheitsreserven gegen Spröbruchversagen des Reaktordruckbehälters bestehen.

Lüder Rosenhagen (Bund für Umweltschutz und Naturschutz Deutschland) fragt, wann das ENSI über den Langzeitbetrieb vom Kernkraftwerk Beznau über 2019 hinaus informieren wird.

Georg Schwarz (ENSI) antwortet, dass derzeit eine periodische Sicherheitsüberprüfung im Gang ist, die dieses Jahr noch publiziert wird. Eine Aktualisierung für langzeitbetriebsrelevante Punkte wird danach stattfinden, so dass eine Stellungnahme zum Langzeitbetrieb 2017 erscheinen wird.

5 Verabschiedung der schriftlichen Antwort zur Frage 16 (ENSI)

Die schriftliche Antwort 16 wird veröffentlicht.

6 Protokolle der 8. und 9. Sitzungen

Das Protokoll zur 8. Sitzung wird veröffentlicht.

Auf Antrag von Markus Kühni wird das Protokoll zur 9. Sitzung an der nächsten Sitzung behandelt.



Klassifizierung:
Aktenzeichen/Referenz:
Titel:
Datum / Sachbearbeiter:

keine
ENSI-AN-9274
Protokoll zur 10. Sitzung des Technischen Forums Kernkraftwerke
5. Juni 2015 / David Suchet (ENSI)

7 Varia

Die nächste Sitzung findet am 25. September 2015 von 13.15 bis 16.45 Uhr statt.

Florian Kasser beantragt, dass eine Diskussion zum Bestrahlungsversuch in Mol an der nächsten Sitzung traktandiert wird.



Sprödbrechtsicherheitsnachweis für Reaktordruckbehälter

Übersicht und aktuelle Messwerte

Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg, 05.06.2015

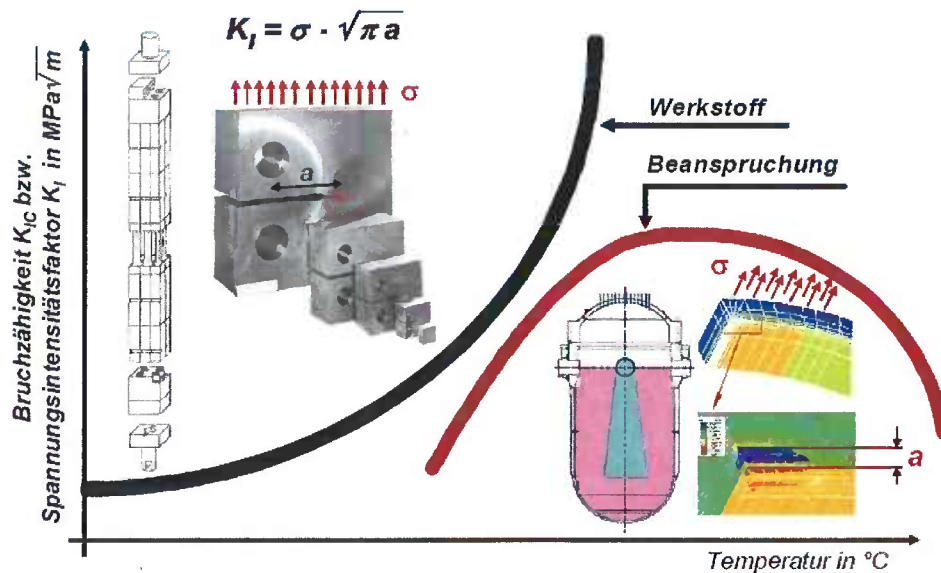
Dr. Dietmar Kalkhof

Sektionschef Maschinentechnik

ENSI



Sprödbrechtsicherheitsnachweis RDB (Schema)



Nachweis: Beanspruchbarkeit > (Marge) x Beanspruchung



Grenzwert Referenztemperatur Sprödbrechtsicherheitsnachweis RDB

- Wert, bei dem Wachstum der postulierten Risse nicht mehr ausgeschlossen werden kann (Annahme: kritische Leckage in der Hauptkühlmittelleitung hinsichtlich Spannungen an der Risspitze);
- Wert, mit Einhaltung untenstehender Sicherheitszuschläge

Sicherheiten bei Erreichen Grenzwert:

- Werkstoffseitig: Untere Grenzkurve für die Bruchzähigkeit deckt Messunsicherheit und Inhomogenität des Materials ab;
- Beanspruchungsseitig: Sicherheitszuschlag mind. 1.4



Grenzwert Referenztemperatur Internationale Empfehlungen

Internationales Regelwerk:

Keine allgemeingültigen Grenzwerte für die Versprödung von RDB-Werkstoffen, da abhängig u.a. von Reaktortyp, Konstruktion RDB, Brennelementbeladung

USA: Code of Federal Regulations 10CFR50.61

Grundmaterial (Innenwand RDB):

$RT_{PTS} = 132\text{ °C}$

Schweissmaterial (Rundnähte):

$RT_{PTS} = 149\text{ °C}$

Falls überschritten, bruchmechanische Nachweise erforderlich

USNRC: Regulatory Guide 1.99 Rev. 2: Empfehlung für neue Reaktoren

Grund-und Schweissmaterial (1/4 Wandtiefe):

$RT_{NDT} = 93\text{ °C}$

Schweiz: UVEK-Verordnung zur vorläufigen Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken, SR 732.114.5, Mai 2008

Grund-und Schweissmaterial (1/4 Wandtiefe):

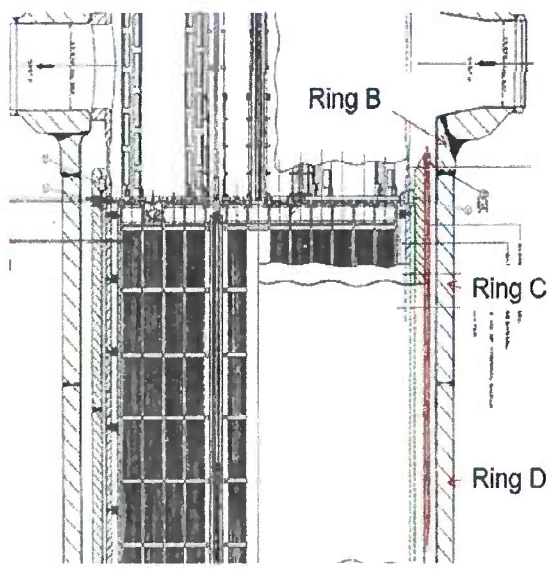
$RT_{Ref} = 93\text{ °C}$

Bruchmechanische Kennwerte generell zugelassen



Bestrahlungsprogramm Voreilproben KKB-1

Zustand RDB ist durch Prüfung der Proben vorrausschauend bekannt



Voreilproben:

Nach Auswertung der letzten Bestrahlungskapsel (ca. bei 40 Betriebsjahren) ist der Versprödungszustand der RDB-Materialien für den Langzeitbetrieb (ca. 67 Betriebsjahre) bekannt

Ein allfälliges Überschreiten des Grenzwertes für die Referenztemperatur ist demzufolge auch vorausschauend bekannt

Anordnung der Bestrahlungsproben (rot markiert) im Reaktor: Lage im Wasserspalt zwischen Kerngitter und RDB-Innenwand

Frage 6: Sprödbrechtsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

5



Bestrahlungsprogramm Voreilproben KKB-1

Entnahme und Prüfung der Proben

Kapsel					RDB-Innenwand
Name	Zyklus (Nummer)	Zyklusende (Jahr) ⁽¹⁾	Entnahmefluenz $E > 1 \text{ MeV} [\text{cm}^{-2}]$	Voreilfaktor	Maximalfluenz $E > 1 \text{ MeV}$ bei Kapselentnahme $[\text{cm}^{-2}]$
V	1	1971	$3.73\text{E}+18$	2.35	$1.59\text{E}+18$
R	3	1974	$9.80\text{E}+18$	2.38	$4.12\text{E}+18$
S	6	1977	$1.07\text{E}+19$	1.30	$8.22\text{E}+18$
N	15	1986	$2.70\text{E}+19$	1.27	$2.12\text{E}+19$
P	27	1999	$5.08\text{E}+19$	1.42	$3.58\text{E}+19$
T	38	2010	$6.04\text{E}+19$	1.50	$4.04\text{E}+19$

(1) Diese Spalte wurde nachträglich am 2. Oktober 2015 angepasst.

Frage 5, 9: Sprödbrechtsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

6



Anforderungen ENSI zur Sprödbruchsicherheit RDB in der Stellungnahme Langzeitbetrieb KKB

Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2, Brugg, November 2010:

Forderung 1:

Prüfung weiterer Probensätze zur Untersuchung des Bestrahlungsverhaltens der RDB-Werkstoffe und Auswertung sowohl nach dem klassischen (ASME, gekerbte Proben) als auch dem bruchmechanischen Konzept (ASME, Masterkurve, Proben mit Schwingriss):

- Konzept vom ENSI genehmigt am 12.07.2011;
- Ergebnisse und Bewertungen vom ENSI genehmigt am 10.02.2012;

Forderung 2:

Thermoschock-Berechnungen sind gemäss Stand von W/T zu aktualisieren:

- Analysen und Ergebnisse vom ENSI genehmigt am 10.02.2012.



Weitere Massnahmen KKB zur kontinuierlichen Überwachung der Neutronenversprödung

- Verbesserte Neutronenflussberechnung gemäss aktuellem Stand von W/T, jährliche Aktualisierung der Berechnung, jährliche Überprüfung der Kriterien der UVEK-Verordnung zur vorläufigen Ausserbetriebnahme;
- Entnahme und Prüfen des letzten Bestrahlungsprobensatzes für KKB-1 (Materialien: Ring C, Ring D, Schweissgut, Proben: klassisch mit Kerben, Stand W/T mit Schwingriss);
- Zusätzliches Prüfprogramm zur Bestimmung von bruchmechanischen Kennwerten (Materialproben mit Schwingriss);
- Bestimmung der Referenztemperatur auf bruchmechanischer Basis sowohl für den unbestrahlten Ausgangszustand (Ring C und D) als auch für die Bestrahlungsproben des letzten Probensatzes (Ring C);
- Verbesserte Thermoschockberechnungen mit postulierten Rissen im Kernbereich RDB und an der Kante RDB-Eintrittsstutzen der Hauptkühlmittelleitung (kleine, mittlere und grosse Lecks, Streifen- und Strähnenkühlung, 3D-Modellierung)
- Vergleich mit internationalen Messwerten



Sicherheitstechnische Stellungnahme ENSI Sprödbrechtsicherheitsnachweis KKB Langzeitbetrieb

Nach Erfüllung der Forderungen 1 und 2, sowie der weiteren Massnahmen KKB zur kontinuierlichen Überwachung der Neutronenversprödung sieht das ENSI

- die Sprödbrechtsicherheit des RDB Block 1 für eine Betriebsdauer von weiteren 10 Betriebsjahren (2009-2019) auf Grundlage der gesetzlichen Regelungen und den Anforderungen der Richtlinie ENSI-B01 als hinreichend nachgewiesen an.
- Diese Aussage gilt auch für den Block 2, da der Nachweis für den Block 1 für die Bedingungen von Block 2 abdeckend ist.
- Für eine Betriebsdauer über 2019 hinaus wird die Sprödbrechtsicherheit des RDB Block 1 vom ENSI erneut gemäss aktuellem Stand der Technik bewertet.



Probabilistische Thermoschock-Analyse RDB NEA/CSNI/R(99)3, Int. Comparative Assessment Study (PTS ICAS), 1999

- Schweizer Regelwerk wie auch international (ausser USA): Sprödbrechtsicherheitsbewertung RDB erfolgt deterministisch;
- Ziel Anwendung probabilistischer Methoden für die Thermoschock-Analyse RDB: Verifizierung der Margen der deterministischen Analyse (Abbau von unangemessenen Konservativitäten);
- OECD/Nuclear Energy Agency: **Forschungs**programm zum Stand von W/T hinsichtlich Anwendung probabilistischer Methoden für die Thermoschock-Analyse RDB;
- Ergebnis: Trotz Festlegung einheitlicher Randbedingungen ist die Streuung der Ergebnisse zu gross, z.B. bei der Versagenswahrscheinlichkeit, um die Methoden in der Sicherheitsbewertung anwenden zu können;
- Schlussfolgerung: Weitere Verbesserung und Validierung der Modelle notwendig, weiterer Forschungsbedarf.



KKM: 60 Betriebsjahre (Werte aus 3 Probensätzen) Sprödbruchübergangsreferenztemperaturen RT_{ref}

Werkstoff	RDB-Position	Neutronen-fluenz (E>1MeV) [cm ⁻²]	RT_{ref} [°C] ENSI-B01	Hochlagen-energie [J]
Grund-material	Innenoberfläche	6.51E+18	17	
	¼ Wandtiefe	5.14E+18	14	
Schweiss-material V2 auto	Innenoberfläche	1.89E+18	61	125
	¼ Wandtiefe	1.49E+18	54	
Schweiss-material V3 manu	Innenoberfläche	6.29E+18	-3	
	¼ Wandtiefe	4.97E+18	-5	

Frage 7: Sprödbruchsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

11



KKG: 60 Betriebsjahre (Werte aus 3 Probensätzen) Sprödbruchübergangsreferenztemperaturen RT_{ref}

Werkstoff	RDB-Position	Neutronen-fluenz (E>1MeV) [cm ⁻²]	RT_{ref} [°C] ENSI-B01	Hochlagen-energie [J]
Schmiedering I	Innenoberfläche	1.4E+19	31	119
	¼ Wandtiefe	8.3E+18	27	
Schmiedering II	Innenoberfläche	1.4E+19	33	118
	¼ Wandtiefe	8.3E+18	28	
Schweiss-material	Innenoberfläche	1.4E+19	10	138
	¼ Wandtiefe	8.3E+18	6	

Frage 7: Sprödbruchsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

12



KKB-1: 60 Betriebsjahre (Werte aus 6 Probensätzen) Sprödbruchübergangsreferenztemperaturen RT_{ref}

Werkstoff	RDB-Position	Neutronen-fluenz (E>1MeV) [cm ⁻²]	RT_{ref} [°C] ENSI-B01	Hoch-lagen-energie [J]
Schmiedering C	Innenoberfläche	5.59E+19	80	150
	¼ Wandtiefe	3.55E+19	74	
Schmiedering D	Innenoberfläche	5.59E+19	52	137
	¼ Wandtiefe	3.55E+19	47	
Schweiss-material	Innenoberfläche	5.59E+19	42	160
	¼ Wandtiefe	3.55E+19	39	

Frage 7: Sprödbruchsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

13



KKB-2: 60 Betriebsjahre (Werte aus 5 Probensätzen) Sprödbruchübergangsreferenztemperaturen RT_{ref}

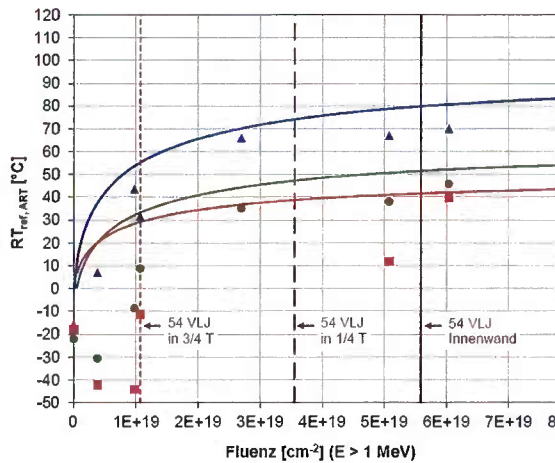
Werkstoff	RDB-Position	Neutronen-fluenz (E>1MeV) [cm ⁻²]	RT_{ref} [°C] ENSI-B01	Hoch-lagen-energie [J]
Schmiedering C	Innenoberfläche	5.07E+19	51	139
	¼ Wandtiefe	3.22E+19	46	
Schmiedering D	Innenoberfläche	5.07E+19	-1	138
	¼ Wandtiefe	3.22E+19	-5	
Schweiss-material	Innenoberfläche	5.07E+19	40	120
	¼ Wandtiefe	3.22E+19	36	

Frage 7: Sprödbruchsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

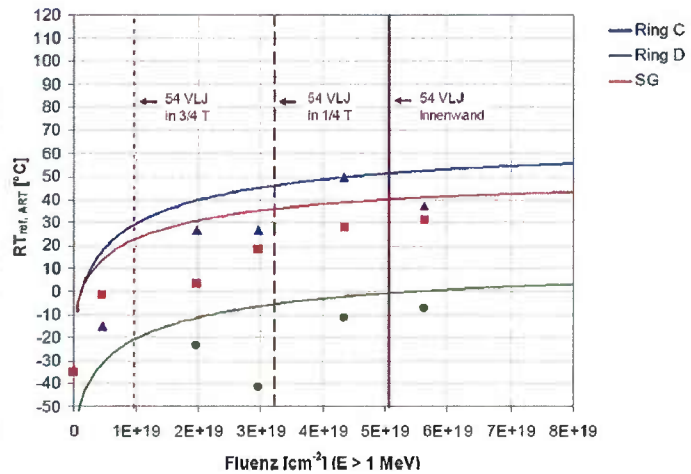
14



Referenztemperatur zur Bestimmung der Bruchzähigkeitskurve für KKB-1 und KKB-2



KKB, Block 1



KKB, Block 2

Frage 7: Sprödbrechtsicherheitsnachweis RDB | Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg 05.06.15 | D. Kalkhof
ENSI

15



Für mehr Informationen besuchen Sie uns auf:



www.ensi.ch
www.ifsn.ch



http://twitter.com/#!/ENSI_CH



TFK

Technisches Forum Kernkraftwerke

Ersatz der RDB-Deckel im KKB Containment und Confinement

Brugg, am 5. Juni 2015

Dipl. Ing. Dr. J. Hammer, Fachbereich Strahlenschutz

ENSI



Frage 18:

Ersatz der Deckel der Reaktordruckbehälter beim Kernkraftwerk Beznau

Durch welches – genau zu beschreibendes – Schleusensystem wird eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen durch die großen Transportöffnungen im 1. und 2. Containment und gleichzeitig offenem Reaktordruckgefäß in die Umwelt/Biosphäre verhindert?



Frage 21 – 1, 2:

Ersatz der Deckel der Reaktordruckbehälter beim Kernkraftwerk Beznau

1. Wie wollen Sie die Gefährdungen während des Austauschs des strahlenbelasteten zentralen Bauteils des Reaktordruckbehälters vermeiden?
2. Wie wird eine optimale Verbindung und Dichtung des RDB sowie des Containments in Zukunft für einen gesicherten Betrieb und bei Unfällen des Atomkraftwerks Beznau gewährleistet?



Frage 21 – 3, 4, 5:

Ersatz der Deckel der Reaktordruckbehälter beim Kernkraftwerk Beznau

3. Welche Möglichkeiten bestehen um eine Strahlenbelastung während der Arbeiten zu verhindern?
4. Wie können Sicherungsmaßnahmen gewährleistet werden, um keine Belastung in die Umwelt kommen zu lassen?
5. Wird das Stahlcontainment und das Betoncontainment gleichzeitig geöffnet werden?



Frage 21 – 6, 7, 8 und 9: Ersatz der Deckel der Reaktordruckbehälter beim Kernkraftwerk Beznau

6. Welche Gefahren können bei den Öffnungen und eventuellen Zwischenfällen von dem Austausch ausgehen?
7. *Ident mit Frage 18.*
8. Wie wird genau der zeitliche Ablauf der Arbeiten zur Auswechslung aussehen?
9. Wie wird eine Information der Öffentlichkeit bei den Austauscharbeiten und bei eventuellen Zwischenfällen gewährleistet?



Containment

Als Containment wird eine dichte, druckfeste Gebäudekonstruktion (aus Stahl) verstanden, die im Betrieb nur über Schleusen betreten oder verlassen werden kann.

Reaktoren eines Kernkraftwerks müssen
im Leistungsbetrieb
in einem Containment betrieben werden.

Containments stellen die Schutzzielfunktion
Rückhaltung radioaktiver Stoffe sicher.



Primärcontainment

Das Primärcontainment ist ein Containment, das den Reaktor eines Kernkraftwerks vollständig umgibt.

An Dichtheit und Druckfestigkeit werden hohe Anforderungen gestellt, die im Leistungsbetrieb und bei Störfällen gewährleistet sein müssen.

Die Containment-Konstruktion aus Stahl muss auch bei erhöhter Temperatur dicht und bis zu einigen bar überdruckfest sein.

Fallweise werden Primärcontainments inertisiert.



Sekundärcontainment

Das Sekundärcontainment ist ein Containment, das ein Primärcontainment vollständig umgibt.

An Dichtheit und Druckfestigkeit werden geringere Anforderungen gestellt.

Die Gebäudekonstruktion aus Stahl und Beton schützt das Primärcontainment vor Ausseneinflüssen.

Das Sekundärcontainment stellt die Schutzziel-funktion **Rückhaltung radioaktiver Stoffe** sicher.



Confinement

Ein Gebäude, das eine Rückhaltefunktion für Schadstoffe durch einen permanenten Unterdruck im Inneren gewährleistet, wird als Confinement bezeichnet.

Betriebe, die mit offenen radioaktiven Stoffen umgehen, sind in Confinements untergebracht. Dazu gehören Forschungsreaktoren, Labors mit Hotzellen, Produktionsstätten für medizinische Radionuklide und Lager für radioaktive Abfälle.



Confinement (2)

Das Confinement ist ein solides, überwiegend fensterloses, fugendichtes Gebäude, das permanent in leichtem Unterdruck gegenüber Aussen steht. Dadurch wird erreicht, dass gas- oder aerosolförmige Schadstoffe, insbesondere radioaktive Stoffe, im Gebäude zurückgehalten werden.

Das Confinement wird über Türen und Tore begangen, die für besondere Ladevorgänge auch über längere Zeit offen sein können, wenn keine Gefahr für eine Schadstoffausbreitung besteht.



Wie sieht das Containment des KKB im Leistungsbetrieb aus?

Leistungsbetrieb (rund 1100 MW_{th}):

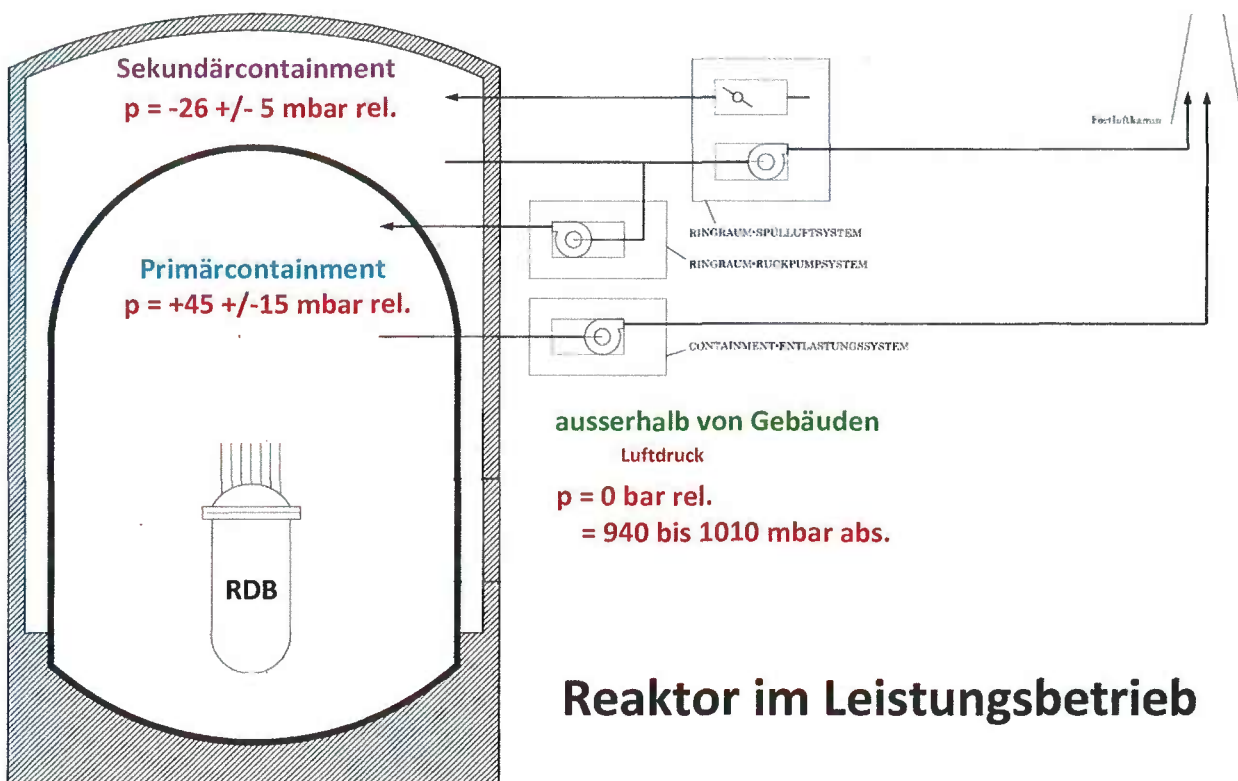
Kern beladen, kritisch, **hohes Spaltproduktinventar**

Primärkreislauf unter Druck (**rund 150 bar**) und
Temperatur (**rund 290°C**)



Primär- und Sekundärcontainment

(Sicherheitsgebäude als Containment, Zahlenwerte nur beispielhaft)





Wie sieht das Containment des KKB bei Revisionsabstellungen aus?

Revisionsabstellung (0 MW_{th}):

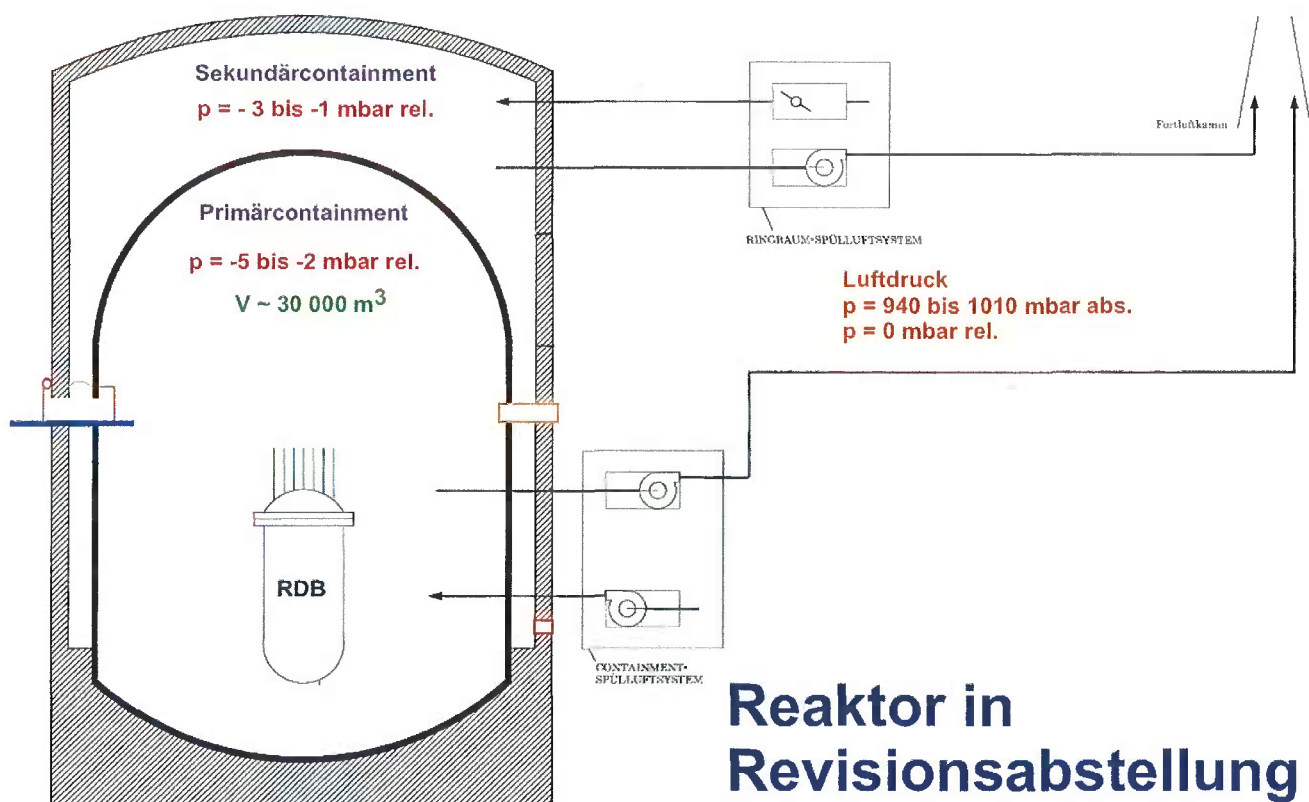
Kern entladen, **kein Spaltproduktinventar**

Primärkreislauf ohne Druck (**rund 2 bar**) und Temperatur (**etwa 35°C**)



Primär- und Sekundärcontainment

(Sicherheitsgebäude formal als Confinement, Zahlenwerte nur beispielhaft)



**Reaktor in
Revisionsabstellung**



Revisionsabstellung zum Austausch der RDB-Deckel

Während der Revisionsabstellung werden das Primärcontainment und das Sekundärcontainment durch das Öffnen der Schleusen de facto auf ein Confinement reduziert.

Der Austausch der RDB-Deckel erfolgt im Rahmen einer Revisionsabstellung formal in einem Confinement.

Die Schutzziefunktion
Rückhaltung radioaktiver Stoffe
ist zu gewährleisten.



Frage 21-10:

Schlussendlich hätten wir gerne eine Einschätzung des ENSI zu der geplanten Maßnahme.

Das ENSI prüft seit 2009, also seit sechs Jahren die vier Teilvorhaben des KKB-Deckelaustausches und hat dazu 2010 ein Projekt (HERA) mit Projektleitung, Projektteam und zahlreichen Experten gegründet, das gegenwärtig noch läuft.

Genehmigungstechnisch handelt es sich um ein vierstufiges Freigabeverfahren nach KEV, Art. 40.



Einschätzung des ENSI

Ersatz der RDB-Deckel im KKB

Der eins zu eins Austausch der alten gegen neue RDB-Deckel ist gerechtfertigt, weil er unter anderem die Marge der nuklearen Sicherheit erhöht.

Nach Berücksichtigung zahlreicher Forderungen des ENSI durch den Bewilligungsinhaber und seine Lieferanten hat es die Freigaben für den Ersatz bis zur Stufe 3 erteilt.



Einschätzung des ENSI (2)

Ersatz der RDB-Deckel im KKB

Die in Ihren Fragen 21-1 bis 9 angesprochenen Aspekte wurden überwiegend durch Strahlenschutzsachverständige überprüft, begutachtet, freigegeben und inspiziert.

Für den Austausch im Block 1 ergaben die ENSI-Inspektionen, dass die Vorgaben des Strahlenschutzes gut eingehalten wurden und die Massnahmen zielführend waren.



Einschätzung des ENSI (3)

Ersatz der RDB-Deckel im KKB

Eine Abgabe luftgetragener, radioaktiver Stoffe an die Umgebung über unzulässige Pfade kann ausgeschlossen werden.

Die bilanzierten Abgaben sind gering und liegen weit unter den Grenzwerten, die sich am Schutz der Bevölkerung orientieren.

Weitere Messungen des ENSI ergaben die erwarteten Resultate.



Einschätzung des ENSI (4)

Ersatz der RDB-Deckel im KKB

Das im Leistungsbetrieb als Containment eingerichtete Sicherheitsgebäude wurde während dem Austausch des alten gegen den neuen RDB-Deckel formal zu einem Confinement zurückgestuft.

Das ist bei Revisionsabstellungen zulässig.

Das Schutzziel »Rückhaltung radioaktiver Stoffe«
wird immer erreicht.



Für weitere Informationen besuchen Sie uns doch bitte auf:



www.ensi.ch

www.ifs.n.ch



http://twitter.com/#!/ENSI_CH

Ersatz Reaktordruckbehälterdeckel

Technisches Forum Kernkraftwerke
ENSI, 05.06.2015



Dr. Oliver Köberl | Leiter Reaktor und Sicherheit im KKB

Axpo Power AG

Stationen vom Schmiedeteil zum fertigen Deckel

Die lange Reise im Überblick



Grossprojekt HERA

Ersatz Reaktordruckbehälterdeckel

Die Reaktordruckbehälterdeckel (RDB) sind intakt. Auf Grund von Erfahrungen bei baugleichen Deckeln im Ausland werden sie – als vorsorgliche Massnahme – dennoch ersetzt.



Einige Stationen



Einige Stationen



Einige Stationen



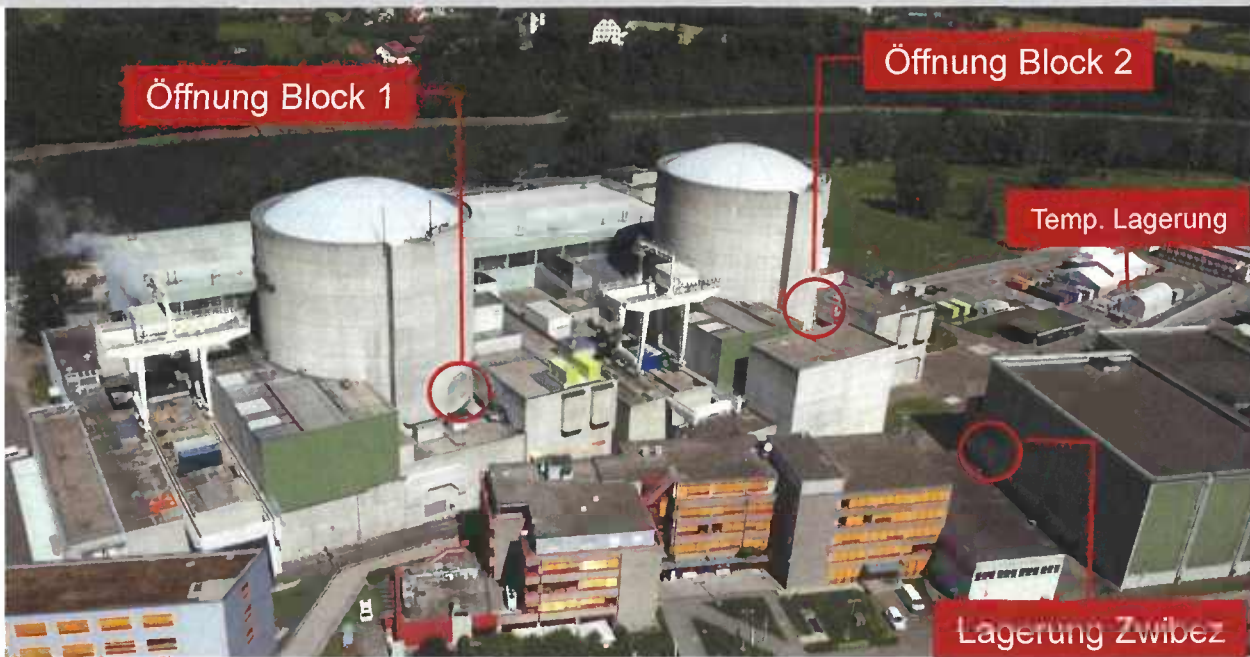
Meilensteine

Datum	
Dezember 2008	Entscheid Deckel zu ersetzen
November 2009	Bestellung neue Deckel
Juni 2011	Erstes Schmiedestück fertig
August 2011	Zweites Schmiedestück fertig und beide verschifft
September 2011	Beginn Fabrikation Deckel 1
Oktober 2011	Beginn Fabrikation Deckel 2
Dezember 2013	Deckelanlieferung KKB
2015	Deckelersatz Block 1 und 2, Zwischenlagerung der bisherigen Deckel im ZWIBEZ

Technische Daten

- **Material:**
Kohlenstoffstahl („Monobloc“ geschmiedet, d.h. keine Schweissnähte wie beim Originaldeckel), Innenplattierung aus Edelstahl.
- **Gewichte:**
 - Deckel Schmiedeteil: 42 Tonnen
 - Deckel komplett: 52 Tonnen
 - Deckel mit Transportcontainer: 90 Tonnen
- Durchmesser: 4 m
- Höhe Schmiedeteil: 2 m
- Höhe Deckel komplett: 7 m

Übersicht Örtlichkeiten



Temporäre Transportöffnung

Erstellung und Wiederverschliessung einer **temporären Transportöffnung** für den Transport der neuen Deckel in das Containment und der alten Deckel aus dem Containment.

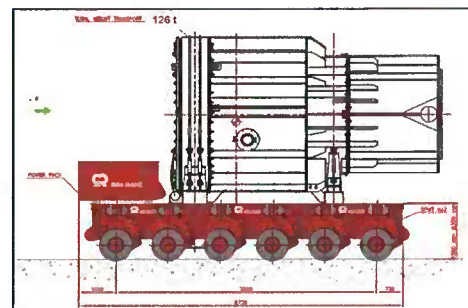
Kern ist entladen:
Keine Brennelemente im Sicherheitsgebäude.



Barrierenkonzept

- **Temporäre Containmentöffnung geschlossen**
 - Einhausung vor der Transportöffnung als temporäre Druck- und Materialbarriere nach dem Durchtrennen der Stahldruckschale
 - Unterdruck im Sicherheitsgebäude
- **Temporäre Containmentöffnung geöffnet**
 - Alle aktivitätsführenden Systeme im Sicherheitsgebäude und im Ringraum sind geschlossen
 - Gerichtete Luftströmung in das Sicherheitsgebäude (Unterdruck)
 - Überwachung der Luftaktivität mit mobilen Aerosolmonitoren während dem geöffneten Containment

Einlagerung ZWIBEZ



- Demontage der alten Deckel mit Regelstabgehäuse
- Vorbereitung zur Zwischenlagerung: abschirmen und verpacken
- Transport zum und Zwischenlagerung im ZWIBEZ

Ablauf - Film, Medienanlass vom 06.03.2015

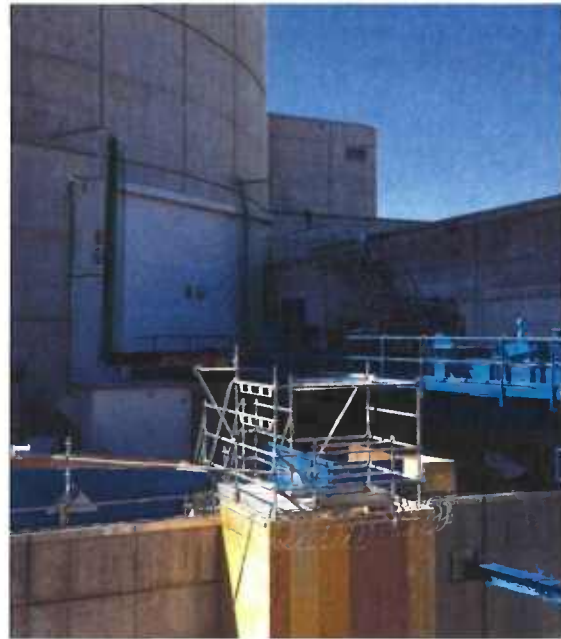
Beantwortung der Fragen: Frage 18 und 21(7)

Durch welches genau zu beschreibende Schleusensystem wird eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen durch die großen Transportöffnungen im 1. und 2. Containment und gleichzeitig offenen Reaktordruckgefäß in die Umwelt/Biosphäre verhindert?

- Schaffung eines Unterdrucks im Containment
- Spezialverfahren zum Anbringen von Montage- und Transportöffnungen (Rolltor und Einhausung)
- Einsatz von Strahlenschutzmittel
- Temporäre Luft- und Oberflächenkontaminationsüberwachung
- Temporäre Dosisleistungsüberwachung
- Kern entladen (keine Brennelemente im Reaktor)

Beantwortung der Fragen: zu Frage 18 und 21(7)

Rolltor Einhausung



Beantwortung der Fragen: Frage 21(1)

Wie wollen Sie die Gefährdungen während des Austauschs des strahlenbelasteten zentralen Bauteils des Reaktordruckbehälters vermeiden?

Risikominimierung der Gefährdung :

- Kern entladen

Strahlenschutz:

- ALARA Prinzip,
- Detaillierte, sorgfältige Strahlenschutzplanung und -überwachung
- Einsatz von entsprechenden Strahlenschutzmitteln, wie beispielsweise permanente und mobile Abschirmungen am Behälter

Beantwortung der Fragen: Frage 21(2)

Wie wird eine optimale Verbindung und Dichtung des RDB sowie des Containments in Zukunft für einen gesicherten Betrieb und bei Unfällen des Atomkraftwerks Beznau gewährleistet?

- **Deckel ist ein Eins-zu-Eins Ersatz**
- **Containment wird in den gleichen technischen Zustand gebracht**
- **Vorgehen wie beim Ersatz des Dampferzeugers, der in den 90er Jahren durchgeführt wurde**
- **Umfangreiches Prüfprogramm der Arbeiten**
- **Unterdruckhaltung im Containment gewährleisten**
- **Es wird ein integraler Drucktest des Containments durchgeführt**

Beantwortung der Fragen: Frage 21(3)

Welche Möglichkeiten bestehen um eine Strahlenbelastung während der Arbeiten zu verhindern?

- **Einsatz von Strahlenschutzmitteln**
- **Anwendung des ALARA Prinzips**
- **4A-Prinzip**
- **Strahlungsfeld bestimmt und detaillierte Strahlenschutzplanung**
- **ODL Messung und Überwachung in der Anlage, auf dem Areal und in der nahen Umgebung (z.B. MADUK und NADAM)**

Beantwortung der Fragen: Frage 21(4)

Wie können Sicherungsmaßnahmen gewährleistet werden, um keine Belastung in die Umwelt kommen zu lassen?

Sicherungsmassnahmen oder sicherheitstechnische Massnahmen?

Wir verstehen darunter sicherheitstechnische Massnahmen. Diese Massnahmen sind bei der Beantwortung der Fragen 21 (1 bis 3) erläutert.

Beantwortung der Fragen: Frage 21(5)

Wird das Stahlcontainment und das Betoncontainment gleichzeitig geöffnet werden?

Ja, wie im Film aufgezeigt wurde. Am primären Stahl-Containment und am sekundären Containment (armierter Beton mit Stahl-Liner) werden mit einem Spezialverfahren Montage- und Transportöffnungen angebracht und nach dem Austausch wieder verschlossen. Das primäre Stahlcontainment und das sekundäre Containment waren planungsgemäss während kurzer Zeit (ca. zwei / fünf Wochen) gleichzeitig geöffnet. Während der ganzen Zeit war kein zusätzliches Strahlungsrisiko vorhanden.

Beantwortung der Fragen: Frage 21(6)

Welche Gefahren können bei den Öffnungen und eventuellen Zwischenfällen von dem Austausch ausgehen?

- **Gefährdungspotential grundsätzlich begrenzt**
- **Verzögerungen in der Umsetzung der Arbeiten**
 - witterungsbedingt
 - aus logistischen oder organisatorischen, administrativen Gründen
 - technische Ursachen

Beantwortung der Fragen: Frage 21(8)

Wie wird genau der zeitliche Ablauf der Arbeiten zur Auswechslung aussehen?

**Austausch der Deckel erfolgt zwischen März 2015 und Dezember 2015
Block 1 wird im Juli wieder hochgefahren. Block 2 wird im August vom Netz genommen und dann im Dezember wieder hochgefahren.**

Leichte terminliche Verschiebungen bei der Realisierung von Grossprojekten sind immer möglich. Aus diesem Grund keine definitiven Terminangaben.

Beantwortung der Fragen: Frage 21(9)

Wie wird eine Information der Öffentlichkeit bei den Austauscharbeiten und bei eventuellen Zwischenfällen gewährleistet?

Vor Beginn der Arbeiten erfolgten

- die Durchführung eines Mediengesprächs
- die Veröffentlichung einer Medienmitteilung
- die Organisation und Durchführung eines Informationsanlasses für Politiker der Region (inkl. Waldshut)
- die Durchführung einer Informationsveranstaltung für die regionale Bevölkerung im Axporama (direkter Dialog mit den Verantwortlichen des Projektes)

Im Ereignisfall

- Situative Bestimmung der Massnahmen
- Nutzung aller medialen Kanäle (Veröffentlichung einer Medienmitteilung Durchführung eines Mediengesprächs bzw. verschiedener Interviews, Webseite u.a.)
- Zusammenarbeit mit Behörden und Notfallorganisationen

Vielen Dank für Ihre Aufmerksamkeit

Axpo Power AG | Kernkraftwerk Beznau
 Beznau | CH-5312 Döttingen
 T +41 56 266 71 11 | F +41 56 266 77 01 | www.axpo.com