

Defekte in den Reaktordruckbehältern von Doel 3 und Tihange 2

Report



März 2014

info@anti-akw-ac.de

Inhaltsverzeichnis

1 Kurzfassung.....	4
2 Einleitung.....	8
2.1 Konferenzauftrag.....	8
2.2 Beteiligte Personen.....	8
2.2.1 Teilnehmer der Konferenz.....	8
2.2.2 weitere Teilnehmer.....	11
2.2.3 Berater und Peer-Reviewer.....	11
2.3 Dokumente.....	11
3 Vorbehalt.....	13
4 Fehlender Konservativer Ansatz.....	14
5 Überflüssige Untersuchungen.....	16
6 Auswahl untersuchter Details.....	17
6.1 Defekte.....	17
6.1.1 Einordnung.....	17
6.1.2 Auffinden.....	17
6.1.3 Lokalisieren.....	17
6.1.4 Form und Größe.....	18
6.1.5 Ursprung.....	19
6.1.6 Suche nach repräsentativem Probenmaterial.....	20
6.2 Strukturelle Integrität.....	22
6.2.1 Belastungen.....	22
6.2.1.1 Kalte Zungen.....	23
6.2.1.2 Erdbeben und Paleoseismologie.....	23
6.2.1.3 Auslegungstörfälle bei Anlagenstillstand.....	24
6.2.2 Grouping von Defekten.....	25
6.2.3 Materialeigenschaften.....	26
6.3 Wahrscheinlichkeit eines Kernschadens.....	28

6.4 Herstellungsdocumentation.....	31
6.4.1 Fehlende Dokumentation.....	31
6.4.2 Widersprüchliche Dokumentation.....	32
6.5 Notwendige Bedingungen für den Neustart.....	33
6.5.1 Vorleistungen des Betreibers.....	33
6.5.2 Anforderungen FANC.....	33
6.5.2.1 Vollständige Überprüfung bei jeder signifikanten Abweichung vom Normalbetrieb.....	33
6.5.2.2 FANC Anforderungen 1 - 16.....	34
7 Anhang.....	37
7.1 Fragen an die FANC.....	37
7.2 Anforderungen der FANC, die an den Weiterbetrieb gestellt werden.....	42
7.3 Source Directory.....	45
7.4 Index.....	47

1 Kurzfassung

Im Sommer 2012 wurden in den Reaktordruckbehältern (RDB) der beiden belgischen Kernkraftwerke (KKW) Doel 3 und Tihange 2 Defekte in einer bis dahin unbekannt hohen Anzahl gefunden. Der Betrieb der beiden Reaktoren wurde daraufhin vorübergehend gestoppt. Die Defekte besitzen eine durchschnittliche Größe von 1,0 cm und eine maximale Größe von 2,4 cm. Im Reaktordruckbehälter von Doel 3 wurden über 8.000 und in dem von Tihange 2 mehr als 2.000 Defekte¹ identifiziert [04]. Die belgische Atomaufsicht FANC forderte eine Untersuchung durch den Betreiber. Diese Untersuchung wurde von der FANC bewertet und endet mit ihrem Abschlussbericht [14]. Die FANC genehmigte im Mai 2013 die Wiederaufnahme des Betriebes der beiden Reaktoren.

Der Reaktordruckbehälter ist das zentrale Bauteil eines Reaktors. Direkt in ihm befinden sich die Brennstäbe und dort erfolgt die Kernspaltung. Der RDB wird aus einzelnen Stahlringen gefertigt, die aneinander geschweißt werden. Der RDB ist großen Belastungen ausgesetzt. Im Betrieb besitzt der Behälter eine Temperatur von rd. 300 °C und einen Druck von rd. 160 bar. Das Starten und Abfahren aber auch Reaktorschnellabschaltungen stellen eine besondere Belastung für den RDB dar. Während des Betriebes ist die Druckbehälterwand dem durch die Kernspaltung hervorgerufenen Neutronenbeschuss ausgesetzt. Durch all diese Vorgänge versprödet der Stahl.

Es gehört zum Standard alle Untersuchungen von kerntechnischen Anlagen, dass bei der Betrachtung von Auslegungstörfällen vorausgesetzt wird, dass der Reaktordruckbehälter nicht versagen darf (jährliche Eintrittswahrscheinlichkeit kleiner als 10^{-7}). Eine Leckage oder ein Bersten des RDB ist unter allen Umständen zu vermeiden, weil dies zwangsläufig zur Kernschmelze führen würde.

Die hohe Anzahl der Defekte in beiden Reaktordruckbehältern erhöht die Gefahr eines spontanen Versagens des Reaktordruckbehälters und damit einer Kernschmelze und der Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe. Eine Vorwarnzeit zur Einleitung von Evakuierungsmaßnahmen ist in diesem Fall nicht gegeben. Ein solcher Unfall könnte die Ereignisse von Fukushima und - aufgrund der hohen Bevölkerungsdichte - möglicherweise sogar die Ereignisse von Tschernobyl übertreffen.

Aufgrund der genannten Gefährdung, die diese Defekte verursachen können, wurde die diesem Bericht zugrundeliegende Konferenz durch das Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie und die Fraktion der Grünen im Europäischen Parlament einberufen. Die eingeladenen Experten hatten die Aufgabe zu bewerten, ob der Betrieb der Anlage auch mit diesen vorhandenen Defekten zu verantworten ist. Als Grundlage dienten die von der FANC veröffentlichten Unterlagen und weitere Normen.

1 Synonym für Fehlstellen, Indikationen

Die Konferenz arbeitete anhand der veröffentlichten Unterlagen signifikante Klassen von Kritikpunkten heraus: methodische Fehler, defizitäre Herstellungsdocumentation und Fehler bei Untersuchungsdetails .

In Summe ergab die Bewertung, dass ein Weiterbetrieb der Anlagen nach anerkannten internationalen Normen nicht zulässig ist. Neben den Kritikpunkten stieß die Expertenrunde aber auch immer wieder auf Fragen, die anhand der veröffentlichten Unterlagen nicht zu beantworten sind. Aus diesem Grund wurde ein Fragenkatalog für die FANC erarbeitet (Seite 36).

Die methodischen Fehler betreffen folgende Punkte:

- die notwendige **Konservativität** bei Abschätzung und Berechnung ist nicht vorhanden
- der **Ursprung der Defekte** kann nicht identifiziert werden
- die **realen Materialeigenschaften** im RDB sind dem Betreiber und der FANC unbekannt.

Konservativität beschreibt einen Grundsatz der Ingenieurwissenschaften. Annahmen werden immer so getroffen, dass sie den ungünstigsten Fall abdecken. Gelingt unter diesen Annahmen der Nachweis der Eignung, gilt der Ansatz als konservativ. Er berücksichtigt Unsicherheiten und Ungenauigkeiten von Annahmen. In diesem Fall befindet man sich „auf der sicheren Seite“. Wichtige Teile der von der FANC akzeptierten Untersuchungen lassen diese Konservativität vermissen. Konservative Ansätze des von der FANC einberufenen internationalen Experten Ausschusses (International Expert Review Board IERB) werden sogar ignoriert. Eine der von diesem Ausschuss ausgesprochenen Empfehlungen hätte zu einem sofortigen Scheitern der Betriebsfähigkeit der beiden Reaktoren geführt [05].

Der **Ursprung der Defekte** ist nicht geklärt. Dennoch folgt die FANC der Erklärung des Betreibers Electrabel, dass diese während der Herstellung entstanden sind. Diese Hypothese stützt der Betreiber auf der Tatsache, dass es kein anderes Erklärungsmuster gäbe [01], [14]. Solch eine Annahme kann nicht als konservativ akzeptiert werden. Es wird festgestellt, dass zum Zeitpunkt der Herstellung des RDB diese Defekte - auch mit der damals zur Verfügung stehende Technik - hätten erkannt werden müssen [05]. Bei mindestens einem Ring des RDB von Tihange 2 wurde wegen zu vieler Defekte die Abnahme verweigert [04]. Das abgelehnte Bauteil wurde nicht eingebaut, sondern durch ein anderes ersetzt. Bei konservativer Vorgehensweise muss daraus geschlossen werden, dass die jetzt bekannt gewordenen Defekte nicht während der Herstellung, sondern während des Betriebes entstanden sind. Wäre dies jedoch der Fall, muss eine Aufsichtsbehörde den Weiterbetrieb dieser beiden Reaktoren untersagen.

Die **realen Materialeigenschaften** können nicht bestimmt werden. Diese sind jedoch die notwendige Grundlage jeder weiteren Betrachtung. Es gibt kein repräsentatives Probenmaterial, an dem die aktuellen Materialeigenschaften hätten ermittelt werden können. Da die Entnahme von Probenmaterial aus dem Reaktordruckbehälter technisch nicht möglich ist, muss repräsentatives Probenmaterial vorhanden sein. Repräsentativ heißt in diesem Zusammenhang, dass Material vorhanden sein muss, das zum einen aus dem gleichen Herstellungsprozess wie der RDB stammt, und zum anderen einen vergleichbaren Alterungsprozess durchlaufen hat. Unter Alterung wird hier ein vergleichbare Belastung durch den Betrieb verstanden, insbesondere der Neutronenbeschuss und das Hoch- und Runterfahren des Reaktors (Druck- und Temperaturänderungen). Als vermeintlich repräsentatives Material wird von Electrabel ein verworfenes Stück aus dem Dampferzeuger eines französischen Kernkraftwerks sowie ein Reststück der Ausschnitte für die Leitungen des Primärkühlkreises von Doel 3 [21] verwendet. Beide Proben haben keinen vergleichbaren Alterungsprozess erfahren, sie waren weder Strahlung noch Temperatur /Druckwechsel ausgesetzt. Der Ausschnitt von Doel 3 weist keine vergleichbaren Defekte auf. Das Probenstück vom Dampferzeuger kann weder von der Spezifikation noch von der Herstellung her als repräsentatives Material bezeichnet werden. Der Dampferzeuger wurde im Jahr 2012 hergestellt [20], also 30 Jahre nach den beiden RDB. Es ist kaum davon auszugehen, dass der Dampferzeuger auch nur unter annähernd vergleichbaren Bedingungen hergestellt wurde. Die Vergleichbarkeit der Defekte im Probenstück des französischen Dampferzeugers kann nicht nachgewiesen werden. Diese beiden Probenstücke als repräsentativ anzuerkennen kann nicht als konservativ betrachtet werden.

Die Zuverlässigkeit dieser drei Eingangsgrößen ist unabdingbar für jede weiter qualifizierte Analyse. Übereinstimmend stellen die Konferenzteilnehmer fest, dass die Zuverlässigkeit der Eingangsgrößen bislang nicht gesichert ist. Aus diesem Grund ist jede weitere wissenschaftlich seriöse Analyse nicht möglich. Normalerweise müsste an dieser Stelle jede weitere Diskussion abgebrochen werden.

Solange durch den Betreiber keine belastbareren Eingangsgrößen nachgeliefert werden können, ist der Betrieb beider Reaktoren nicht zu verantworten und müsste von einer neutralen Aufsichtsbehörde verweigert werden. Dieser Bericht beschreibt die Punkte, die geklärt werden müssen, bevor die beiden Reaktoren wieder in Betrieb genommen werden können.

Trotz dieser Folgerung wurde von den Konferenzteilnehmern auftragsgemäß die Argumentation der FANC, die zur Entscheidung zum Weiterbetrieb der Anlagen geführt hatte, analysiert.

Es wird mehrfach von der FANC angemerkt, dass die vorhandene Herstellungsdocumentation widersprüchlich und unvollständig ist [14]. Zur Bewertung der Qualität einzelner Bauteile des RDB ist eine lückenlose und widerspruchsfreie Dokumentation zwingend erforderlich. Prüfungen während des Betriebs sind wichtig und notwendig, sie allein können

jedoch niemals dazu dienen die Qualität eines Bauteils zu bewerten, dies kann nur gemeinsam mit der Herstellungsdocumentation erfolgen.

Innerhalb der Detailbetrachtung erscheinen besonders folgende Punkte relevant:

- **Auslegungsstörfälle** werden vereinfacht und offensichtlich nicht explizit durch Berechnung nachgewiesen.
- **Empfohlene Sicherheiten** werden nicht angewendet.

Aus den veröffentlichten Unterlagen ist nicht ersichtlich welche **Auslegungsstörfälle** (Leckagen und Transienten) berücksichtigt wurden. Mit Hilfe dieser beiden Punkte werden die den RDB am meisten belastenden Situationen ermittelt. Es gab wohl eine Diskrepanz zwischen der FANC und dem Betreiber, welcher Lastfall der am meisten belastende ist [14]. Aus den Unterlagen geht nicht hervor, ob einfach beide Lastfälle explizit berechnet wurden.

Empfohlene Sicherheiten der von der FANC einberufenen Internationalen Experten Gruppe (IERB) werden nicht angewendet. Im „Final Report“ der FANC wird diese Empfehlung ohne jede weitere Begründung ignoriert. Die Anwendung dieser Empfehlung hätte zur sofortigen Stilllegung der beiden Reaktoren führen müssen (Seite 25).

2 Einleitung

2.1 Konferenzauftrag

Aufgrund der Defekte in den beiden Reaktoren hat das Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie gemeinsam mit der Fraktion der Grünen im Europäischen Parlament zu einer Konferenz am 24. und 25. Januar 2014 nach Aachen eingeladen.

Auftrag der Konferenz war, die vorliegenden Unterlagen zu den durch die belgische Atomaufsicht im Jahr 2012 gemeldeten Defekte in den Reaktoren Doel 3 und Tihange 2 zu analysieren und die Entscheidung zum Weiterbetrieb der Anlagen zu bewerten. Aufgrund dieser Analyse sollten Aussagen über das Gefährdungspotential gemacht werden.

2.2 Beteiligte Personen

Nachfolgend sind die Personen aufgeführt, die an der Konferenz teilgenommen haben oder die Ergebnisse der Konferenz unterstützen und diesen Bericht mit Ihren Beiträgen ergänzt haben. Die Teilnehmer der Konferenz wurden unterteilt, in Personen, die aufgrund Fachkompetenz an der Konferenz teilgenommen haben und Personen die aufgrund ihres Engagements in der Anti-Atomkraft-Bewegung sich eingehend mit diesem Thema beschäftigt haben (weitere Teilnehmer). Einige Experten werden zur Vermeidung von Interessenskonflikten mit Auftraggebern anonym behandelt.

2.2.1 Teilnehmer der Konferenz

Prof. Dr. Wolfgang Kromp – Materialwissenschaften, Sicherheits- und Risikowissenschaften

Dipl.Ing. Dieter Majer – Atomaufsichtliche Bewertung, Anlagensicherheit

Studium Maschinenbau an der Technischen Universität Berlin.

Von 1973 bis 2011 für verschiedene deutsche regionale und zentrale Behörden (Ministerien) auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit gearbeitet.

Von 1998 bis 2011 im Bundesumweltministerium als leitender Beamter mit etwa 50 Mitarbeitern, verantwortlich für die Sicherheit nuklearer Anlagen in Deutschland, tätig. Zu den Zuständigkeiten gehörten auch internationale Angelegenheiten auf dem kerntechnischen Gebiet.

Seit 2011 pensioniert.

Nach der Pensionierung Nuklearberater für verschiedene inländische und internationale Organisationen.

Verschiedene Studien zu Mängeln in europäischen Kernkraftwerken veröffentlicht.

Dr. Rainer Moormann – nukleare Sicherheitsforschung

- 1976 Dr.rer.nat. TU Braunschweig (physikalische Chemie)
- 1976-2012 Wissenschaftlicher Mitarbeiter am Forschungszentrum Jülich; Sicherheitsbewertung von nuklearen Systemen wie Kugelhaufen-HTR, Fusionsreaktoren, Spallationsneutronenquellen
- 2011 Whistleblowerpreis (VDW, Ialana) für Veröffentlichung von sicherheitstechnischen Schwachstellen bei Kugelhaufen-HTR gegen erhebliche Widerstände aus dem FZJ und damit für seinen Beitrag zur Verhinderung des unsicheren Kugelhaufenreaktorprojektes PBMR in Südafrika

M.Sc. Christian Steffens – Ingenieurwissenschaften im Energiesektor

Dr. Ilse Tweer – Materialwissenschaften

- 1966 Dr.phil. Universität Wien, (Strahlenschäden in Metallen)
- 1966-1968 Assistent am Institut für Festkörperphysik, Univ. Wien
- 1968-1970 Forschungsstipendien: Univ. of Delaware, Cath.Univ. of America, Washington D.C., USA
- seit 1972 Dokumentationsarbeiten für diverse Forschungsinstitute (u.a. PTB Braunschweig, ZDE Hannover, FIZ Energie/FIZ Karlsruhe, FIZ Werkstoffe, FIZ Technik, WTI-Frankfurt): Materialwissenschaften, Festkörperphysik, Reaktormaterialien, Nuklearmedizin
- 1987-1994 Zusammenarbeit mit dem Öko-Institut Darmstadt (KKW Obrigheim), Gruppe Ökologie (KKW Greifswald, KKW Stade): Sprödebruchsicherheitsnachweis der Reaktordruckbehälter
- seit 1990 Zusammenarbeit mit IRF/IRS Universität Wien, Mitglied Österreichischer Experten-Teams (KKW Bohunice, KKW Krsko, KKW Mochovce, KKW Temelin, Trilateral Participation entsprechend dem Melk-Protokoll): strukturelle Integrität der Reaktordruckbehälter

Dr. M. C.² – Strukturelle Integrität, Bruchmechanik

Dr. S. H.– Strukturelle Integrität, Bruchmechanik

2.2.2 weitere Teilnehmer

Eloi Glorieux – Greenpeace, Belgien

Jörg Schellenberg – Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie, Deutschland

Walter Schumacher– Aachener Aktionsbündnis gegen Atomenergie, Deutschland

Leo Tubbax – nucléaire stop kernenergie, Belgien

2.2.3 Berater und Peer-Reviewer

Dr. Joe Hopenfeld – Peer Reviewing und Beratung im Bereich Strukturelle Integrität und Bruchmechanik

Dr. Hopenfeld verfügt über 50 Jahre Erfahrung in Industrie und Behörden in den Bereichen Dampferzeuger Performance, thermisch-hydraulische und Materialermüdung und Prüfung mit nuklearen und fossilen Kraftwerken. Während seiner Tätigkeit bei der NRC (US Atomaufsicht) (1982-2001) leitete er wichtige internationale Programme im Bereich Dampferzeuger Performance von Druckwasserreaktoren während Unfällen. Seine Arbeit bei der NRC führte zur Fassung der aktuellen technischen Anforderungsspezifikationen für Dampferzeuger. Während der letzten 13 Jahre machte Dr. Hopenfeld mehrere mündliche und schriftliche Vorlage bei der Atomic Safety and Licensing Board (ASLB) in Zusammenhang mit der Laufzeitverlängerung von Vermont Yankee und Indian Point und in Zusammenhang mit der notwendigen Abschaltung der San Onofre Reaktoren.

Dr. Hopenfeld absolvierte sein Studium an der Ingenieurschule der Universität von Kalifornien, Los Angeles (BS 1960, MS 1962, Ph.D. 1967). Er hat zahlreiche wissenschaftliche Artikel veröffentlicht und er hält acht Patente.

http://www.stop-tihange.org/CV_Joe_Hopenfeld

2.3 Dokumente

Grundlage dieser Analyse sind die von der belgischen Atomaufsicht FANC veröffentlichten Dokumente, die einzelnen Dokumente sind im Quellenverzeichnis auf Seite 44. Eine Liste der Dokumente befindet sich ebenfalls auf der Homepage der Aufsichtsbehörde und ist über

2 Einige Experten werden anonym behandelt, zur Vermeidung von Interessenskonflikten mit Auftraggebern.

folgenden Link zu erreichen: <http://fanc.fgov.be/nl/page/dossier-pressure-vessel-doel-3-tihange-2/1488.aspx?LG=2>

Darüber hinaus diente der Boiler and Pressure Vessel Codes (BPVC) der American Society of Mechanical Engineers (ASME) als Informationsquelle. Nach diesem Code wurden die beiden Reaktordruckbehälter erstellt und sollen danach überwacht werden. Eine Anfrage bei der American Society of Mechanical Engineers nach kostenfreier Überlassung der Norm blieb unbeantwortet, so dass die notwendigen Recherchen der Konferenzteilnehmer mit öffentlich zugänglichen Exemplaren, beispielsweise in Universitäten, stattfinden mussten.

Grundsätzlich erfolgten alle Untersuchungen, Berechnungen und Nachweise ausschließlich durch den Betreiber Electrabel und von ihm beauftragten Experten. Alle weiteren Dokumente der involvierten Gremien

- FANC - Atomaufsichtsbehörde
- Bel V – technischer Zweig der FANC
- AIB-Vinçotte – führt die Inspektionen in den belgischen KKW durch.
- International Expert Review Board (IERB) – von der FANC einberufene beratende Gruppe
- National Scientific Expert Group (NSEG) – von der FANC einberufene beratende Gruppe

basieren auf den Unterlagen des Betreibers. Eigene Untersuchungen, Berechnungen und Nachweise wurden nicht durchgeführt. Vielmehr verlassen sich diese Gruppen auf die Richtigkeit der Angaben des Betreibers in Hinblick auf Berechnungen und experimentelle Tests [06].

Die einzelnen Gruppen übergaben der FANC ihre Reports. Diese einzelnen Reports werden von der FANC subsummiert und es erfolgte die Veröffentlichung des relevanten Reports der FANC mit der abschließenden Bewertung und weiteren Auflagen für den Betreiber.

Die erste Reihe an Berichten, die zwischen dem Jahreswechsel 2012/2013 veröffentlicht wurden, enthielten noch viele offene Punkte. Diese Punkte waren vom Betreiber vor der Wiederinbetriebnahme nachzuweisen. Aus diesem Grund erfolgte eine zweite Serie von Untersuchungen und Reports im Frühjahr des Jahres 2013. Diese Reports führten dann zum Final Report der FANC im Mai 2013. Anzumerken ist, dass in der zweiten Serie das Urteil der Internationalen Experten Gruppe (IERB) fehlt.

3 Vorbehalt

Einheitlich wurde festgestellt, dass ein wissenschaftlich fundierter Nachweis sowohl der aktuellen Materialeigenschaften, als auch der Herkunft der Risse gescheitert ist, da Electrabel kein repräsentatives Probenmaterial zur Verfügung steht.

Insofern sind alle von Electrabel aufwändig durchgeführten Analysen nicht zum Nachweis der strukturellen Integrität der Reaktordruckbehälter und als Begründung zum Weiterbetrieb der Anlagen geeignet.

Trotz dieses grundsätzlichen Vorbehalts haben die Konferenzteilnehmer beschlossen, auch die weitere Arbeit von Electrabel, auf der die Entscheidung der FANC zum Weiterbetrieb der Anlagen basiert, zu analysieren und zu bewerten.

Motiv dieser Entscheidung ist das hohe Gefährdungspotential der Defekte:

Die in den Reaktordruckbehältern festgestellten Defekte erhöhen um Größenordnungen die Wahrscheinlichkeit, dass es zu einem Versagen der Reaktordruckbehälter ohne Vorwarnzeit kommt. Ein solcher Unfall würde die Ereignisse von Fukushima und sogar - wegen der großen Bevölkerungsdichte, weil hiesige demokratische Spielregeln gewisse Zwangsmaßnahmen ausschließen und wegen der oben schon angesprochenen fehlenden Vorwarnzeit - die Ereignisse von Tschernobyl übertreffen.

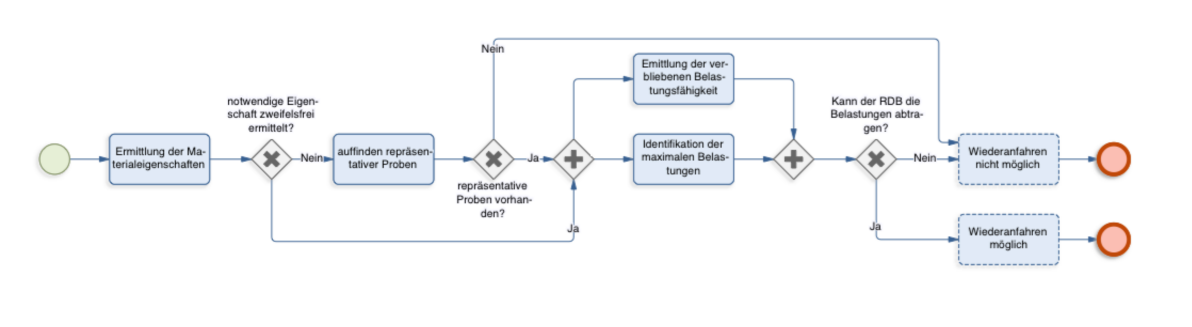


Abbildung 1 - Prozess „Sicherheits- Validierung“

4 Fehlender Konservativer Ansatz

Die KonferenzteilnehmerInnen gehen einvernehmlich davon aus, dass bei allen Untersuchungen zur Reaktorsicherheit ein „konservativer Ansatz“ gewählt werden muss und auch von allen Aufsichtsbehörden zu wählen ist. Best Estimate Ansätze sind wegen ihrer geringeren Sicherheit abzulehnen.

Im zu untersuchenden Fall geht es um die strukturelle Integrität des Reaktordruckbehälters. Ein Versagen des RDB muss unter allen Umständen³ vermieden werden, aus diesem Grund ist ein konservativer Ansatz zwingend erforderlich.

Wichtige Teile des von der FANC akzeptierten Nachweises lassen einen solche Konservativität vermissen.

Exemplarische Beispiele von nicht-konservativer Vorgehensweise:

- Obwohl ein Druckbehälter mit einer Dichte von Fehleranzeigen, wie sie 2012 in beiden RDB gefunden wurden, zur Zeit der Abnahme nicht akzeptabel gewesen wäre (auch nicht nach den Kriterien des Herstellers!), wird der Reaktor entsprechend der Empfehlung der FANC weiter betrieben.
- FANC akzeptiert experimentelle Nachweise, die mit nicht-repräsentativen Proben erhalten wurden.
- Von Electrabel wird eine neue, selbst entwickelte, nicht experimentell validierte Methode (Grouping Method) zur bruchmechanischen Analyse großer Fehlermengen verwendet. Dies wurde notwendig, da im ASME-Code eine so hohe Dichte von Defekten nicht vorgesehen ist.
- FANC akzeptiert die Vermutung, dass die Fehlstellen herstellungsbedingt sind. Diese Annahme beruht nicht auf wissenschaftlichen Erkenntnissen.
- FANC akzeptiert als RT_{NDT} -Shift zur Abdeckung aller Änderungen der Materialeigenschaften den von Electrabel vorgeschlagenen Wert von 50 °C. Hierbei werden 25 °C für die Veränderung durch Hydrogen Flaking und 17 °C für Veränderung durch Makroseigerungen angesetzt. Daher bleibt für die unbekannte Strahlungswirkung auf fehlerbehaftetes Material nur noch ein Wert von 8 °C. Hierbei verwendet Electrabel nicht die FIS-Formel für die Bestimmung der RT_{NDT} -Verschiebung, sondern die Messpunkte aus dem Voreilprobenprogramm. Berücksichtigt man die grundsätzlich vorhandenen Messwertstreuungen, die insbesondere an bestrahltem Material nicht vernachlässigbar sind, dann ist der

³ Hier werden Schaden-Eintrittswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-7} (bis 10^{-9}) gefordert.

Betrag von 8 °C als Abdeckung für völlig unbekannte Vorgänge nicht ausreichend konservativ.

Weitere Beispiele befinden sich in den Kapiteln zu den Details.

Die FANC formuliert selbst den Anspruch, dass ein Versagen des Druckbehälters unter allen Umständen ausgeschlossen werden muss. Diesem Anspruch genügen die von ihr akzeptierten Nachweise nicht.

Die Konferenzteilnehmer vermissen den durchgängigen konservativen Ansatz. Sie sehen mehrfach stattdessen Best-Estimate Annahmen. Hieraus leitet sich folgende Frage an die FANC ab:

Frage 1: Welche Annahmen in den Berichten von Electrabel beruhen auf „Best Estimate“-Annahmen? Benennen Sie diese bitte im Einzelnen.

5 Überflüssige Untersuchungen

Die FANC verlangt Experimente, die von der Ausgangslage her grundsätzlich nicht zu aussagekräftigen Ergebnissen führen können, solange keine repräsentativen Proben verfügbar sind.

Dadurch werden mit großem Aufwand Daten produziert, die die entscheidenden Fragen nicht beantworten können und daher überflüssig sind. Es gibt beispielsweise keine Möglichkeit, die tatsächliche Zähigkeit des fehlerbehafteten Materials zu bestimmen, es sei denn durch Zerschneiden des RDB.

6 Auswahl untersuchter Details

Die nachfolgenden Unterkapitel sind Ergebnisse einzelner Themenblöcke der Konferenz. Jeder Themenblock befasst sich mit einem Aspekt der Defekte. Die Gesamtheit der Themenblöcke erheben keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

6.1 Defekte

6.1.1 Einordnung

Die Defekte in den RDB von Doel 3 und Tihange 2 sind das zentrale Konferenzthema. Defekte sind relevant, da sie im Stahl eingelagert sind und je nach Größe, Form, Position und Orientierung erheblichen Einfluss auf die strukturelle Integrität des gesamten RDB nehmen können.

Sie wurden in den öffentlichen Dokumenten von Electrabel und FANC einheitlich als „Flaws“ benannt.

Die Form, insbesondere ob es sich um Risse oder um runde Einschlüsse handelt, ist wesentlich. Da die Charakteristik der „Flaws“ zur Zeit nicht zweifelsfrei festgestellt werden kann, haben die Konferenzteilnehmer den neutralen Begriff „Defekte“ gewählt.

6.1.2 Auffinden

Schon beim Bau von Doel 3 und Tihange 2 um 1979 wurde in den Medien mehrfach über Defekte in den RDB und von politische Auseinandersetzungen berichtet. [29]. Eine genaue Übersicht der damaligen Zeitungsmeldungen stand der Konferenz nicht zur Verfügung.

Im Sommer 2012 wurden Untersuchungen der beiden RDB auf Unterplattierungsrisse durchgeführt. Diese Untersuchungen wurden durchgeführt, weil im französischen KKW Tricastin solche Risse gefunden wurden. Ziel der in Belgien durchgeführten Untersuchung war, diese Risse auszuschließen. Unterplattierungsrisse wurden nicht gefunden, dafür aber andere tiefer liegenden Fehlstellen. Dieses Ergebnis zwang die FANC dazu eine vollständige Untersuchung der Wanddicke des RDB zu fordern. Bei dieser Untersuchung wurden die jetzt diskutierten Defekte festgestellt.

6.1.3 Lokalisieren

Die genaue Lokalisierung der Fehlstellen erfolgt mit einem automatisierten und robotergestütztem Ultraschallverfahren. Die Untersuchung fand im Sommer 2012 bei

komplett entladenen Reaktoren mittels Impuls-Echo-Verfahren statt. Die Untersuchung wurde vom Inneren des RDB über die gesamte Wandstärke des RDB durchgeführt. Dieses Verfahren hat neben der Genauigkeit zwei grundsätzliche Limitierungen:

- Die Ausdehnung der Defekte in radialer Richtung ist großen Ungenauigkeiten unterworfen.
- Verschattungen (Defekte hinter Defekten) können nicht ausgeschlossen und wenn überhaupt, nur mit sehr großen Unsicherheiten detektiert werden.

Die notwendigen Nachweise, dass eine Detektierung insbesondere auch mit den beiden o.g. Anforderungen möglich ist, wurde an den nicht repräsentativen Blöcken VB395/1 des französischen Dampferzeugers durchgeführt [20] (Seite 19). Somit muss das Verfahren als nicht hinreichend kalibriert abgelehnt werden.

Die Defekte konzentrieren sich auf einzelne Ringe des RDB. Innerhalb dieser Ringe konzentrieren sich die Defekte auf bestimmte Regionen. Die Defekte befinden sich in den inneren 10 cm des Querschnittes.

Frage 2: Wie hoch ist die Ungenauigkeit bei der Ermittlung des Radialanteils der Defekte?

Frage 3: Wie hoch ist die Wahrscheinlichkeit, dass Defekte durch Verschattung nicht erkannt werden?

Frage 4: Weshalb halten Sie eine Kalibrierung des UT (Ultraschallverfahren) anhand des Blocks VB395/1 für ausreichend?

6.1.4 Form und Größe

Form, Größe, Defektdichte (Anzahl der Defekte pro Volumeneinheit) und Orientierung haben Einfluss auf die strukturelle Integrität des RDB. Defekte mit rissähnlicher Struktur besitzen ein erhebliches Gefährdungspotential, da das Verhalten der großen Anzahl von dicht liegenden Defekten im Fall von schweren Transienten nicht bekannt ist und dadurch die Gefahr eines Spontanversagens des RDB nicht ausgeschlossen werden kann. Die Argumentation des Betreibers, durch die weitgehend parallel zur Innenoberfläche orientierte Lage seien die Fehlstellen ungefährlich, ist nicht nachvollziehbar, da einerseits über das Verhalten solcher Fehler während des Betriebs und im Fall von Transienten nichts bekannt ist und zudem unklar ist, welche Radialanteile die einzelnen Fehler haben und wie dieser Radialanteil sich im Fall von thermomechanischen Beeinflussungen verändern kann. Insgesamt stellt die große Anzahl an Fehlstellen eine Schwächung des RDB dar.

An dieser Stelle muss ebenfalls angemerkt werden, dass die Kalibrierung des UT an nicht repräsentativen Proben durchgeführt wurde. In Kombination mit den generellen

Limitierungen von UT ist an dieser Stelle ebenfalls ein nicht ausreichendes Maß an Konservativität vorhanden.

6.1.5 Ursprung

Die Frage nach dem Ursprung der Defekte ist entscheidend. Es muss zweifelsfrei geklärt werden, ob die Defekte während der Herstellung oder während des Betriebes entstanden sind. Wären die Fehlstellen durch den Betrieb entstanden, wäre ein Weiterbetrieb der beiden Reaktoren grundsätzlich nicht mehr möglich. In diesem Fall müsste davon ausgegangen werden, dass der RDB den Belastungen des Betriebs nicht ausreichend stand hält.

Aktuell kann der Betreiber den Ursprung der Defekte nicht nachweisen. Dennoch folgt die FANC der Erklärung des Betreibers Electrabel, dass die Fehlstellen während der Herstellung entstanden seien. Diese Hypothese stützt der Betreiber auf der Tatsache, dass es kein anderes Erklärungsmuster gibt „In the absence of any other explanation at this stage, the licensee supposes the presence of fabrication defects, but does not exclude other explanations.“ [01] und auch im Final Report stellt die FANC fest „The most likely origin of the indications identified in the Doel 3 and Tihange 2 reactor pressure vessels is hydrogen flaking due to the manufacturing process.“ [14]. Eine solche Vermutung ist nicht ausreichend und unter keinen Umständen als konservativ zu bezeichnen. Vielmehr muss davon ausgegangen werden, dass die Defekte bei der Herstellung nicht existent waren, denn:

- Zum Zeitpunkt der Herstellung standen die technischen Möglichkeiten zur Verfügung, um diese Fehlstellen zu erkennen [05].
- Bei mindestens einem Ring des RDB von Tihange 2 wurde wegen zu vieler Defekte die Abnahme verweigert [04]. Die damals zur Verweigerung der Abnahme geführte Anzahl der Fehlstellen lag signifikant unter der der Funde von 2012. Es gibt daher keine plausible Erklärung, weshalb diese Defekte nicht gefunden wurden, wenn sie zur damaligen Zeit bereits vorhanden gewesen wären.

Deshalb muss konsequenterweise davon ausgegangen werden, dass zu Betriebsbeginn der Reaktoren keine Defekte vorhanden waren, sondern diese erst während des Betriebes entstanden sind. Die Konferenzteilnehmer betonen an dieser Stelle, dass für sie der Ursprung der Defekte unklar ist. Aufgrund der o.g. Fakten und im Sinne eines konservativen Ansatzes kann aber nicht davon ausgegangen werden, dass die Defekte seit der Herstellung vorhanden waren und nicht während des Betriebs entstanden oder zumindest gewachsen sind.

Zu der Annahme des Betreibers, es handle sich um Wasserstoff-Flaking muss grundsätzlich angemerkt werden, dass Wasserstoff im Stahl höchst problematisch ist, weshalb ja auch Dehydrogenation-Behandlungen des Stahls für die Druckbehälterherstellung durchzuführen sind.

- Frage 5: Wie kann die Behauptung eines herstellungsbedingten Ursprungs der Fehler aufrecht erhalten werden, wenn bei der Produktionskontrolle keine Anzeigen gefunden wurden, obwohl zur damaligen Zeit die geeignete Technik vorhanden war und eingesetzt wurde?
- Frage 6: Wie ist zu verstehen, dass Hydrogen-Flaking durch den H+S-Gehalt der Schmiedeblocke zu erklären ist?
- Frage 7: Worauf basiert der Hinweis auf Seite 16 (FANC, Final Report) [14], dass in den Proben mit Hydrogen-Flakes der Kohlenstoffgehalt höher ist?
- Frage 8: Wie ist zu erklären, dass nur Schüsse der RDB Doel 3 und Tihange 2 betroffen sind?
- Frage 9: Wie ist zu erklären, dass die Fehler nur in einer bestimmten Tiefe von der Innenwand auftreten?
- Frage 10: Wie ist zu erklären, dass die Fehler nicht gleichmäßig im gesamten Volumen verteilt sind?
- Frage 11: Entsprechend FANC hätte der Druckbehälter im Fall einer dokumentierten Fehlerdichte, wie 2012 gefunden, bei der Abnahme zurückgewiesen werden müssen. Wie kann es sein, dass die Auffindung der Fehler nicht auf derselben Argumentationsbasis sofort zu einer Stilllegung führt?

6.1.6 Suche nach repräsentativem Probenmaterial

Die aktuellen Materialeigenschaften der RDB können nicht ermittelt werden. Aus diesem Grund ist der Betreiber darauf angewiesen repräsentatives Probenmaterial zu finden.

Repräsentativ bedeutet, dass Material vorhanden sein muss,

- das aus dem gleichen Herstellungsprozess stammt,
- das einen vergleichbaren Alterungsprozess durchlaufen hat,
- das vergleichbare Defekte aufweist (Defektart und Defektdichte)

Auf Basis dieses Probenmaterials werden die weiteren Untersuchungen durchgeführt und es folgt letztendlich eine Bewertung der aktuellen strukturellen Integrität des RDB.

Der Betreiber stellt zwei unterschiedliche Proben vor, die aus seiner Sicht repräsentativ sind. Dies sind

- ein Stück aus einem **Dampferzeuger**, das „Hydrogen Flakes“ aufweist und
- die **Stutzenausschnitte** (nozzle cuts) aus dem RDB von Doel 3.

Das Stück des **Dampferzeugers**, auch in den Unterlagen oft mit VB395 bezeichnet, stammt aus einem wegen zu vieler Fehlstellen abgelehnten Dampferzeuger für ein französisches Kernkraftwerk. Der Dampferzeuger wurde im Jahr 2012 gefertigt und wegen zu vieler Fehlstellen konnte die Dampferzeugerkomponente nicht verwendet werden. „Shell VB395 is a forged shell that was manufactured by AREVA as part of a steam generator for a 1300 MW-type power plant. It was rejected during manufacturing in 2012 due to the presence of a large number of hydrogen flakes.“ [20] Der Block VB395 kann nicht als repräsentativ angenommen werden. Der Block wurde mehr als 30 Jahre nach den RDB von Doel 3 und Tihange 2 hergestellt. Die Spezifikationen für das Material für einen Druckbehälter und einen Dampferzeuger sind grundsätzlich verschieden. Es ist daher nicht plausibel, dass dieses Stück sowohl vom Material als auch vom Herstellungsprozess auch nur annähernd repräsentativ sein kann. VB395 war außerdem niemals einem Neutronenbeschuss oder dem RDB vergleichbaren Temperatur-/Druckwechseln ausgesetzt. Eine Vergleichbarkeit der Defekte von Block VB395 mit denen der RDB ist daher bloße Spekulation.

Der **Stutzenausschnitt** von Doel 3 war ebenfalls keiner vergleichbaren Alterung ausgesetzt, weder thermomechanisch noch durch Neutronenbeschuss. Dieses Probenstück weist auch keine vergleichbaren Defekte auf. Beim „nozzle shell“ des RDB ist darüber hinaus davon auszugehen, dass bei der Fertigung besondere Sorgfalt angewendet wurde. Dieser Ring ist durch die Ausschnitte für die Kühlkreisläufe ein besonders kritischer Bereich.

Regelwerke verlangen, dass für Voreilproben nur Archivmaterial verwendet werden darf, das dieselbe Herstellungsgeschichte wie der RDB hat. Dasselbe gilt selbstverständlich auch für die Ermittlung der mechanischen Kennwerte des Materials ohne Bestrahlung.

Frage 12: Wie kann es sein, dass zum Nachweis der strukturellen Integrität des RDB Proben verwendet werden, deren Herstellung nicht nur von derjenigen des RDB verschieden ist, sondern sogar anderen Spezifikationen zu entsprechen hatten (AREVA-Block)?

Frage 13: Warum werden die Stutzenausschnitte (nozzle cuts) als repräsentative Proben angesehen? Enthalten sie eine dem RDB vergleichbare Fehlerdichte? Falls nicht, dann handelt es sich nur um Probenmaterial, das einem fehlerfreien Bereich des RDB zuzuordnen wäre, wobei dann dennoch die betriebliche Beanspruchung und Bestrahlungsgeschichte fehlen würde.

6.2 Strukturelle Integrität

Der Nachweis der strukturellen Integrität ist grundsätzlich nicht möglich, da eine Ermittlung der tatsächlichen derzeitigen Materialeigenschaften mit dem vorhandenen Probenmaterial gescheitert ist. Die zugrunde gelegten Proben sind nicht repräsentativ (siehe auch „Suche nach repräsentativem Probenmaterial“ Seite 19). Diese Informationen sind jedoch notwendig für die Bewertung der strukturellen Integrität des RDB.

Zweifelsfrei haben die Defekte eine Schwächung des RDB zur Folge. Damit muss davon ausgegangen werden, dass die beiden RDB nicht mehr den gleichen Belastungen wie im Ausgangszustand standhalten können. Grundsätzlich ist bei einer solchen Vielzahl von Defekten von einer signifikanten Wandstärkenreduktion des RDB auszugehen.

6.2.1 Belastungen

Der RDB eines KKW muss den im Betrieb auftretenden Belastungen und Störfällen standhalten, so dass es zu keiner über den Grenzwerten liegenden Freisetzung von radioaktiven Nukliden kommt. Hierbei werden „grundsätzliche Belastungen“ (Normalbetrieb), „Transienten“ und „Auslegungsstörfällen“ (mit Werten über den Normalwerten) unterschieden.

Grundsätzlich ist nachzuweisen, dass ein RDB allen Formen dieser Belastungen standhalten kann. In den veröffentlichten Unterlagen der FANC ist nicht erkennbar, dass ein erfolgreicher Nachweis aller Transienten im Normalbetrieb und im Fall von Auslegungsstörfällen stattgefunden hat.

Frage 14: Welche Auslegungsstörfälle und Transienten wurden zum Nachweis der strukturellen Integrität herangezogen?

Frage 15: Welche Auslegungsstörfälle und Transienten wurden explizit berechnet?

Frage 16: Weshalb sind die gewählten Auslegungsstörfälle und Transienten die belastendsten?

Frage 17: Welche Druck- und Temperaturtransienten unter Normalbetrieb und Störfällen (Auslegungsstörfälle DBA) wurden in der Analyse angesetzt?

Frage 18: Welche thermohydraulischen Modelle und Computer-Codes wurden zur Berechnung der thermischen Belastungen verwendet?

6.2.1.1 Kalte Zungen

Im Zuge einer Reaktorschnellabschaltung kann es zur Einbringung großer Mengen kalten Wassers kommen. Somit kann die Abkühlung der Reaktordruckbehälterwand nicht als symmetrisch angenommen werden. Verglichen mit der dort vorherrschenden Temperatur ergeben sich hier Temperaturdifferenzen von rund 250 °C. International wird davon ausgegangen, dass die „kalte Zungen“ ein erhebliches Problem darstellen.

Bei den RDB von Doel 3 und Tihange 2 geht der Betreiber jedoch davon aus, dass der symmetrische Belastungsfall der belastendste ist. Die FANC akzeptiert diese Darlegungen des Betreibers. In den Unterlagen der FANC heißt es dazu „*That issue leads to numerous exchanges with the licensee. Finally, in January 2013, the licensee provided Bel V with information allowing concluding that the “plume effect” may be neglected.*“ [14] Aus diesem Satz ist nicht erkennbar, ob eine Berechnung dieses Lastfalls überhaupt stattgefunden hat.

Frage 19: Gibt es eine Berechnung für den achssymmetrischen und den asymmetrischen Lastfall (plume effect) (kalte Zungen)?

6.2.1.2 Erdbeben und Paleoseismologie

Zur Bewertung der Gefährdung von Anlagen hinsichtlich Erdbeben werden heutzutage neben historischen Aufzeichnungen auch Ansätze der Paleoseismologie angewandt. Die Paleoseismologie untersucht Erdbeben anhand von Sedimentablagerungen. Sie kann so extrem weit in die Vergangenheit schauen. Durch diese Methode ist man nicht auf menschliche Aufzeichnungen von Erdbeben angewiesen, die nur einen sehr kleinen Blick in die Vergangenheit erlauben. Somit erlaubt die Paleoseismologie eine genauere Bewertung über die Erdbebengefährdung in den jeweiligen Regionen.

In den Unterlagen der FANC ist nicht erkennbar, dass Erdbeben als Belastungsfälle für den RDB herangezogen wurden. Auch die Verwendung der Paleoseismologie wurde nicht dokumentiert.

Heutzutage ist die Paleoseismologie Stand von Wissenschaft und Technik. Sie muss deshalb bei heutigen Bewertungen von möglichen Belastungen auf ein Kernkraftwerk berücksichtigt werden.

Frage 20: Welches Erdbeben wurde angesetzt (Eintrittswahrscheinlichkeit und Belastung).

Frage 21: Nach welchen Methoden wurden die Erdbebenberechnungen durchgeführt?

Frage 22: Wurde Paleoseismologie angewandt?

6.2.1.3 Auslegungsstörfälle bei Anlagenstillstand

Neuere Untersuchungen haben ergeben, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Kernschmelze während des Anlagenstillstandes in gleichen Größenordnungen liegt wie während des Betriebes [30]. Deshalb ist es unerlässlich, entsprechende Auslegungsstörfälle auch bei Anlagenstillstand und Revision der Anlage zu betrachten.

Frage 23: Wurden auch Auslegungsstörfälle bei Anlagenstillstand betrachtet?

Frage 24: In Kapitel 6.2.1.2 wurde nach Erdbebenbelastungen gefragt. Wurden diese Belastungen zusätzlich auch bei Anlagenstillstand betrachtet?

6.2.2 Grouping von Defekten

Da im ASME XI Code die bruchmechanische Erfassung nur für im Betrieb entstandene (einzelne oder wenige) Risse vorgesehen ist, besteht im vorliegenden Fall die Schwierigkeit, den ASME Code für den Fall der großen Anzahl von Defekten, die noch dazu herstellungsbedingt sein sollen, heranzuziehen. Man muss davon ausgehen, dass im Fall von Transienten während des Betriebs eine Wechselwirkung von benachbarten Fehlstellen stattfinden kann, die dann zu einem schlagartigen Anstieg der relevanten Fehlergröße führen könnte. Zur rechnerischen Erfassung von solchen Vorgängen hat Electrabel in Anlehnung an den ASME-Code ein Grouping-Verfahren vorgeschlagen, bei dem durch geeignete Gruppierung der beobachteten Defekte eine gemeinsame Fehlergröße definiert wird, um damit die bruchmechanische Analyse vornehmen zu können [04].

Ein solches Verfahren ist in den Regelwerken nicht vorgesehen, abgesehen davon, dass in den Regelwerken auch nicht von einer großen Anzahl von herstellungsbedingten Defekten ausgegangen wird und auch die Form und Lage von Fehlstellen, wie die beobachteten, nicht angesprochen wird. Ein solches Verfahren müsste anhand von experimentellen Studien validiert werden. Da kein repräsentatives Probenmaterial vorliegt, kann eine belastbare Validierung prinzipiell nicht durchgeführt werden.

Frage 25: Wie kann es sein, dass für den Fall einer großen Anzahl von angeblich herstellungsbedingt vorhandenen Fehlstellen, die entsprechend den Akzeptanzkriterien zu einem Verwerfen der Komponente hätten führen müssen, im Nachhinein mit einem nicht-validierten rechnerischen Verfahren eine Sicherheit der Komponente angenommen wird?

Frage 26: Welche experimentelle Validierung des Verfahrens existiert?

Frage 27: Welches Material wurde für etwaige Testblocks verwendet?

Frage 28: Wie wurde die Vielzahl der Defekte simuliert?

Frage 29: Wie wurde die räumliche Verteilung der Fehlstellen, wie sie in der realen Komponente beobachtet wurde, im Testblock simuliert?

Frage 30: Wie wurde die nicht geklärte Natur der Defekte in der Realkomponente im Testblock berücksichtigt?

Frage 31: Bitte legen Sie die bruchmechanischen Berechnungen vor, die nachweisen, dass die Integrität des RDB für alle Auslegungsstörfälle gegeben ist - unter Angabe der wissenschaftlichen Quellen.

Frage 32: Stellen Sie einen Vergleich der Rissfortschrittsvorhersagen aus dem Grouping-Modell mit experimentellen Daten zur Verfügung.

Frage 33: Wie berücksichtigt das Grouping-Modell die Wechselwirkung zwischen Ermüdung und Versprödung?

Frage 34: Welche Unsicherheitsannahmen wurden zur Berechnung der Rissausbreitung angenommen?

Frage 35: Wie beeinflussen die Unsicherheiten der Risstiefenmessungen die Risswachstumsvorhersagen?

Frage 36: Wurden Empfindlichkeitsuntersuchungen zum Einfluss von Rissgröße, Spannung und Bruchzähigkeitsreduzierung auf das RDB-Versagensrisiko durchgeführt?

6.2.3 Materialeigenschaften

Durch den kontinuierlichen Neutronenbeschuss des RDB erfolgt eine fortschreitende Versprödung des Stahls. Dadurch verschiebt sich die Übergangstemperatur zwischen sprödem und zähem Bereich immer weiter in höhere Temperaturbereiche.

Die internationale Expertengruppe IERB hat empfohlen, auf den vom Betreiber berechneten Wert der Spröbruchübergangstemperatur (RT_{NDT}) einen Sicherheitszuschlag von 100 °C hinzuzufügen [05]. Electrabel hatte selbst lediglich einen Wert von 50 °C vorgeschlagen. Von diesem Wert werden jedoch bereits 42 °C durch die von Electrabel ermittelten Einflüsse von Hydrogen Flaking und Makroseigerungen zugeschrieben. Somit blieben lediglich 8 °C als Abdeckung der Strahlungswirkung auf das mit derart vielen Defekten behaftete Material. Über die Strahlungswirkung auf Material mit einer derartigen Dichte und Art von Defekten gibt es keine Literaturdaten. Dieser Wert kann daher nicht als konservativ angesehen werden. Dazu kommt, dass Electrabel nicht die aus den FIS-Formeln berechnete RT_{NDT} -Verschiebung verwendet, sondern von Messdaten aus dem Überwachungsprogramm ausgeht, was einer weiteren Reduzierung der Konservativität gleich kommt. Aus diesem Grund hat die IERB einen Wert von 100 °C gefordert. Diese Forderung findet jedoch keinen Eingang in den Abschlussbericht der FANC. Laut Electrabel muss der Wert RT_{NDT} unterhalb von 132 °C liegen [09]. Der von Electrabel nachgewiesene Wert inkl. der 50 °C betrug 106,9 °C. Die zulässige Obergrenze wurde dadurch nicht erreicht. Wären jedoch die 100 °C der IERB berücksichtigt worden, läge der Wert bei 156,9°C, also über den zulässigen 132 °C. Ein Weiterbetrieb der beiden Reaktoren wäre dann nicht mehr zulässig gewesen.

Frage 37: Was wurde aus der Empfindlichkeitsanalyse und weshalb wurde diese Forderung der IERB im Final Report nicht mehr zitiert?

- Frage 38: Wurde der Vorschlag des IERB, anstelle der von Electrabel vorgeschlagenen zusätzlichen 50 °C zur Abdeckung der möglichen Bestrahlungseffekte 100 °C in Sensitivitätsanalysen zu verwenden, nicht umgesetzt, weil dies sofort zu einer Überschreitung des Grenzwertes für RT_{NDT} von 132 °C geführt hätte?
- Frage 39: Wenn entsprechend Electrabel 25 °C von dem 50 °C-Shift die Zähigkeitsabnahme durch vorhandene Hydrogen Flakes abdecken sollen (wobei es sich um Daten von nicht repräsentativen Proben handelt), zusätzlich 17 °C die Versprödung durch Makroseigerungen abdecken sollen, wo bleibt dann eine Sicherheitsmarge zur Abdeckung der Unsicherheit von Bestrahlungswirkung auf Hydrogen Flakes?
- Frage 40: Warum wird von "sehr konservativem" Vorgehen gesprochen, wenn anstelle der FIS-Kurven die Messwerte aus dem Voreilprobenprogramm verwendet werden?

6.3 Wahrscheinlichkeit eines Kernschadens

Von zentraler Bedeutung zur Sicherheitsbewertung von Leichtwasserreaktoren ist die CDF (Core Damage Frequency), da alle schweren Unfälle einen Kernschaden voraussetzen. Die CDF ist nicht identisch mit der Wahrscheinlichkeit eines katastrophalen Unfalls, da mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit trotz Kernschadens die Auswirkungen auf die Anlage begrenzt bleiben und die Umgebung nicht erreichen (s. z.B. TMI-Störfall). Für neuere Anlagen (EPR) rechnet man mit einer CDF von $10^{-5}/y$ bis $10^{-6}/y$, während eine unbeherrschte Kernschmelze mit $10^{-7}/y$ anzusetzen ist. Für ältere Anlage liegen diese Werte deutlich höher, da sie im Unterschied zum EPR keine explizite Auslegung gegen Kernschmelze enthalten. Wichtiger noch als die CDF an sich ist der Mechanismus, der zum Kernschaden führt: Während eine Niederdruck-Kernschmelze als leichter beherrschbar gilt und verhältnismäßig langsam abläuft (d.h. ggf. Möglichkeiten zu Gegenmaßnahmen und zum Katastrophenschutz bietet), führt die sogenannte Hochdruck-Kernschmelze unter Umständen zu einem großflächigen Behälterversagen durch das Schmelzen; der unter hohem Druck versagende Behälter wird aus seiner Verankerung gerissen. Letzteres resultiert in einer sofortigen Zerstörung aller Sicherheitseinrichtungen und -barrieren und stellt damit in den Sicherheitsanalysen den Kernschmelzunfall mit den schwersten Auswirkungen dar. Jedoch gibt es auch hier noch einen Zeitraum von einigen Stunden zwischen Störfallbeginn und Behälterversagen für eventuelle Gegenmaßnahmen und Einleitung von Katastrophenschutzmaßnahmen wie Evakuierungen.

In üblichen Sicherheitsbetrachtungen ausgeschlossen wird ein schwerer Kernschaden aufgrund von materialbedingtem Behälterversagen, das sogenannte „katastrophale Behälterversagen“. Es ähnelt der Hochdruckkernschmelze: Auslösendes Ereignis ist hier ein plötzlicher durch Materialfehler bedingter Riss im Behälter, welcher – ohne jede Vorwarnzeit – zur weitgehenden Zerstörung des Reaktors führt. Da dabei auch ein vollständiger Kühlmittelverlust erfolgen wird, kommt es zu einer schnellen Kernschmelze mit sehr hoher Radioaktivitätsfreisetzung in die Umgebung. Für diesen Fall gibt es keine Karenzzeit für Gegen- und Katastrophenschutzmaßnahmen, sodass die Folgen diejenigen einer Hochdruckkernschmelze noch weit übersteigen würden. Das katastrophale Behälterversagen soll in Reaktoren durch das Konzept der sogenannten Basissicherheit praktisch ausgeschlossen sein. Seine Wahrscheinlichkeit wird mit kleiner $10^{-9}/y$ angenommen. [30]

Die zentrale sicherheitstechnische Bedeutung der in Tihange 2 und Doel 3 gefundenen Defekte liegt nun darin, dass diese eventuell Auslöser für ein solches katastrophales Behälterversagen sein könnten. Die Defekte entsprechen in ihren Auswirkungen faktisch einer Reduktion der Wandstärke des Behälters. Angesichts der enormen potentiellen

Konsequenzen eines katastrophalen Behälterversagens muss mit Sicherheit ausgeschlossen werden können, dass die Defekte einen nennenswerten Einfluss auf die Wahrscheinlichkeit für ein katastrophales Behälterversagen haben. Von daher ist es zwingend erforderlich, über abgesicherte, konservative Analysen die Wahrscheinlichkeit für ein solches katastrophales Behälterversagen für die Tihange 2 und Doel 3 Behälter mit und ohne Defekte zu ermitteln, d.h. die Frage zu beantworten: Wie hat sich die Versagenswahrscheinlichkeit des Behälters durch die Defekte verändert. Hier sind strenge Maßstäbe anzulegen, d.h. bei Unsicherheiten sind auch die ungünstigsten denkbaren Bedingungen in Rechnung zu stellen. Belastbare Analysen sind bisher nicht bekannt, es wird von FANC lediglich pauschal gesagt, dass das Versagen des Druckbehälters ausgeschlossen ist.

Frage 41: Welchen Effekt haben die festgestellten Defekte in den RDB von Doel 3 und Tihange 2 auf die jeweilige CDF? Spezifizieren Sie den berechneten CDF vor und nach dem Auffinden der Defekte.

Frage 42: Erläutern Sie, wie die berechnete Änderung der CFD (delta CFD) zu dem Schluss führen konnte, dass der Anlagenbetrieb mit verschlechtertem RDB nicht die öffentliche Sicherheit gefährdet. Die Erläuterung sollte die Kriterien für den Zusammenhang zwischen delta-CDF und der Sicherheit (inkl. den entsprechenden Literaturhinweisen) beinhalten.

Frage 43: Erläutern Sie die Modelle, die zur Berechnung von Delta-CDF verwendet wurden. Die Darstellung braucht nicht sehr detailliert zu sein, es sollten aber ausreichende Informationen zur Verfügung gestellt werden, so dass der Leser die Gültigkeit der Aussage über die Sicherheit der Anlage nachvollziehen kann. Zum Beispiel sollte die Modellbeschreibung mindestens folgendes umfassen:

1. Die Anzahl der Transienten (vorgefallene und erwartete), die berücksichtigt wurden.
2. Typ der Transienten während der Auslegungstörfälle.
3. Unsicherheiten der Materialeigenschaften.
4. Unsicherheiten in der Rissgeometrie, durch Einschränkungen bei der Ultraschallmessung.
5. Größen der Spannungsintensitätsfaktoren die von Oberflächenfehlern induziert werden.
6. Unsicherheiten in der Position der maximalen Spannungen.

Frage 44: Legen Sie eine Sensitivitätsstudie vor, die die Empfindlichkeit von delta-CDF für die o.g. genannten Unsicherheiten aufzeigt.

Frage 45: Zeigen Sie, wie die vom Betreiber eingeführten Reduzierungen der Beanspruchungen (z. B. Verringerung der Start- und Abfahr-Transientensteilheit) delta-CDF reduzieren.

6.4 Herstellungsdocumentation

Zur Bewertung der Qualität einzelner Bauteile des RDB ist eine lückenlose und widerspruchsfreie Dokumentation zwingend erforderlich. Nur mit ihr kann die Qualität des Bauteils bewertet werden. Prüfungen während des Betriebs sind wichtig und notwendig, sie allein können jedoch niemals dazu dienen die Qualität eines Bauteils zu bewerten, dies kann nur gemeinsam mit der Herstellungsdocumentation erfolgen.

Die Bewertung der aktuellen Qualität von Bauteilen hängt neben der kontinuierlichen Prüfung während des Betriebes von folgenden Arbeitsschritten während der Herstellung ab:

- Prüfungen und andere Mittel der Qualitätsbewertung erfolgen mit Mitteln nach dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik.
- Die Prüfungen und die Erstellung der Herstellungsdocumentation werden begleitet durch unabhängige Experten.
- Diese Prüfungen werden protokolliert.
- Die Herstellungsdocumentation wird archiviert und ist dauerhaft und lückenlos zugänglich.

6.4.1 Fehlende Dokumentation

Es gibt widersprüchliche Aussagen der FANC zur Vollständigkeit der Dokumentation.

Im Oktober 2012 heißt es: „*Notably, detailed documentation about the first thermal treatment performed by RDM (which according to the LOFC has been done), an intermediate UT inspection and some RDM specifications are lacking.*“ [02]

Im Januar 2013 wird der Betreiber wie folgt zitiert: „*The manufacturing data and documentation proved to be complete, traceable, and in accordance with international codes and standards*“ [04]

Im gleichen Dokument stellt die FANC fest: „*Given that the whole documentation currently available was exploited and no additional finding can be derived from that material, the FANC issues no further requirement on this topic.*“

Im Mai 2013 wird das Thema im Final Report [14] nicht mehr erwähnt.

Frage 46: Erläutern Sie die unterschiedlichen Aussagen ihres Hauses zur Dokumentation.

Frage 47: Welche Abnahmeprotokolle der einzelnen Ringe und des gesamten RDB gibt es?

6.4.2 Widersprüchliche Dokumentation

Die FANC vermutet eine Verwechslung von Herstellungsdocumentation des oberen und unteren Kernrings im RDB von Doel 3. Die Konferenzteilnehmer sehen keinen Sinn in einer weiteren Untersuchung dieser möglichen Vertauschung und verzichten hier auf Fragen.

Die Konferenzteilnehmer bewerten dieses Vertauschen jedoch als einen weiteren Beleg für die nicht adäquate Qualität der Herstellungsdocumentation.

6.5 Notwendige Bedingungen für den Neustart

Die FANC hatte den Neustart der Reaktoren im Jahr 2013 an Bedingungen geknüpft. Diese werden in den Unterkapiteln beschrieben. Die Konferenzteilnehmer stellen fest, dass vor dem Neustart nicht alle notwendigen Untersuchungen durchgeführt wurden. Es ist unverständlich, dass diese Nachweise erst nach dem Wiederaufahren nachgewiesen werden müssen. Erneut wird festgestellt, dass auch dies kein konservatives Vorgehen ist.

6.5.1 Vorleistungen des Betreibers

Der Betreiber Electrabel hat im Vorfeld Randbedingungen für den Reaktorweiterbetrieb definiert [14]:

- *For Doel 3 and Tihange 2, the licensee has reduced the authorized heat-up and cool-down gradients during start-up and shut-down operations. According to the licensee, this will further reduce the thermal and pressure loadings on the reactor pressure vessels during normal operation.*
- *For Doel 3, the licensee implemented a permanent preheating of the safety injection water reservoirs to 30°C.*
- *All operators of the Doel 3 and Tihange 2 reactor units had a refresher training session on the full scope simulator. An extended briefing will be given to all shift personnel about the start-up and changes in the operational parameters and specifications.*

Diese Reduktionen der Belastungen haben Eingang in die Berechnungen zum Nachweis der strukturellen Integrität der Anlage gefunden.

Frage 48: Wäre ein Weiterbetrieb der Anlage auch ohne die o.g. Reduktionen der Belastungen über die gesamte geplante Lebensdauer möglich gewesen?

6.5.2 Anforderungen FANC

6.5.2.1 Vollständige Überprüfung bei jeder signifikanten Abweichung vom Normalbetrieb

Neben den Auflagen für das Wiederaufahren der Anlage (Requirements 1 - 16) und den Vorbedingungen des Betreibers wurde zusätzlich von der FANC gefordert, dass bei jeder

signifikanten Abweichung vom Normalbetrieb eine vollständige Überprüfung des Reaktors stattfinden muss [14]:

- *As an additional precautionary measure, whenever a severe transient occurs during the future operation of the Tihange 2 and Doel 3 reactor units (such as an effective safety injection in the reactor coolant system during power operation), an additional in-service inspection of the reactor pressure vessel is required to detect a potential evolution of the flaw indications before the reactor unit will be allowed to resume its operation after this transient.*

Aus dieser Forderung muss geschlossen werden, dass die FANC selbst befürchtet, dass der Reaktor Belastungen, die durchaus zu erwarten sind, nicht adäquat standhalten wird.

Frage 49: Was verstehen Sie unter „severe transient“?

6.5.2.2 FANC Anforderungen 1 - 16

Die Auflagen der FANC beziehen sich auf drei unterschiedliche Zeitphasen:

- Maßnahmen vor dem Wiederaufstart (bis Mai 2013)
- Maßnahmen während des laufenden Reaktorbetriebes
- Maßnahmen während der nächsten Revision und des Brennelementwechsels

Die FANC hat das Wiederaufstarten der Reaktoren im „Provisional Report“ vom Januar 2013 [04] an Auflagen geknüpft. Diese Auflagen wurden im „Final Report“ aus Mai 2013 [14] erneut aufgelistet und wie unten beschrieben (Seite 41) nummeriert. Dabei wurden Forderungen der einbestellten internationalen Experten (IERB) ignoriert:

- „continuing a neutron fluence reduction program to minimize further material embrittlement until clarification is achieved on the other issues.“ [04]
- „In view of the potentially large increase in RT_{NDT} that may be revealed by the tests just described, the Board recommends that before restart, a sensitivity study be performed using a RT_{NDT} shift up to 100 °C (instead of 50 °C used in the current calculations) to take into account the uncertain effect of the segregation of chemical impurities and other uncertain effects. It is the Board's view the successful outcome of such a sensitivity analysis provides assurance of the continued operating safety of these reactors while the necessary experiments are being conducted.“ [04] (Details siehe Seite 25)

Ferner stellen die Konferenzteilnehmer fest,

- dass der Nachweis des Vorhandenseins einer vollständigen Herstellungsdocumentation zwingende Voraussetzung für die Genehmigung des Wiederauffahrens sein muss. Eine solche Forderung wurde von der FANC nicht erhoben.

Frage 50: Weshalb wurde keine Auflage für ein „neutron fluence reduction programm“ gefordert?

Frage 51: Weshalb wurde keine Sensitivitätsanalyse mit einem „RT_{NDT} shift up to 100 °C“ gefordert?

Frage 52: Weshalb besteht keine Forderung nach Vorlage einer vollständigen Herstellungsdocumentation?

Maßnahmen vor dem Wiederauffahren

In diese Rubrik fallen die Requirements 1, 2, 3, 4, 5, 6, 9, 10, 14, 15 und 16, siehe auch Anhang „Anforderungen der FANC, die an den Weiterbetrieb gestellt werden“ Seite 41. Im Final Report [14] wird nur deren „erfolgreiche Durchführung“ erwähnt, aber nicht beschrieben, wie der erfolgreiche Nachweis des Betreibers geführt wurde.

Frage 53: Stellen Sie uns die Details dieser Nachweise inkl. Ihrer Begründung zur Verfügung.

Maßnahmen während des laufenden Reaktorbetriebes

In diese Rubrik fallen die Requirements 7, 11, 12 und 13, siehe auch Anhang „Anforderungen der FANC, die an den Weiterbetrieb gestellt werden“ Seite 41.

Die FANC hat erhebliche offene Fragen festgestellt. Aus Sicht der Konferenzteilnehmer hätte die Klärung all dieser „Requirements“ vor der Inbetriebnahme im Mai 2013 stattfinden müssen. Deshalb war es ohne diese Klärung nicht vertretbar, die Anlage wieder ans Netz zu nehmen. Das Vorgehen entsprach keinem konservativen Ansatz. Erneut ist daraufhin zu weisen, dass alle Aussagen zu experimentellen Tests unter Verwendung nicht-repräsentativer Proben abgelehnt werden müssen, weil sie grundsätzlich wegen der fehlenden Repräsentativität keine zuverlässigen Ergebnisse liefern können und daher nicht geeignet sind, die strukturelle Integrität der Reaktordruckbehälter nachzuweisen.

Frage 54: An welchem Termin wurden diese Anforderungen vollständig erfüllt?

Frage 55: Stellen Sie uns die Details inkl. Ihrer Begründung zur Erfüllung der einzelnen Requirements zur Verfügung.

Maßnahmen während des nächsten Revision und Brennelementwechsel

In diese Rubrik fällt das Requirements 8, siehe auch Anhang „Anforderungen der FANC, die an den Weiterbetrieb gestellt werden“ Seite 41.

Nach einer aktuellen Recherche (Stand 16.02.2014) sind die nächsten Revisionen wie folgt geplant:

- Doel 3 - 26.04. - 30.05.2014
- Tihange 2 - 31.05. - 11.07.2014

Frage 56: Ist die erfolgreiche Erfüllung und Veröffentlichung des Requirements 8 Voraussetzung für ein erneutes Wiederanfahren des jeweiligen Reaktors?

7 Anhang

7.1 Fragen an die FANC

- Frage 1: Welche Annahmen in den Berichten von Electrabel beruhen auf „Best Estimate“-Annahmen? Benennen Sie diese bitte im Einzelnen. _____ 15
- Frage 2: Wie hoch ist die Ungenauigkeit bei der Ermittlung des Radialanteils der Defekte? _____ 18
- Frage 3: Wie hoch ist die Wahrscheinlichkeit, dass Defekte durch Verschattung nicht erkannt werden? _____ 18
- Frage 4: Weshalb halten Sie eine Kalibrierung des UT (Ultraschallverfahren) anhand des Blocks VB395/1 für ausreichend? _____ 18
- Frage 5: Wie kann die Behauptung eines herstellungsbedingten Ursprungs der Fehler aufrecht erhalten werden, wenn bei der Produktionskontrolle keine Anzeigen gefunden wurden, obwohl zur damaligen Zeit die geeignete Technik vorhanden war und eingesetzt wurde? _____ 20
- Frage 6: Wie ist zu verstehen, dass Hydrogen-Flaking durch den H+S-Gehalt der Schmiedeblocke zu erklären ist? _____ 20
- Frage 7: Worauf basiert der Hinweis auf Seite 16 (FANC, Final Report) [14], dass in den Proben mit Hydrogen-Flakes der Kohlenstoffgehalt höher ist? _____ 20
- Frage 8: Wie ist zu erklären, dass nur Schüsse der RDB Doel 3 und Tihange 2 betroffen sind? _____ 20
- Frage 9: Wie ist zu erklären, dass die Fehler nur in einer bestimmten Tiefe von der Innenwand auftreten? _____ 20
- Frage 10: Wie ist zu erklären, dass die Fehler nicht gleichmäßig im gesamten Volumen verteilt sind? _____ 20
- Frage 11: Entsprechend FANC hätte der Druckbehälter im Fall einer dokumentierten Fehlerdichte, wie 2012 gefunden, bei der Abnahme zurückgewiesen werden müssen. Wie kann es sein, dass die Auffindung der Fehler nicht auf derselben Argumentationsbasis sofort zu einer Stilllegung führt? _____ 20

- Frage 12: Wie kann es sein, dass zum Nachweis der strukturellen Integrität des RDB Proben verwendet werden, deren Herstellung nicht nur von derjenigen des RDB verschieden ist, sondern sogar anderen Spezifikationen zu entsprechen hatten (AREVA-Block)? _____ 21
- Frage 13: Warum werden die Stutzenausschnitte (nozzle cuts) als repräsentative Proben angesehen? Enthalten sie eine dem RDB vergleichbare Fehlerdichte? Falls nicht, dann handelt es sich nur um Probenmaterial, das einem fehlerfreien Bereich des RDB zuzuordnen wäre, wobei dann dennoch die betriebliche Beanspruchung und Bestrahlungsgeschichte fehlen würde. _____ 21
- Frage 14: Welche Auslegungsstörfälle und Transienten wurden zum Nachweis der strukturellen Integrität herangezogen? _____ 22
- Frage 15: Welche Auslegungsstörfälle und Transienten wurden explizit berechnet? _____ 22
- Frage 16: Weshalb sind die gewählten Auslegungsstörfälle und Transienten die belastendsten? _____ 22
- Frage 17: Welche Druck- und Temperaturtransienten unter Normalbetrieb und Störfällen (Auslegungsstörfälle DBA) wurden in der Analyse angesetzt? _____ 22
- Frage 18: Welche thermohydraulischen Modelle und Computer-Codes wurden zur Berechnung der thermischen Belastungen verwendet? _____ 22
- Frage 19: Gibt es eine Berechnung für den achssymmetrischen und den asymmetrischen Lastfall (plume effect) (kalte Zungen)? _____ 23
- Frage 20: Welches Erdbeben wurde angesetzt (Eintrittswahrscheinlichkeit und Belastung). _____ 23
- Frage 21: Nach welchen Methoden wurden die Erdbebenberechnungen durchgeführt? _____ 23
- Frage 22: Wurde Paleoseismologie angewandt? _____ 23
- Frage 23: Wurden auch Auslegungsstörfälle bei Anlagenstillstand betrachtet? _____ 24
- Frage 24: In Kapitel 6.2.1.2 wurde nach Erdbebenbelastungen gefragt. Wurden diese Belastungen zusätzlich auch bei Anlagenstillstand betrachtet? _____ 24
- Frage 25: Wie kann es sein, dass für den Fall einer großen Anzahl von angeblich herstellungsbedingt vorhandenen Fehlstellen, die entsprechend den Akzeptanzkriterien zu einem Verwerfen der Komponente hätten führen müssen, im Nachhinein mit einem nicht-validierten rechnerischen Verfahren eine Sicherheit der Komponente angenommen wird? _____ 25

- Frage 26: Welche experimentelle Validierung des Verfahrens existiert? _____ 25
- Frage 27: Welches Material wurde für etwaige Testblocks verwendet? _____ 25
- Frage 28: Wie wurde die Vielzahl der Defekte simuliert? _____ 25
- Frage 29: Wie wurde die räumliche Verteilung der Fehlstellen, wie sie in der realen Komponente beobachtet wurde, im Testblock simuliert? _____ 25
- Frage 30: Wie wurde die nicht geklärte Natur der Defekte in der Realkomponente im Testblock berücksichtigt? _____ 25
- Frage 31: Bitte legen Sie die bruchmechanischen Berechnungen vor, die nachweisen, dass die Integrität des RDB für alle Auslegungstörfälle gegeben ist - unter Angabe der wissenschaftlichen Quellen. _____ 25
- Frage 32: Stellen Sie einen Vergleich der Rissfortschrittsvorhersagen aus dem Grouping-Modell mit experimentellen Daten zur Verfügung. _____ 26
- Frage 33: Wie berücksichtigt das Grouping-Modell die Wechselwirkung zwischen Ermüdung und Versprödung? _____ 26
- Frage 34: Welche Unsicherheitsannahmen wurden zur Berechnung der Rissausbreitung angenommen? _____ 26
- Frage 35: Wie beeinflussen die Unsicherheiten der Risstiefenmessungen die Risswachstumsvorhersagen? _____ 26
- Frage 36: Wurden Empfindlichkeitsuntersuchungen zum Einfluss von Rissgröße, Spannung und Bruchzähigkeitsreduzierung auf das RDB-Versagensrisiko durchgeführt? ___ 26
- Frage 37: Was wurde aus der Empfindlichkeitsanalyse und weshalb wurde diese Forderung der IERB im Final Report nicht mehr zitiert? _____ 26
- Frage 38: Wurde der Vorschlag des IERB, anstelle der von Electrabel vorgeschlagenen zusätzlichen 50 °C zur Abdeckung der möglichen Bestrahlungseffekte 100 °C in Sensitivitätsanalysen zu verwenden, nicht umgesetzt, weil dies sofort zu einer Überschreitung des Grenzwertes für RTNDT von 132 °C geführt hätte? _____ 27
- Frage 39: Wenn entsprechend Electrabel 25 °C von dem 50 °C-Shift die Zähigkeitsabnahme durch vorhandene Hydrogen Flakes abdecken sollen (wobei es sich um Daten von nicht repräsentativen Proben handelt), zusätzlich 17 °C die Versprödung durch Makroseigerungen abdecken sollen, wo bleibt dann eine Sicherheitsmarge zur Abdeckung der Unsicherheit von Bestrahlungswirkung auf Hydrogen Flakes? ___ 27

- Frage 40: Warum wird von "sehr konservativem" Vorgehen gesprochen, wenn anstelle der FIS-Kurven die Messwerte aus dem Voreilprobenprogramm verwendet werden? 27
- Frage 41: Welchen Effekt haben die festgestellten Defekte in den RDB von Doel 3 und Tihange 2 auf die jeweilige CDF? Spezifizieren Sie den berechneten CDF vor und nach dem Auffinden der Defekte. 29
- Frage 42: Erläutern Sie, wie die berechnete Änderung der CFD (delta CFD) zu dem Schluss führen konnte, dass der Anlagenbetrieb mit verschlechtertem RDB nicht die öffentliche Sicherheit gefährdet. Die Erläuterung sollte die Kriterien für den Zusammenhang zwischen delta-CDF und der Sicherheit (inkl. den entsprechenden Literaturhinweisen) beinhalten. 29
- Frage 43: Erläutern Sie die Modelle, die zur Berechnung von Delta-CDF verwendet wurden. Die Darstellung braucht nicht sehr detailliert zu sein, es sollten aber ausreichende Informationen zur Verfügung gestellt werden, so dass der Leser die Gültigkeit der Aussage über die Sicherheit der Anlage nachvollziehen kann. Zum Beispiel sollte die Modellbeschreibung mindestens folgendes umfassen: 29
- Frage 44: Legen Sie eine Sensitivitätsstudie vor, die die Empfindlichkeit von delta-CDF für die o.g. genannten Unsicherheiten aufzeigt. 29
- Frage 45: Zeigen Sie, wie die vom Betreiber eingeführten Reduzierungen der Beanspruchungen (z. B. Verringerung der Start- und Abfahr-Transientensteilheit) delta-CDF reduzieren. 30
- Frage 46: Erläutern Sie die unterschiedlichen Aussagen ihres Hauses zur Dokumentation. 31
- Frage 47: Welche Abnahmeprotokolle der einzelnen Ringe und des gesamten RDB gibt es? 32
- Frage 48: Wäre ein Weiterbetrieb der Anlage auch ohne die o.g. Reduktionen der Belastungen über die gesamte geplante Lebensdauer möglich gewesen? 33
- Frage 49: Was verstehen Sie unter „severe transient“? 34
- Frage 50: Weshalb wurde keine Auflage für ein „neutron fluence reduction programm“ gefordert? 35
- Frage 51: Weshalb wurde keine Sensitivitätsanalyse mit einem „RTNDT shift up to 100 °C“ gefordert? 35
- Frage 52: Weshalb besteht keine Forderung nach Vorlage einer vollständigen Herstellungs-dokumentation? 35

Frage 53: Stellen Sie uns die Details dieser Nachweise inkl. Ihrer Begründung zur Verfügung. _____ 35

Frage 54: An welchem Termin wurden diese Anforderungen vollständig erfüllt? _____ 35

Frage 55: Stellen Sie uns die Details inkl. Ihrer Begründung zur Erfüllung der einzelnen Requirements zur Verfügung. _____ 36

Frage 56: Ist die erfolgreiche Erfüllung und Veröffentlichung des Requirements 8 Voraussetzung für ein erneutes Wiederanfahren des jeweiligen Reaktors? _____ 36

7.2 Anforderungen der FANC, die an den Weiterbetrieb gestellt werden

Nachfolgend sind alle Anforderungen und der Zeitpunkt ihrer Erbringung aufgelistet, die die FANC an den weiterbetrieb der beiden Reaktoren gestellt hat [14].

No.	Description	Until
1	CLAD INTERFACE IMPERFECTIONS: The licensee shall re-analyze the EAR acquisition data for Tihange 2 in the depth range from 0 to 15 mm in the zones with hydrogen flakes to confirm whether or not some of these technological cladding defects have to be considered as hydrogen flakes.	before restart
2	NON-INSPECTABLE AREAS: The licensee shall demonstrate that no critical hydrogen flake type defects are expected in the non-inspectable areas.	before restart
3	IDENTIFICATION OF POTENTIALLY UNREPORTED HIGHER TILTED FLAWS: The licensee shall demonstrate that the applied ultrasonic testing procedure allows the detection of the higher tilt defects in the Doel 3/Tihange 2 data (2012 inspections) with a high level of confidence.	before restart
4	INDICATIONS WITH 45°T SHEAR WAVE RESPONSE: The licensee shall present the detailed report of all macrographical examinations including the sample with the 45°T reflections and shall also analyze and report additional samples with 45°T reflectivity.	before restart
5	PARTIALLY HIDDEN INDICATIONS: The licensee shall include a set of defects partially hidden by other defects for macrographic examination, to confirm whether the sizing method continues to function well.	before restart
6	INCLINATION OF FLAWS DETECTED BY ULTRASONIC TESTING: The licensee shall re-analyze the tilts of the defects in the VB-395/1 block with the same method as applied on-site.	before restart
7	FULL QUALIFICATION: As soon as possible after the restart of both reactor units: The licensee shall achieve a full qualification program to demonstrate the suitability of the in-service inspection technique for the present case. The qualification shall give sufficient confidence in the accuracy of the results with respect to the number and features (location, size, orientation...) of the flaw indications. Where appropriate, the process shall be substantiated by appropriate experimental data using representative specimens. The full qualification program shall be	ASAP after Restart

No.	Description	Until
	achieved before the next planned outage for refuelling.	
8	<p>FOLLOW-UP IN-SERVICE INSPECTIONS: After the restart of both reactor units, the licensee shall perform follow-up in-service inspections during the next planned outage for refuelling to ensure that no evolution of the flaw indications has occurred during operation.</p>	<p>During the next planned outage for refuelling</p>
9	<p>ADDITIONAL CHARACTERIZATION OF THE MATERIAL MECHANICAL PROPERTIES: The licensee shall complete the material testing program using samples with macro-segregations containing hydrogen flakes. This experimental program shall include:</p> <ul style="list-style-type: none"> • small-scale specimen tests: <ul style="list-style-type: none"> • local toughness tests at hydrogen flake crack tip, • local tensile tests on ligament material near the flakes; • large-scale (tensile) specimen tests 	<p>before restart</p>
10	<p>RESIDUAL HYDROGEN: The licensee shall perform additional measurements of the current residual hydrogen content in specimens with hydrogen flakes, in order to confirm the results of the limited number of tests achieved so far. For example, the licensee has estimated an upper bound on the amount of residual hydrogen that might still be present in the flaws. The licensee shall demonstrate that the chosen material properties are still valid, even if the upper bound quantity of hydrogen would still be present in critical flaws.</p>	<p>before restart</p>
11	<p>IRRADIATION PROPERTIES: A further experimental program to study the material properties of irradiated specimens containing hydrogen flakes shall be elaborated by the licensee.</p>	<p>ASAP after Restart</p>
12	<p>LOCAL MICROSCALE PROPERTIES: The licensee shall further investigate experimentally the local (micro-scale) material properties of specimens with macro-segregations, ghost lines and hydrogen flakes (for example local chemical composition). Depending on these results, the effect of the composition on the local mechanical properties (i.e. fracture toughness) shall be quantified.</p>	<p>ASAP after Restart</p>
13	<p>THERMAL AGEING: The licensee shall further evaluate the effect of thermal ageing of the zone with macro-segregation.</p>	<p>ASAP after Restart</p>

No.	Description	Until
14	<p>SENSITIVITY STUDY OF HIGHER TILTED FLAWS: The licensee shall evaluate the impact of the possible non-reporting of flaws with higher tilts on the results of the structural integrity assessment (taking into account the results of the actions related to the previous requirement on the detection of the higher tilt defects during in-service-inspections).</p>	before restart
15	<p>LARGE SCALE VALIDATION TESTS : The licensee shall complete the on-going material testing program by testing larger specimens containing hydrogen flakes, with the following 2 objectives:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Objective 1: Tensile tests on samples with (inclined) multiple hydrogen flake defects, which shall in particular demonstrate that the material has sufficient ductility and load bearing capacity, and that there is no premature brittle fracture. • Objective 2: An experimental confirmation of the suitability and conservatism of the 3D finite elements analysis. 	before restart
16	<p>LOAD TESTS: In addition to the actions proposed by the licensee and the additional requirements specified by the FANC in the previous sections, the licensee shall, as a prerequisite to the restart of both reactor units, perform a load test of both reactor pressure vessels. The objective of the load test is not to validate the analytical demonstration on the reactor pressure vessel itself but to demonstrate that no unexpected condition is present in the reactor pressure vessels. The methodology and associated tests (acoustic emission and ultrasonic testing...) will be defined by the licensee and submitted to the nuclear safety authority for approval. The acceptance criterion will be that no crack initiation and no crack propagation are recorded under the pressure loading.</p>	before restart

Tabelle 1 - Anforderungen der FANC für einen Neustart von Doel 3 and Tihange 2

7.3 Quellenverzeichnis

- [01] Flaw indications in the reactor pressure vessel of Doel 3, FANC, September 2012
- [02] Flaw indications in the reactor pressure vessels of Doel 3 & Tihange 2, FANC, October 2012
- [03] Flaw indications in the reactor pressure vessels of Doel 3 and Tihange 2 - Technical information note, FANC, February 2013
- [04] Report on independent analysis and advice regarding the safety case - Doel 3 Reactor Pressure Vessel Assessment, International Expert Review Board, May 2013
- [05] Doel 3 - Tihange 2 RPV issue - Final Report, International Expert Review Board, January 2013
- [06] Report of the National Scientific Expert Group on the RPVD3T2, National Scientific Expert Group, January 2013
- [07] Doel 3 / Tihange 2 – Justification of the Reactor Pressure Vessel (RPV) shell, AIB-Vinçotte, January 2013
- [08] Safety Evaluation Report – Flaw indication in the RPV of Doel 3 and Tihang 2, Bel V, January 2013
- [09] Safety Case Report: Doel 3 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [10] Report on independent analysis and advice regarding the safety case - Doel 3 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [11] Safety Case Report: Tihange 2 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [12] Report on independent analysis and advice regarding the safety case - Tihange 2 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, December 2012
- [14] Doel 3 and Tihange 2 reactor pressure vessels: Final evaluation report, FANC, May 2013
- [15] Report of the National Scientific Expert Group on the RPV Doel 3, National Scientific Expert Group, May 2013
- [16] Report of the National Scientific Expert Group on the RPV Tihange 2, National Scientific Expert Group, April 2013
- [17] Doel 3 – ISI 2012 – Justification of the Reactor Pressure Vessel (RPV) shell, AIB-Vinçotte, May 2013

- [18] Tihange 2 – ISI 2012 – Justification of the Reactor Pressure Vessel (RPV) shell, AIB-Vinçotte, May 2013
- [19] Safety Evaluation Report - Flaw indications in the RPV's of Doel 3 and Tihange 2, Bel V, May 2013
- [20] Safety case report - Addendum: Doel 3 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [21] Safety case report - Addendum: Tihange 2 - Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [22] Report on independent analysis and advice regarding the safety case addendum - Doel 3 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [23] Report on independent analysis and advice regarding the safety case addendum - Tihange 2 Reactor Pressure Vessel Assessment, Electrabel, April 2013
- [28] FANC experts give positive opinion on restart Doel 3 & Tihange 2 reactor units , FANC, May 2013
- [29] In 1979 al scheurtjes in Doel 3, De Morgen, August 2012
- [30] Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb von 900 MW und 1300 MW StandardDWR, Electricité de France, 1990

7.4 Index

ASME 12

Auslegungsstörfälle 7, 22

Best Estimate 14

BPVC 12

CDF 28

Erdbeben 23

IERB 5, 7, 12, 26f.

KKW 4

Paleoseismologie 23

RDB 4

Reaktorschnellabschaltung 23

Transienten 22

Unterplattierungsrisse 17

Voreilprobenprogramm 14