

Axpo AG | Kernkraftwerk Beznau | Beznau | CH-5312 Döttingen

ENSI 22. DEZ. 2011

A-Post
Eidgenössisches
Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Industriestrasse 19
5200 Brugg



Zuständig [REDACTED]
Direktwahl [REDACTED]
E-Mail [REDACTED]
Ref.-Nr. [REDACTED]
Ihr Zeichen 14/11/003, 14/11/004
Datum 19. Dezember 2011

Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2
PSÜ-Auflage AÜ07, Geschäfts-Nr.14/11/003 und Geschäfts-Nr.14/11/004
Sicherheitstechnische Stellungnahme, Forderungen des ENSI vom November 2010
Forderung 4.1-1 Einreichung eines Konzeptes "Absicherung des Werkstoffzustandes der
Reaktordruckbehälter 10/20JRC 0001 für 60 Betriebsjahre" und Forderung 4.2-1 "Nachweis
Sprödbruchsicherheit RBD unter Thermoschock für 60 Betriebsjahre"

Sehr geehrte Damen und Herren

Bezugnehmend auf Ihre sicherheitstechnische Stellungnahme erhalten Sie anbei zur Beantwortung Ihrer Forderungen 4.1-1 und 4.2-1 die technische Mitteilung TM-530-MB11071, Rev. 0, Nachweis Absicherung des Werkstoffzustandes der Reaktordruckbehälter 10/20JRC 0001 für 60 Betriebsjahre Block 1 und 2.

Mit freundlichen Grüssen

Axpo AG
[REDACTED]

Beilage (nicht öffentlich): erwähnt

952.



Technische Mitteilung

TM-530-MB11071

Titel : Nachweis Absicherung des Werkstoffzustandes der Reaktordruckbehälter 10/20JRC 0001 für 60 Betriebsjahre Block 1 und 2
 Block : 1+2
 Anz. Seiten : 26
 Sachgebiet : Reaktordruckbehälter (RDB)
 Verfasser : [REDACTED]
 Erst. Datum: 16.12.2011

Verteiler : ENSI *
[REDACTED]
[REDACTED]

* (mit Beilagen)

NICHT ÖFFENTLICH

	Name	Unterschrift	Datum
Erstellt			
Geprüft			
Genehmigt			

Änderungen siehe Revisionsindex auf der folgenden Seite

REVISIONEN

Es gilt die letzte aufgeführte Revision, die von der zuständigen Stelle visiert ist.

Datum	Rev.	Korrektur/Ergänzung	Seiten	Visum
16.12.2011	0	Erstfassung	alle	

Inhaltsverzeichnis		Seite
1	Einführung	4
2	Auslegungsbasis	5
3	Veranlassung	6
4	Konzept Nachweis Sicherheit des RDB	7
5	Ergebnisse Nachweis Sicherheit des RDB	11
6	Bewertung nach UVEK-Verordnung	21
7	Einordnung der Beznau RDB-Werkstoffe mit Vorhersageformeln	22
8	Referenztemperatur Ring C, Block 1 im internationalen Vergleich	23
9	Schlussfolgerung	23
10	Referenzen	24
11	Beilagen	26

1 Einführung

Bei den Werkstoffen des Reaktordruckbehälters (RDB) im kernnahen Bereich bewirkt die Bestrahlungsreaktion durch die betriebliche schnelle Neutronenbestrahlung eine Abnahme der Zähigkeit.

Diese Materialveränderung der RDB-Werkstoffe wird durch das RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramm zeitlich voreilend geprüft und quantifiziert. Die Ergebnisse fließen in den sicherheitstechnischen Nachweis der strukturellen Integrität des RDB und in die betrieblichen An- und Abfahrbegrenzungen sowie in die Mindesttemperaturfestlegung der wiederholten Druckprüfungen des Reaktorkühlsystems ein.

Bestandteil des RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramms sind Bestrahlungsproben, hergestellt aus den Enden der Originalschmiedestücke der RDB-Einzelteile, sowie Originalmaterial der kernnahen Schweissnaht, die in Probensätzen verpackt zwischen Kern und RDB-Innenwand eingehängt sind und die Bestimmung der Bestrahlungsreaktion zeitlich voreilend ermöglichen.

In den Abstellungen 2010 wurden die Bestrahlungsproben des letzten Probensatzes T, Block 1 und des zweitletzten Probensatzes P, Block 2, die 60 Betriebsjahre (BJ) abdecken, entnommen.

Es wurde ein umfangreiches Massnahmenpaket, das aus Werkstoffprüfungen, begleitenden Studien und sicherheitstechnischen Bewertungen besteht, durchgeführt, dessen Ergebnisse in diesem Dokument beschrieben werden.

Mit den Resultaten und Auswertungen der beschriebenen Prüfungen wurden die sicherheitstechnischen Nachweise für 60 Betriebsjahre aktualisiert.

Die Fluenzüberwachung nach Entnahme der Probensätze T, Block 1 und P, Block 2 erfolgt durch qualifizierte theoretische Neutronenfluenzberechnungen mit jährlicher Aktualisierung beider Blöcke. Anhand der berechneten Fluenzen kann die aktuelle Bestrahlungsreaktion des RDB zeitnah konservativ abdeckend ermittelt werden und die Einhaltung der UVEK-Kriterien [1] sowie der Randbedingungen der sicherheitstechnischen Nachweise sichergestellt werden.

Mit diesen durchgeführten Werkstoffprüfungen, den begleitenden Studien und den sicherheitstechnischen Bewertungen wurde für beide Blöcke der sicherheitstechnische Einfluss der RDB-Neutronenversprödung auf den Werkstoffzustand für 60 Betriebsjahre abgesichert und die Sicherheit des RDB gegen Sprödbruch für 60 Betriebsjahre nachgewiesen.

2 Auslegungsbasis

2.1 Klassierung, Daten, Komponenteninformationen

Komponente:	Reaktordruckbehälter Block 1 und 2
Sicherheitsklasse:	1
Erdbebenklasse:	I
Bauvorschrift Auslegung:	ASME Section III
Bewertung Bestrahlungsprogramm:	US-NRC, Regulatory Guide 1.99, ASME Section XI

Die Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerks Beznau wurden von der Société des Forges et Ateliers du Creusot (SFAC) in Frankreich gefertigt. Die Schmiedestücke bestehen aus dem MnMoNi-Stahl 1.2 MD 07 und entsprechen weitgehend dem Stahl SA-508, grade 3, class 1 (früher: SA-508 class 3) für Schmiedestücke. Die Schweissgutfülllagen des Unterpulver-Schweissguts zwischen den Schmiederingen C und D wurden mit einem SAF-UM-40-Schweissdraht (4 mm) und Linde-709-5-Schweisspulver erstellt [7],[8].

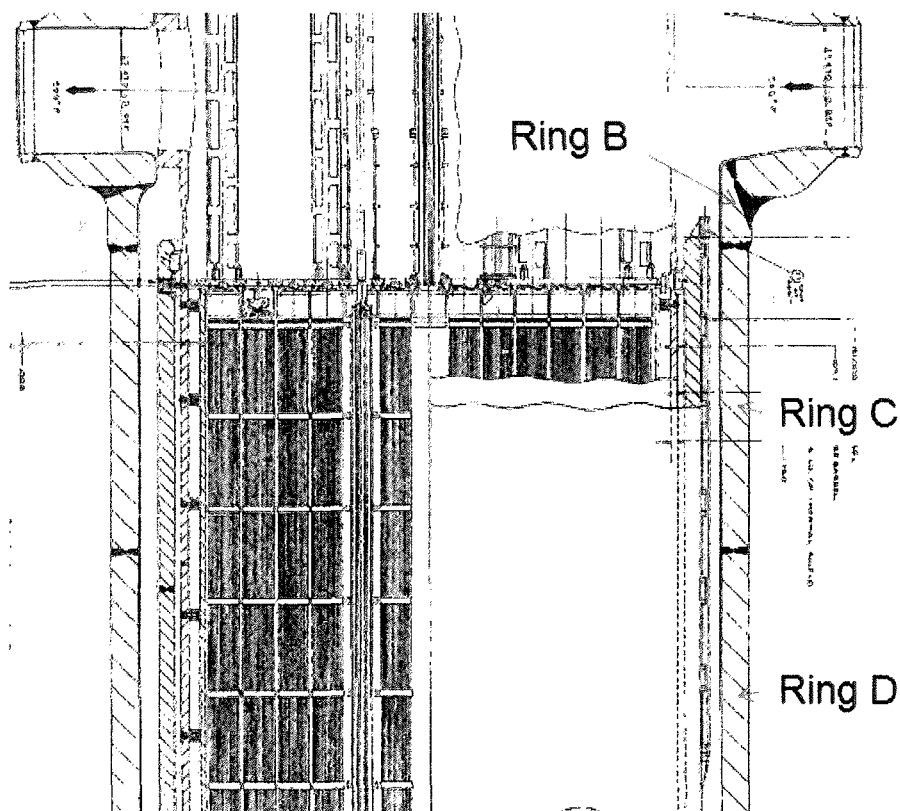


Fig. 1 Schnitt durch den Reaktordruckbehälter, Bestrahlungsproben rot eingefärbt

3 Veranlassung

Die Integrität des RDB ist zur Gewährleistung der Kernkühlung und als eine der mehrfachen Barrieren, die das radioaktive Inventar einschliessen, von grosser Bedeutung. Im Rahmen des Alterungsmanagements wurden daher frühzeitig Massnahmen ergriffen, um die Alterungsmechanismen nach dem Stand der Technik zu erfassen und nach Möglichkeit deren Einfluss zu begrenzen. Die Einführung von "low leakage"-Beladungsstrategien in den 80er Jahren reduzierte frühzeitig die Neutronenfluenzbelastung auf die RDB-Wandung. Durch das Bestrahlungsprogramm wurde seit Betriebsbeginn durch Werkstoffprüfungen und Studien die Veränderung des Werkstoffzustandes durch die Bestrahlungsreaktion nach dem Stand der Technik verfolgt und mit Blick auf eine Betriebsdauer über 40 Jahre hinaus zusammenfassend dokumentiert [3].

Die ENSI-Stellungnahme [4] zur sicherheitstechnischen Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre des Kernkraftwerks Beznau, Block 1 und 2 [3] enthielt zwei Forderungen, die den RDB betrafen.

Forderung 4.1-1 (Geschäftsnummer 14/11/003):

"Das KKB wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 1. April 2011 ein Konzept einzureichen, das die Planung sowie die Grundlagen der Prüfung und Auswertung weiterer Probensätze zur Untersuchung des Bestrahlungsverhaltens der RDB-Werkstoffe beinhaltet. Dabei ist die Auswertung der Ergebnisse sowohl nach dem klassischen RT_{NDT} - wie auch nach dem modernen RT_{TO} -Konzept zu berücksichtigen. Für den Block KKB-1 sind aufgrund des relativ hohen Versprödungsgrades des Schmiederinges C erweiterte Untersuchungen vorzunehmen, um die Ergebnisse abzusichern".

Forderung 4.2-1 (Geschäftsnummer 14/11/004):

"Aus den Thermoschock-Analysen wurde als maximal zulässige Referenztemperatur $RT_{PTS} = 93 \text{ °C}$ zur Einhaltung der Bedingungen zum Ausschluss von Sprödbruch für die höchst belasteten Stellen des Reaktordruckbehälters (RDB) des Blocks 1 bestimmt. Für einen Azimutwinkel von 0° werden für den Grundwerkstoff Ring C jedoch Referenztemperaturen von bis zu 96 °C an der Oberfläche des RDB nach 60 Betriebsjahren extrapoliert. Es ist daher bis 31. Dezember 2011 von KKB für den RDB des Blocks 1 der Nachweis zu führen, dass die betrachteten Thermoschock-Bedingungen nicht bei einem Azimutwinkel von 0° auftreten können".

Diese technische Mitteilung (TM) stellt die Ergebnisse der durchgeführten Werkstoffprüfungen, der begleitenden Studien und deren sicherheitstechnische Bewertung zusammen, um den Betrieb von 60 Jahren für beide Blöcke bezüglich der RDB-Neutronenversprödung abzusichern; damit werden auch diese zwei Forderungen beantwortet.

Das Konzept für das gewählte Vorgehen, der Umfang der Werkstoffprüfungen und die durchzuführenden sicherheitstechnischen Nachweise wurden vorgängig erarbeitet [5]. Dieser Vorschlag in Konzeptform wurde als Antwort auf die Forderung 4.1-1 aus [4] eingereicht und vom ENSI mit Brief bestätigt [6]. Im vorliegenden Dokument werden nun die Ergebnisse der Umsetzung dieser Massnahmen zur Beantwortung der Forderungen 4.1-1 und 4.2-1 zusammengefasst.

4 Konzept Nachweis Sicherheit des RDB

Die Sicherheit des RDB muss zu jedem Zeitpunkt gewährleistet und nachweisbar sein. Diese Forderung gilt für den bestimmungsgemässen Betrieb und bei Störfällen, besonders beim postulierten Kühlmittelverluststörfall. Von den denkbaren Versagensmöglichkeiten wird der Zähbruchbereich durch die Forderung nach einer Mindestzähigkeit ($KV > 68J$ in Hochlage) abgedeckt und der Spröbruch auf der Basis einer bruchmechanischen Bewertung ausgeschlossen.

Der wesentliche Werkstoffkennwert bei der Spröbruchabsicherung ist die Zähigkeit bzw. die Bruchzähigkeit K_{IC} . Die $K_{IC,T}$ -Kurve (ASME K_{IC} -Kurve Section XI) für den jeweiligen Werkstoff wird nach dem klassischen RT_{NDT} - oder dem Masterkurve-Konzept RT_{T0} bzw. RT_{ref} nach [2] indiziert.

Durch die betriebsbedingten Einflüsse, speziell die Neutronenbestrahlung, verändern sich die Werkstoffeigenschaften der kernnahen RDB-Bereiche. Diese Veränderung der Werkstoffeigenschaften muss im Rahmen der RDB-Bestrahlungsüberwachung quantifiziert oder konservativ abgeschätzt werden. Dazu stehen Rechenverfahren (Regulatory Guide 1.99, Rev. 2 [9]) zur Verfügung. Grundsätzlich fordern die Regelwerke, die Änderung der Werkstoffeigenschaften anhand von Originalwerkstoffproben im Rahmen von Bestrahlungsüberwachungsprogrammen voreilend zu messen.

Grundlagen für das gewählte Vorgehen und des erstellten Konzepts [5] bilden Konzeptstudien [7], [8], die den internationalen Stand der Technik im OECD-Raum zusammenfassen, angepasst auf die spezifische Situation in Beznau durch Fachgespräche mit den schweizerischen Behörden. Weitere Beiträge kommen aus den Empfehlungen des Herstellers Westinghouse, erarbeitet im Rahmen des BEDAM-Projektes. Externe Erfahrungsrückfluss anderer Anlagen wurde aus komponentenspezifischen Untersuchungsberichten der Pressure Water Reactor Owners Group (PWROG) sowie Gesprächen mit den Spezialisten der schweizerischen Werke und der Hersteller Westinghouse (OEM, Original Equipment Manufacturer) und AREVA berücksichtigt.

Der Nachweis der Sicherheit des RDB im Rahmen der Auslegung erfolgt durch die sicherheitstechnische Überprüfung des massgebenden Auslegungsstörfalls PTS (Pressurized Thermal Shock). Dieser Nachweis ist Bestandteil der "Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2, Sicherheitstechnische Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre" [3].

Der schweizerische Gesetzgeber hat in einer "Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken", Grenzwerte bezüglich der justierten Spröbruch-Referenztemperatur und der Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen erlassen [1].

Der Nachweis des Nichterreichens der Grenzwerte der UVEK-Verordnung erfolgt durch die Massnahmen in der folgenden Konzeptbeschreibung.

Die durch die Bestrahlungsreaktion justierte Referenztemperatur lässt sich grundsätzlich auf zwei Wegen bestimmen, mit der klassischen RT_{NDT} -Methode und der modernen Masterkurve-Methode, basierend auf bruchmechanischen Versuchen.

Die klassische RT_{NDT} -Methode ermittelt auf indirektem, halbempirischem Weg eine Referenztemperatur und beruht auf den gesicherten Annahmen, dass der aktuelle Werkstoffzustand durch die Indexierung der unteren Grenzkurve der Bruchzähigkeit mit RT_{NDT} , ermittelt am unbestrahlten Werkstoff aus Fallgewichtversuchen (Pellinitest), bestätigt mit Kerbschlagprüfungen und einer Verschiebung durch die Bestrahlungsreaktion, bestimmt aus Kerbschlagprüfungen der voreilend bestrahlten Bestrahlungsproben erfasst werden kann. Die auf diesem Weg ermittelten justierten Referenztemperaturen überschätzen bei Grundwerkstoffen auf Grund der redundanten Konservativitäten die wirklichen Werte deutlich.

Die moderne Masterkurve-Methode ermöglicht die direkte Bestimmung der Bruchzähigkeit an unbestrahltem und bestrahltem Werkstoffzustand. Die Masterkurve-Methode basiert auf werkstoffwissenschaftlichen und statistischen Modellen, gewonnen durch vertieftes Verständnis der Vorgänge beim Sprödbbruch im Übergangsbereich der letzten 30 Jahre. Diese Methode entspricht dem Stand der Technik, ist weltweit anerkannt und ermöglicht konservative und statistisch abgesicherte Bruchzähigkeiten und Referenztemperaturen zu ermitteln. Die Masterkurve-Methode ist nach ASTM [18] genormt; sie ist im amerikanischen Regelwerk enthalten [11], [12], von der US-NRC akzeptiert [13], [14] und wird bei Lizenzverlängerungen angewandt (z.B. [15][16]).

Die Anwendung der Masterkurve-Methode ist in der ENSI-Richtlinie B01 geregelt und wird als Gleichwertig zum klassischen Verfahren beschrieben [2]. Die Masterkurve-Methode ermöglicht eine justierte Referenztemperatur auf direktem Weg an bestrahltem Werkstoff aus den Bestrahlungsproben oder an unbestrahltem Werkstoff mit einer Justierung der Bestrahlungsreaktion aus Kerbschlagversuchen aus den Bestrahlungsproben zu ermitteln.

Die Werkstoffe im zylindrischen Teil des RDB in Kernnähe erfahren die höchste Belastung durch die schnelle Neutronenbestrahlung. Bedingt durch die Werkstoffzustände im Ausgangszustand und der höheren Bestrahlungsreaktion sind die kernnahen Schmiederinge der Blöcke 1 und 2 bezüglich der Höhe der justierten Referenztemperatur führend.

Um die Referenztemperaturen der führenden Schmiederinge möglichst genau und nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu bestimmen, erfolgt die Bestimmung der Referenztemperatur der Schmiederinge beider Blöcke ergänzend nach der Masterkurve-Methode an den unbestrahlten Originalwerkstoffen.

Auf Grund der erhöhten Bestrahlungsreaktion des Schmiederings C im Block 1 wird zusätzlich die Referenztemperatur nach der Masterkurve-Methode direkt am bestrahlten Originalwerkstoff aus dem Probensatz T mittels Verbundprobentechnik bestimmt.

Mit den nach Abschluss der Prüfungen vorliegenden Referenztemperaturen wurden die sicherheitstechnischen Nachweise aktualisiert und die Referenztemperaturen hinsichtlich der Grenzwerte nach der UVEK-Verordnung, Art. 4, Versprödung des Reaktordruckbehälters [1] bewertet. Für die sicherheitstechnischen Nachweise und die Bewertung der Grenzwerte nach der UVEK-Verordnung werden die genaueren, mit weniger Unsicherheiten behafteten und abdeckend konservativen Referenztemperaturen, bestimmt aus den bruchmechanischen Versuchen nach der Masterkurve-Methode gemäss ENSI-Richtlinie B01 [2], des führenden Schmiederings C im Block 1 verwendet.

Die bruchmechanischen Versuche sind in Art. 4 der UVEK-Verordnung als gleichberechtigtes alternatives Verfahren zur klassischen RT_{NDT} -Methode aufgeführt:

Die Anwendung der Masterkurve-Methode wird von der United States Nuclear Regulatory Commission (nachfolgend "USNRC") als Alternative zur klassischen RT_{NDT} -Methode akzeptiert und entspricht somit den gesetzlichen Vorgaben. Gemäss Art. 4 Abs. 2 der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken gelten als anerkannte Regeln der Technik zur Bestimmung der aktuellen justierten Sprödbruch-Referenztemperatur und der aktuellen Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen oder bruchmechanischen Versuchen die Normen der USNRC, Regulatory Guide 1.99, Rev. 2 [1]. In Art. 1.1 des Regulatory Guide 1.99, Rev. 2 [9], wird die klassische RT_{NTD} -Methode aufgeführt, für deren nähere Bestimmung auf Paragraph NB-2331 des Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, der American Society of Mechanical Engineers (nachfolgend "ASME Code") verwiesen wird [10].

Der ASME Code wird von der USNRC als anwendbar erklärt und beinhaltet die "Rules for Construction of Nuclear Facility Components", insbesondere Klasse 1 Komponenten. Neben dem ASME Code bestehen ASME Code Cases, welche akzeptierbare Alternativen zu den Regelungen im ASME Code darstellen und von der ASME erlassen und genehmigt werden. Mit dem Code Case N-631 wurde dabei von der ASME die Masterkurve-Methode als eine zu Paragraph NB-2331 des ASME Code akzeptierbare Alternative zur Bestimmung der Referenztemperatur genehmigt [12]. Der Code Case N-631 wurde nach Erlass durch die ASME von der USNRC für zulässig erklärt [14]. Die Bestimmung der Referenztemperatur nach der Masterkurve-Methode entspricht somit den Normen der USNRC und damit den Anforderungen von Art. 4 Abs. 2 der genannten UVEK-Verordnung. Mit der Übernahme der Masterkurve-Methode in die ENSI-Richtlinie B01 wurden des Weiteren die Anforderungen des ENSI erfüllt

Mit einer ersten ergänzenden Studie wird die zusätzliche Sicherheitsmarge bei der Bestimmung der Werkstoffwerte durch Standard-Bruchmechanikproben auch für die mehrachsige Belastung im RDB unter dem führenden Kühlmittelverluststörfall PTS bei der maximal anzunehmenden Fehlergrösse mit der Bestimmung der Constrainteffekte durch numerische Methoden quantifiziert.

Im Weiteren wird durch einen probabilistischen bruchmechanischen Sicherheitsnachweis (probabilistische PTS) eine Korrelation der Materialversprödung (justierte Referenztemperatur) mit einer möglichst realistischen (best-estimate) Versagensfrequenz des Kern-Bereichs des Reaktordruckbehälters unter Berücksichtigung der massgebenden Einflussgrössen und deren Unsicherheiten ermittelt. Es lassen sich daraus die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten für den Werkstoffzustand 60 Betriebsjahre für beide Blöcke bei den führenden LOCA Störfalltransienten (PTS-Transienten) ermitteln.

Bei Vorgabe einer Versagensfrequenz von $5 \cdot 10^{-6}$ pro Reaktorjahr kann eine spezifische "PTS-Screening Temperatur" für beide Blöcke ermittelt werden, analog dem Vorgehen zur Referenztemperaturbewertung nach amerikanischem Regelwerk US NRC 10CFR50.61 [17]. Vergleicht man die so ermittelte "PTS-Screening Temperatur" von Block 1 mit den zulässigen Referenztemperaturen bei der deterministischen PTS-Analyse, kann deren Marge quantifiziert werden.

Das Absicherungskonzept lässt sich wie folgt zusammenfassen:

Konzept Absicherung des Werkstoffzustandes RDB für Betrieb Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2, Übersicht:

Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung):

- Qualitätsgesicherte theoretische Fluenzberechnungen Block 1 und 2
- Jährliche Aktualisierungen der Fluenzberechnungen Block 1 und 2

Erfassung des Werkstoffzustandes durch Prüfung der Probensätze T, Block 1 und P, Block 2, die 60 Betriebsjahre abdecken:

- Klassische RT_{NDT} -Methode, $RT_{ref} = ART$, Methode I nach [2]
Probensatz T, Block 1 und Probensatz P, Block 2 Schmiederinge C und D (GW) und Schweissgut (SG)
- Masterkurve-Konzept, $RT_{ref} = RT_{ref(0)} + \Delta T_{41J}$, Methode II, Variante B nach [2]
Probensatz T, Block 1 GW und Probensatz P, Block 2 GW
- Masterkurve-Konzept, $RT_{ref} = RT_{ref(j)}$, Methode II, Variante A nach [2]
Probensatz T, Block 1, GW Ring C

Studien und sicherheitstechnische Nachweise:

- Quantifizierung der inhärenten Sicherheitsreserven auf die Materialkennwerte im Sprödbruchsicherheitsnachweis durch Berechnung und Vergleich der sogenannten "Constraint-Effekte" von Laborprobe und postuliertem Fehler im RDB mit numerischen Methoden
- Sicherheitstechnische Bewertung durch eine deterministische PTS-Analyse
- Sicherheitstechnische Bewertung durch eine probabilistische PTS-Analyse

5 Ergebnisse Nachweis Sicherheit des RDB

5.1 Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung)

Die Neutronenfluenz-Berechnung wurde nach dem Stand der Technik aktualisiert [24], [25]. Dazu wurde für die theoretische Fluenzberechnung, die mittels deterministischer Methoden der Neutronenflussrechnung erfolgte, die Datenbasis der Neutronenquellstärken der Betriebszyklen 1 bis zur Entnahme der Bestrahlungsproben im Jahr 2010 erweitert. Die Neutronenquellstärken der Zyklen 1 bis 19 im Block 1 und 1 bis 18 im Block 2 basieren auf einer Konversion von Pin-Power- und Abbranddaten aus der Datenbank des Kernkraftwerks Beznau. Für die Betriebszyklen 20 bis 38 im Block1 bzw. 19 bis 36 im Block 2 werden vom Brennelement-Lieferanten bereitgestellte Neutronenquellstärken verwendet.

Die theoretische Fluenzberechnung bestimmt mittels Neutronentransportprogrammen aus den Eingabedaten Neutronenquellstärken (pin-by-pin), Geometrie (RDB und Einbauten), Materialdaten (Teilchendichten aller verwendeter Materialien) und Wirkungsquerschnittsbibliothek die theoretische Fluenzverteilung über die Betriebszyklen im RDB in axialer und azimuthaler Richtung, im Speziellen in der RDB-Wand und in den Bestrahlungsproben. Anhand einer gemittelten Neutronenflussdichte für die letzten Betriebszyklen erfolgte eine Extrapolation der maximalen RDB-Fluenz für zukünftige Betriebszyklen beider Blöcke bis 60 Betriebsjahre. Die Fluenzen der 2010 entnommenen Probensätze T (Block 1) und Probensatz P (Block 2) decken die maximalen Fluenzen an der RDB-Innenwand ab, die einer Betriebszeit von über 60 Jahren¹ entspricht (Fig. 2. und Fig. 3).

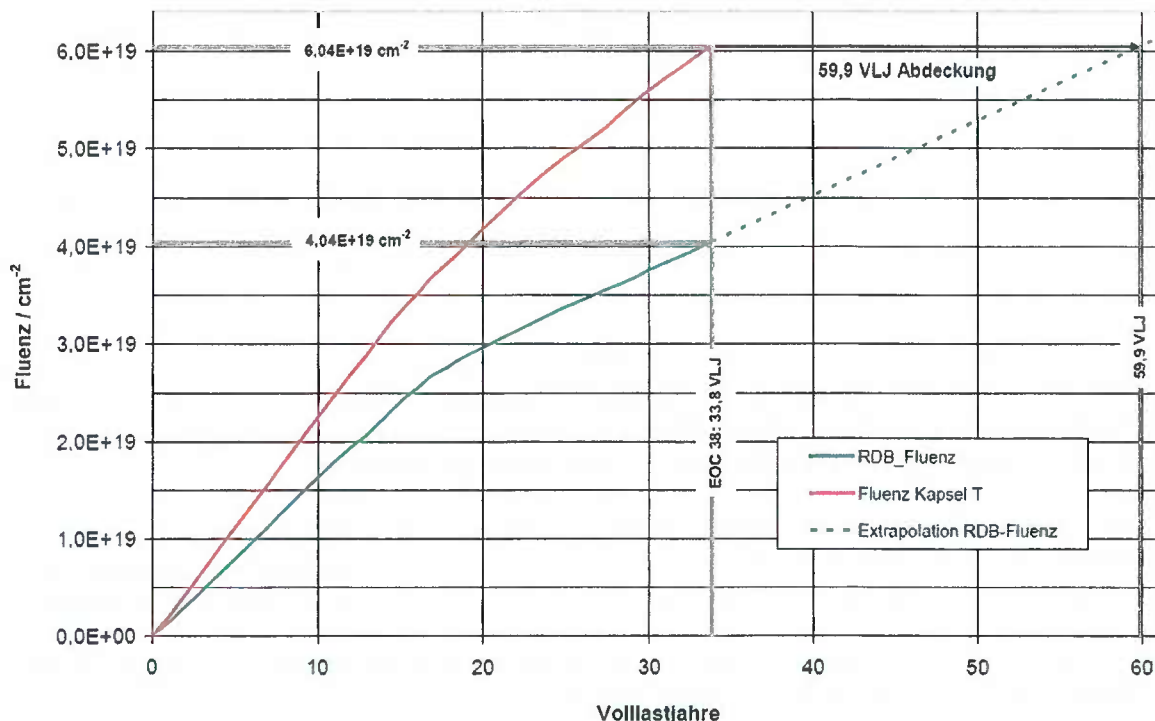


Fig. 2 Block 1, zeitliche Entwicklung der maximalen Neutronenfluenz $E > 1$ MeV an der RDB-Innenseite (Maximum) und im Bestrahlungsprobensatz T bis zum Entnahmezeitpunkt (ab Ende des 38. Zyklus Extrapolation mit der mittleren Flussdichte der Zyklen 36 bis 38) aus [24]

¹ 1 Betriebsjahr entspricht im Mittel etwa 0.9 Vollastjahren (VLJ)

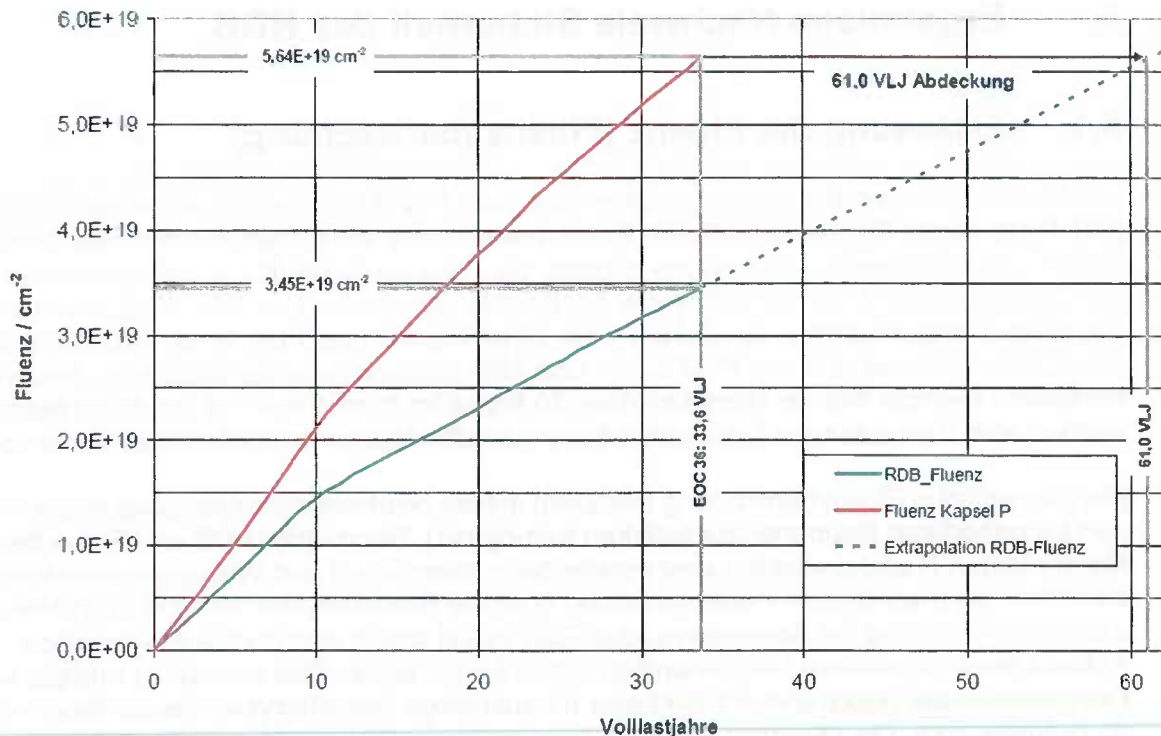


Fig. 3 Block 2, zeitliche Entwicklung der Fluenz $E > 1$ MeV an der RDB-Innenseite (Maximum) und im Bestrahlungsprobensatz P bis zum Entnahmezeitpunkt (ab Ende 36. Zyklus Extrapolation mit der mittleren Flussdichte der Zyklen 34 bis 36) aus [25]

Aus den in den Bestrahlungsproben enthaltenen Fluenzmonitoren und hergestellten Eisenmonitoren wird durch Messung deren Aktivität, ihrer Bestrahlungsgeschichte und den Dosimetriedaten der Fluenzmonitorwerkstoffe eine experimentelle Neutronenfluenz an den Monitorpositionen ermittelt.

Der Vergleich der theoretischen und experimentellen Fluenzen unter Berücksichtigung von deren Unsicherheiten ermöglicht eine Überprüfung der Qualität der theoretischen Fluenzwerte. Die Bewertung ergab eine gute Übereinstimmung der theoretischen und experimentellen Fluenzen der aktuell und der früher entnommenen Bestrahlungsproben.

Basierend auf diesen Daten wird in Zukunft die aktuelle akkumulierte Fluenz an der RDB-Innenseite durch die qualitätsgesicherten, theoretischen Fluenzberechnungen für beide Blöcke erfasst. Die Fluenz beider Blöcke wird anhand der Kernbeladung des vorhergehenden Zyklus in jährlichem Abstand kontinuierlich nachgeführt.

Die angewandte Methodik der Fluenzberechnung entspricht dem aktuellen Stand der Technik und ermöglicht belastbare und strikt konservative Aussagen der aktuellen akkumulierten Fluenz an der Schichtgrenze zwischen Plattierung und RDB-Grundmaterial.

Die jährlichen Aktualisierungen der Fluenzberechnungen beider Blöcke erfolgen in der Regel jeweils bis Ende Juli des folgenden Jahres.

Mit diesen aktualisierten Fluenzen wird eine kontinuierliche, jährlich aktualisierte Überprüfung des Fluenzzuwachses und des Vergleichs mit den justierten Referenztemperaturen aus den prognostizierten Fluenzen für 60 Betriebsjahre mit den Grenzwerten der UVEK-Verordnung sichergestellt.

5.2 Werkstoffprüfungen

Die in den Abstellungen 2010 entnommenen Probensätze, der letzte Probensatz T (Block 1) und der zweitletzte Probensatz P (Block 2), die 60 Betriebsjahre abdecken, wurden für eine Abklingzeit von ungefähr sieben Monaten im Brennelementlager zwischengelagert. Ende 2010 für den Probensatz T (Block 1) bzw. Anfang 2011 für den Probensatz P (Block 2) erfolgte der Transport in die akkreditierten Prüflaboratorien "Heisse Zellen" und "Radiochemische Analyse" der AREVA NP GmbH in Erlangen. Alle nachfolgend durchgeführten relevanten Prüfungen und deren Vorbereitung wurden durch einen Sachverständigen des TÜV Süd überwacht.

Basisprüfungen Probensatz T (Block 1) und Probensatz P (Block 2)

Die Durchführung der Basisprüfungen erfolgte gemäss den vom ENSI genehmigten technischen Einkaufsspezifikationen TE-M-173 (Block 1) [19] und TE-M-174 (Block 2) 0. Die Haupttätigkeiten umfassten [24], [25]:

- Disassemblierung der Probenbehältnisse (Kapsel) und deren Inventarisierung
- Auswertung der Temperaturmonitore
- Herstellung von Fe-Fluenzmonitoren aus Proben, Zerfallsratenbestimmung aller Fluenzmonitore
- Fluenzberechnungen (Quellstärkenermittlung, theoretische und experimentelle Fluenz)
- Mechanische Prüfungen (Kerbschlagbiegeprüfungen und Zugversuche)
- Auswertung der Probensätze und Dokumentation

Masterkurve-Prüfungen unbestrahlter Zustand Schmiederinge (Block 1 und 2)

Für die Schmiederinge B, C, D von Block 1 C, D von Block 2 erfolgten 2009 ergänzend die Bestimmung der Referenztemperatur nach der Masterkurve-Methode an unbestrahlten Originalwerkstoffen mit CT-25-Bruchmechanik-Proben [22], [23].

Masterkurve-Prüfungen bestrahlter Zustand Ring C (Block 1)

Für den Ring C Block 1 erfolgte ergänzend die Bestimmung der Referenztemperatur nach der Masterkurve-Methode direkt am bestrahlten Originalwerkstoff aus dem Probensatz T mittels Verbundprobentechnik.

Die Durchführung der Basisprüfungen erfolgte gemäss der vom ENSI genehmigten technischen Einkaufsspezifikation TE-M-178 [21]. Die Haupttätigkeiten umfassten [26]:

- Absicherung der angenommenen WOL-Probenorientierung durch metallographische Orientierungsbestimmung
- Masterkurve-Prüfung der WOL-25X-Proben
- Herstellung von Dreipunktbiegeproben (PCCV-Proben) mittels Verbundprobentechnik
- Masterkurve-Prüfung der Verbundproben
- Neutronenfluenzbestimmung
- Auswertung und Dokumentation

Zusammenfassung der Resultate der Probenprüfungen

Die Resultate der Probenprüfungen für die Schmiederinge beider Blöcke nach der klassischen und der Masterkurve-Methode sowie des Schweissgutes nach der klassischen Methode sind in Tabelle 1 und Tabelle 2 zusammengefasst.

Bezau Block 1 Probensatz T, Fluenz: 6.04E19 [cm ⁻²]				
Werkstoff	RT _{NDT} bzw. RT _{ref(0)} [°C]	ΔT ₄₁ [K]	RT _{ref} [°C]	Bestimmung der Referenztemperatur nach ENSI-B01 [2]
Schmiedering C	-1	105	104	Methode I
	-16	105	89	Methode II, Variante B
	-	-	70	Methode II, Variante A
Schmiedering D	-5	68	63	Methode I
	-22	68	46	Methode II, Variante B
Schweissgut	-18	58	40	Methode I

Tabelle 1 Resultate der Probenprüfungen, Probensatz T Block 1

Bezau Block 2 Probensatz P, Fluenz: 5.64E19 [cm ⁻²]				
Werkstoff	RT _{NDT} bzw. RT _{ref(0)} [°C]	ΔT ₄₁ [K]	RT _{ref} [°C]	Bestimmung der Referenztemperatur nach ENSI-B01 [2]
Schmiedering C	-10	71	61	Methode I
	-34	71	37	Methode II, Variante B
Schmiedering D	-10	72	62	Methode I
	-79	72	-7	Methode II, Variante B
Schweissgut	-35	66	31	Methode I

Tabelle 2 Resultate der Probenprüfungen, Probensatz P Block 2

Die weitere Auswertung der Referenztemperatur RT_{ref,ART} zur Bestimmung des Verlaufs der Bruchzähigkeit in Funktion der Fluenz erfolgt nach dem Vorgehen im Regulatory Guide 1.99, Rev. 2, Pos. 2, basierend auf:

- RT_{NDT} (ENSI-B01 Methode I) für die Schweissgüter, für die keine Masterkurve-Prüfungen durchgeführt wurden
- RT_{ref(0)} + ΔT₄₁ (ENSI-B01 Methode II, Variante B) für die Schmiederinge, da die Masterkurve-Prüfungen am unbestrahlten Zustand für alle Schmiederinge (Block 1 und 2) durchgeführt wurden. Die Referenztemperatur RT_{ref,ART} bestimmt nach Masterkurve am unbestrahlten Werkstoff mit einer Justierung der Bestrahlungsreaktion aus Kerbschlagversuchen aus den Bestrahlungsproben (ENSI-B01 Methode II, Variante B) sind realistischer als nach der RT_{NDT}-Methode bestimmt und sie bleiben abdeckend konservativ, beim führenden Ring C von Block 1 ergibt sich dadurch eine zusätzliche Sicherheitsmarge von mehr als 9°C zur direkten Masterkurve-Prüfung am bestrahlten Zustand (ENSI-B01 Methode II, Variante A).

Die auf diese Weise ermittelten Referenztemperaturen werden für den Nachweis der Grenzwerte der UVEK-Verordnung und als Eingangsdaten der probabilistischen PTS verwendet, sie sind in Fig. 4 und Fig. 5 dargestellt.

Referenztemperatur zur Bestimmung der Bruchzähigkeitskurve

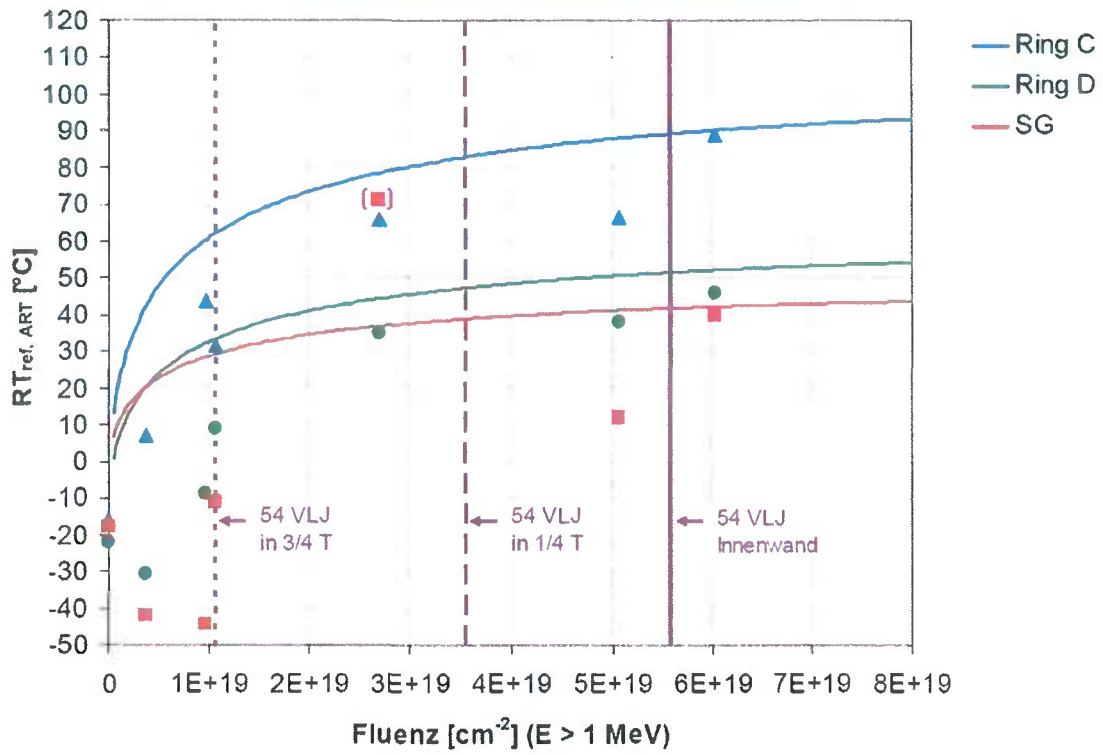


Fig. 4 Block 1, $RT_{ref,ART}$ in Funktion der Fluenz

Referenztemperatur zur Bestimmung der Bruchzähigkeitskurve

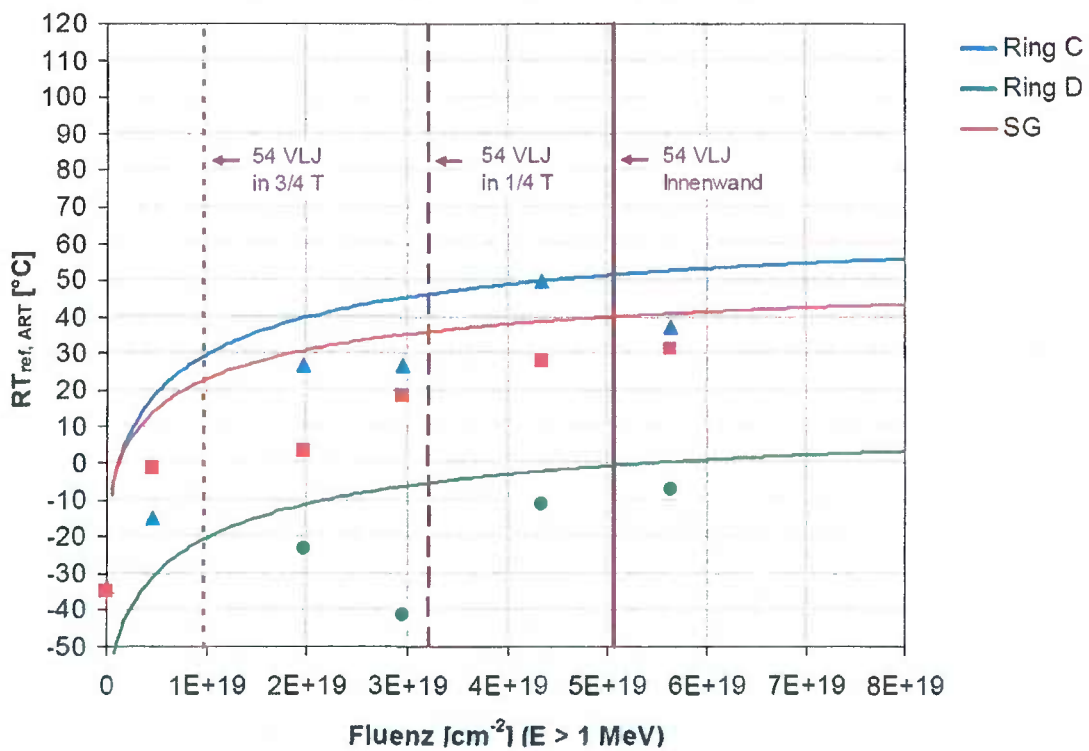


Fig. 5 Block 2, $RT_{ref,ART}$ in Funktion der Fluenz

Für den in der $RT_{ref,ART}$ führenden Schmiedering C ergeben sich für 54 Vollastjahre (VLJ) folgende, gemäss ENSI-Richtlinie B01, Methode II, Variante B berechnete konservativ abdeckende Referenztemperaturen $RT_{ref,ART}$ für Azimut 0° und 30° an der RDB-Innenwand, in $\frac{1}{4}$ T und $\frac{3}{4}$ T für Block 1 und 2:

VLJ	Azimut [°]	RDB Wandtiefe	Fluenz $E > 1$ MeV [cm ⁻²]	$RT_{ref,ART}$ [°C]
54	0	Innenwand	5,59E+19	89
		1/4 T	3,55E+19	83
		3/4 T	1,07E+19	62
	30	Innenwand	2,39E+19	77
		1/4 T	1,51E+19	68
		3/4 T	4,67E+18	46

Tabelle 3 Block 1 Ring C, $RT_{ref,ART}$ (ENSI-B01 Methode II, Variante B) nach 54VLJ

VLJ	Azimut [°]	RDB Wandtiefe	Fluenz $E > 1$ MeV [cm ⁻²]	$RT_{ref,ART}$ [°C]
54	0	Innenwand	5,07E+19	51
		1/4 T	3,22E+19	46
		3/4 T	9,74E+18	29
	30	Innenwand	2,38E+19	42
		1/4 T	1,51E+19	36
		3/4 T	4,64E+18	18

Tabelle 4 Block 2 Ring C, $RT_{ref,ART}$ (ENSI-B01 Methode II, Variante B) nach 54VLJ

5.3 Sicherheitstechnische Bewertung

Bewertung der Constraint-Effekte

Mit numerischen Methoden wird die zusätzliche Sicherheitsmarge bei der Bestimmung der Werkstoffkennwerte durch Standard-Bruchmechanik-Laborproben auch für die mehrachsige Belastung im RDB unter dem führenden Kühlmittelverluststörfall PTS bei der maximal anzunehmenden Fehlergrösse mit der Bestimmung der "Constraint-Effekte" quantifiziert.

Die Bestimmung der Unterschiede in den "Constraints" (Dreiachsigkeit des Spannungszustandes), ausgedrückt in einer Verschiebung der Referenztemperatur, erfolgte nach der empirischen "T-Stress Methode" und einem mikromechanischen Spröbruchversagensmodell "Local Approach", angepasst auf den Werkstoff von Block 1, Ring C. Die numerischen Simulationen erfolgten für beide Methoden mit detaillierten Modellen der bruchmechanischen Laborprobe, mit der die Referenztemperatur im bestrahlten Werkstoffzustand des Bestrahlungssatzes T bestimmt wurde, mit der Belastung, wie in der Prüfmaschine und im RDB mit postuliertem Fehler unter der transienten PTS-Belastung (Fig. 6) aus [27].

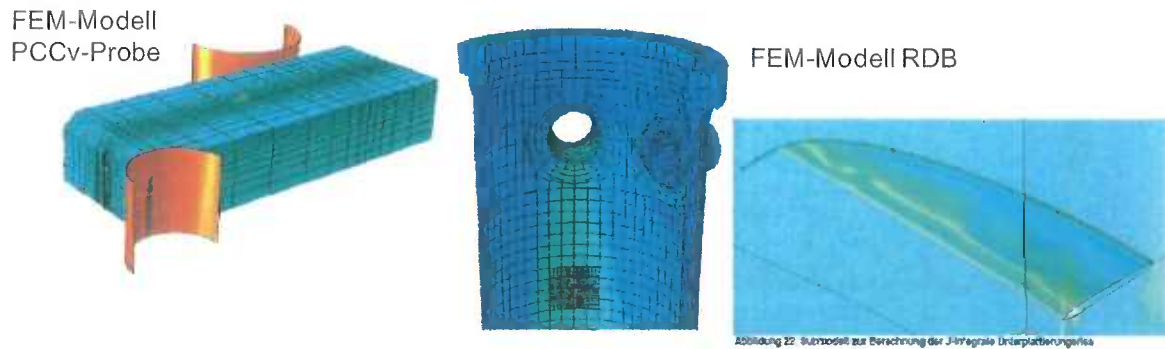


Fig. 6 FEM (Finite Element Methode)-Modelle zur Bestimmung der Constraint-Effekte in der Laborprobe (PCCv-Probe) und im RDB aus [27]

Die zusätzliche Sicherheitsmarge bei der Bewertung von Belastungsgrößen bei der PTS-Störfalltransiente mit den Werkstoffkennwerten für Block 1, Ring C nach 60 Vollastjahren, bestimmt an Laborproben, beträgt bei der maximal anzunehmenden Fehlergröße als Unterplattierungsfehler -25 bis -42°C. Ein Oberflächenriss² kann durch die Qualitätsprüfung der gesamten Innenoberfläche nach Herstellung der Plattierung ausgeschlossen werden. Wird ein solcher Fehler in der maximalen Größe dennoch postuliert, ergibt sich eine zusätzliche Sicherheitsmarge von -15 bis -4°C (Tabelle 5).

Risspostulat	ΔT_0 [°C]		RT_{ref}^* [°C]	
	T-Stress	LA-Modell	T-Stress	LA-Modell
Unterplattierungsrisse	-42	-25	28	45
Oberflächenrisse	-15	-4	55	66

Tabelle 5 Constraint-Korrektur und Constraint-korrigierte Referenztemperaturen der Risspostulate im RDB für Werkstoffzustand Bestrahlungsprobensatz T, Block 1 aus [27]

Beide Methoden ermitteln einen Bereich mit Absenkung der Referenztemperatur. Damit ist die zusätzliche Sicherheitsmarge bei der Bewertung von Belastungsgrößen bei der PTS-Störfalltransiente beider Blöcke mit den Werkstoffkennwerten bestimmt an Laborproben nachgewiesen.

Sicherheitstechnische Bewertung durch eine deterministische PTS-Analyse

Der Nachweis der Sicherheit des RDB im Rahmen der Auslegung erfolgt durch die sicherheitstechnische Überprüfung des massgebenden Auslegungsstörfalls PTS. Dieser vorliegende Nachweis wird mit den Ergebnissen der Probenprüfung des Probensatzes T, Block 1 aktualisiert und neu bewertet. Alle anderen Inhalte der Studie [28] sind unverändert gültig.

Die justierte Referenztemperatur des führenden Rings C, Block 1 wird nach ENSI-B01, Methode II, Variante A ermittelt. Da für die Bewertung auch Referenztemperaturen an anderen Positionen innerhalb des RDB-Rings (Azimutwinkel und über die RDB-Wandtiefe) notwendig sind, wird mit einer Auswertung nach Regulatory Guide 1.99, Rev. 2, Pos.2 unter Einbezug der Resultate früher geprüfter Probensätze eine $RT_{ref,ART}$ -Kurve in Funktion der Fluenz bestimmt (Tabelle 6 aus [26]).

² Fehlerpostulat mit gleicher Größe an der RDB-Innenwand wie beim Unterplattierungsrisse, jedoch mit zusätzlich durchtrennter Plattierung

VLJ	Azimut [°]	RDB Wandtiefe	Fluenz [cm ⁻²] E > 1 MeV	RT _{ref, ART} [°C]
54	0	Innenwand	5,59E+19	80
		1/4 T	3,55E+19	74
		3/4 T	1,07E+19	55
	30	Innenwand	2,39E+19	68
		3/4 T	4,67E+18	41

Tabelle 6 Block 1 Ring C, RT_{ref, ART} (ENSI-B01 Methode II, Variante A) nach 54VLJ

Im sicherheitstechnischen Nachweis [28] wurden die zwei führenden Bereiche Schmiedering C in Kernnahtnähe sowie die Kante des Einspeisestutzens, die bei unterschiedlichen Leckagegrößen die maximale Beanspruchung erfahren, untersucht. Bei der Bewertung wird der Werkstoffwiderstand (Bruchzähigkeit) mit der transienten Belastungskurve verglichen (Fig. 7).

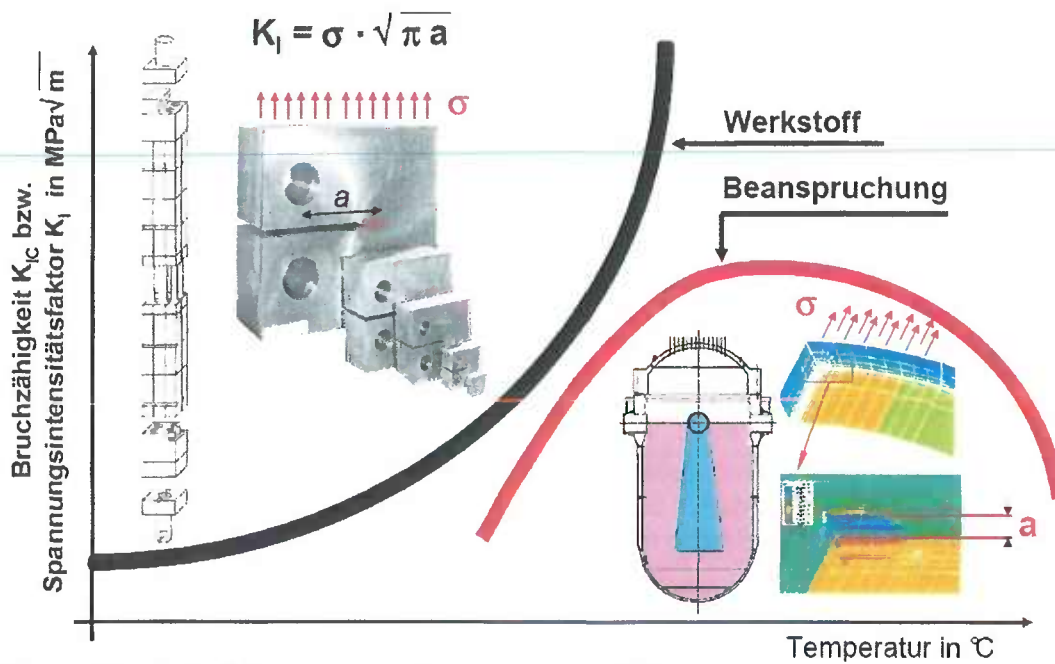


Fig. 7 Prinzip Sprödbrechtsicherheitsnachweis aus [28]

Die Ergebnisse aus [28] belegen, dass sowohl für den Kernnahtbereich als auch für die Stutzenkante eine Sprödbruch-Initiierung für 60 Betriebsjahre ausgeschlossen werden kann (Tabelle 7, Tabelle 8).

Untersuchter Bereich	RT _{NDT} zulässig + [°C]	RT _{ref. ART} * [°C]	Initiierungsausschluss Sprödbruch	Initiierungsausschluss Zähbruch
Kernnaht naher Bereich, Leckgröße 70cm ² heißseitiges Leck minimale kaltseitige Einspeisung, JSI1-C + JSI1-D + 1DSP, 12 mm Oberflächenfehler a/2c = 1/6	93	68 ++ (30°Azimut) 80 +++ (0° Azimut)	ja	ja
Kernnaht naher Bereich, Leckgröße 70cm ² heißseitiges Leck minimale kaltseitige Einspeisung, JSI1-C + JSI1-D + 1DSP, 12 mm Innenfehler a/2c = 1/6	102	68 ++ (30°Azimut) 80 +++ (0° Azimut)	ja	ja

- + bestimmt aus dem max. Punkt des Lastpfades (Berücksichtigung von WPS)
- * gültig für die Auslegungsluenz entsprechend 60 Betriebsjahre an Innenwand
- ++ Stelle der höchsten Belastung (Strähnenmitte) und Fluenz an dieser Stelle
- +++ Stelle der höchsten Fluenz überlagert mit Stelle der höchsten Belastung

Tabelle 7 Bewertung Kernnahtbereich aus [28]

Untersuchter Bereich	RT _{NDT} zulässig + [°C]	RT _{NDT} Material * [°C]	Initiierungsausschluss Sprödbruch
Kaltseitige Stutzenkante, Leckgröße 3 cm ² heißseitig mit maximaler Notkühl- wassereinspeisung, (JSI1- B+JSI1-C+JSI1-D+2 DSP verfügbar), 12 mm Oberflächenfehler	25	< 0	ja
Kaltseitige Stutzenkante, Leckgröße 3 cm ² heißseitig mit maximaler Notkühl- wassereinspeisung, (JSI1- B+JSI1-C+JSI1-D+2 DSP verfügbar), 12 mm Innenfehler	38	< 0	ja

- + bestimmt aus dem max. Punkt des Lastpfades (Berücksichtigung von WPS)
- * abdeckend für Grundwerkstoff

Tabelle 8 Bewertung Stutzenkante aus [28]

Die obige Bewertung des Kernnahtbereichs zeigt auch einen Initiierungsausschluss für Sprödbruch, wenn die örtliche Übereinstimmung der maximalen Belastung in Strähnenmitte mit der maximalen Bestrahlungsreaktion bei Azimut 0° postuliert wird und beantwortet somit die ENSI-Forderung 4.2-1.

Sicherheitstechnische Bewertung durch eine probabilistische PTS-Analyse

Mit einer probabilistischen bruchmechanischen Analyse (probabilistische PTS-Analyse) wird eine Korrelation der Materialversprödung (justierte Referenztemperatur) mit einer möglichst realistischen (best-estimate) Versagensfrequenz des Kern-Bereichs des Reaktordruckbehälters unter Berücksichtigung

- der LOCA-Störfalltransienten (PTS-Transienten) und deren Eintrittswahrscheinlichkeiten,
- der Belastungen innerhalb und ausserhalb der Strähne,
- einer steigenden Materialversprödung durch Neutronenbestrahlung,
- abdeckender Fehlerverteilungen (innenliegender Riss, Unterplattierungsrisse)
- eines Bruchzähigkeitswertes KIC bzw. KIA in Form einer Unsicherheitsverteilung und
- der warmen Vorbelastung (WPS-Effekt)

für beide Blöcke bestimmt [29]:

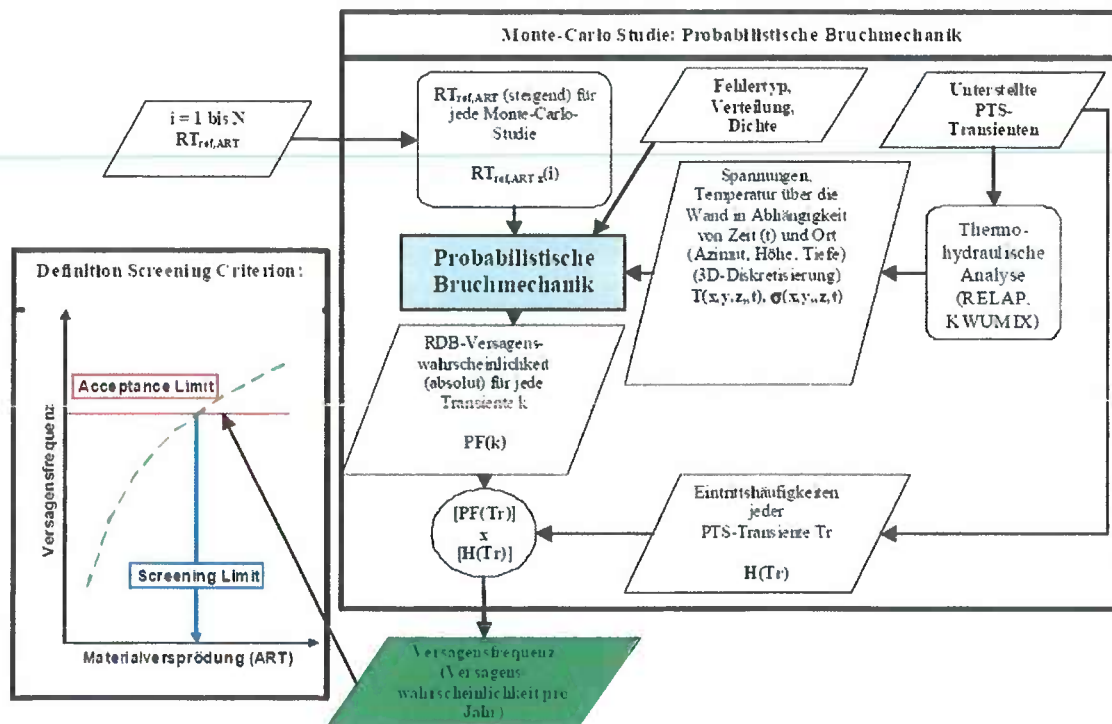


Fig. 8 Schematischer Ablauf zur Bestimmung des "PTS-Screening-Criterion" aus [29]

Die Versagensfrequenz nach 54 Vollastjahren beträgt mit Referenztemperaturdaten der Schmiederinge, basierend auf $RT_{ref,ART} = RT_{ref(0)} + \Delta T_{41}$ (ENSI-B01 Methode II, Variante B) für:

- Block 1: $< 10^{-9} / \text{Jahr}^3$ (bedingte Versagenswahrscheinlichkeit für die führende Transiente $< 10^{-6}$)
- Block 2: $< 10^{-10} / \text{Jahr}^3$ (bedingte Versagenswahrscheinlichkeit für die führende Transiente $< 10^{-6}$)

³ bestimmt als Summe der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit mal Eintrittswahrscheinlichkeit der untersuchten Transienten der Leckgrößen 3 cm^2 , 70 cm^2 und 450 cm^2

Unter Berücksichtigung des "PTS-Screening-Criterion" für beide Blöcke sind bei einer Versagensfrequenz von $5 \cdot 10^{-6}$ folgende maximale $RT_{Ref,ART}$ noch zulässig:

- Maximale $RT_{Ref,ART}$ Ring C/D $< 191^{\circ}\text{C}$ für Block 1 und $< 194^{\circ}\text{C}$ für Block 2
- Maximale $RT_{Ref,ART}$ Kernnaht $< 244^{\circ}\text{C}$ für Block 1 und $< 246^{\circ}\text{C}$ für Block 2

Damit liegt bei der deterministischen sicherheitstechnischen Bewertung des RDB Block 1 bei Kühlmittelverluststörfällen (deterministische PTS-Analyse) [28] ein Sicherheitsabstand von mindestens 98°C zwischen den RT_{NDT} -zulässig = 93°C (bei der deterministischen Untersuchung) und den maximalen $RT_{Ref,ART} < 191^{\circ}\text{C}$.

6 Bewertung nach UVEK-Verordnung

Die Verordnung 732.114.5 des UVEK [1] enthält in Artikel 4 zwei Kriterien, die zum Nachweis der Sprödbruchsicherheit RDB einzuhalten sind:

3. Kapitel: Ausserbetriebnahme wegen Alterungsschäden

1. Abschnitt: Integrität des Primärkreislaufs

Art. 4 Versprödung des Reaktordruckbehälters

¹ Der Bewilligungsinhaber hat die aktuelle justierte Sprödbruch-Referenztemperatur und die aktuelle Hochlagenenergie des Reaktordruckbehältermaterials aus Kerbschlagbiegeversuchen oder bruchmechanischen Versuchen periodisch zu bestimmen.

² Als anerkannte Regeln der Technik zur Bestimmung der aktuellen justierten Sprödbruch-Referenztemperatur und der aktuellen Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen oder bruchmechanischen Versuchen gelten die Normen der USNRC³.

³ Der Bewilligungsinhaber hat das Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen, wenn:

- a. die aktuelle justierte Sprödbruch-Referenztemperatur von der Innenwand in einer Tiefe von einem Viertel der Wanddicke den Wert von 93°C erreicht; oder
- b. die aktuelle Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen unter 68 Joule absinkt.

Fig. 9 Artikel 4 aus [1]

Artikel 4a beschreibt die Bewertung der aktuellen justierten Sprödbruch-Referenztemperatur der Innenwand in einer Tiefe von einem Viertel der Wanddicke des RDB mit einem Grenzwert von 93°C . Der Nachweis erfolgt für die führenden Schmiederinge C beider Blöcke.

Die aktuelle justierte Sprödbruch-Referenztemperatur für eine Betriebsdauer von 60 Jahren wurde nach der Masterkurve-Methode aus bruchmechanischen Versuchen für den unbestrahlten Werkstoff [23] nach der Methode II, Variante B der Richtlinie ENSI-B01[2] bestimmt, mit der Justierung der Bestrahlungsreaktion aus Kerbschlagversuchen aus den Bestrahlungsprouben, ermittelt mit Werten aus [24], [25] (Tabelle 9).

Die Grenzwerte werden eingehalten.

Art. 4a	Bewertung aktuelle justierte Sprödbruch-Referenztemperatur $RT_{ref,ART}$ in $\frac{1}{4} T$	
Werkstoff	Werte für 60BJ [°C]	Grenzwert [°C]
Block 1 Ring C	83	93
Block 2 Ring C	46	93

Tabelle 9 Bewertung Grenzwerte Referenztemperatur

Artikel 4b enthält die Bewertung der aktuellen Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen mit einem Grenzwert von 68 Joule.

Der Nachweis erfolgt für die Schmiederinge C und D sowie das Schweissgut beider Blöcke in Tabelle 10 mit Werten aus [24], [25]. Die Ermittlung erfolgte mit Kerbschlagbiegeversuchen. Da die Proben der Schmiederinge in L-T-Orientierung hergestellt wurden, sind die Grenzwerte an diese Orientierung angepasst [30].

Die Grenzwerte werden eingehalten.

Art. 4b	Bewertung aktuelle Hochlagenenergie aus Kerbschlagbiegeversuchen	
Werkstoff	Werte für 60BJ [J]	Grenzwerte [J]
Block 1 Ring C (L-T)	150	105
Block 1 Ring D (L-T)	137	105
Block 1 Schweissgut (T-L)	160	68
Block 2 Ring C (L-T)	139	105
Block 2 Ring D (L-T)	138	105
Block 2 Schweissgut (T-L)	120	68

Tabelle 10 Bewertung Grenzwerte Hochlagenenergie

7 Einordnung der Beznau RDB-Werkstoffe mit Vorhersageformeln

Die unterschiedliche Bestrahlungsreaktion der Schmiederinge C und D beider Blöcke lässt sich annähernd mit der Anwendung der FIM-Vorhersageformel aus dem französischen Regelwerk auf die unterschiedliche chemische Zusammensetzung bezüglich der Elemente Kupfer, Nickel und Phosphor [31], der unterschiedlichen Wärmebehandlung der Schmiedeteile beider Blöcke sowie weiteren herstellungsbedingten Unterschieden erklären.

8 Referenztemperatur Ring C, Block 1 im internationalen Vergleich

Die justierten Referenztemperaturen ART nach der klassischen RT_{NDT} -Methode nach 60 Betriebsjahren erreichen bei den Schmiederingen im Block 2 und beim Ring D im Block 1 moderate Werte. Beim Ring C im Block 1 ist der Wert deutlich höher. Der Wert von Ring C im Block 1 ordnet sich im oberen Bereich bei Druckwasserreaktoren der früheren Generation ein. Eine Auswertung von vorhandenen Literaturdaten von Leichtwasserreaktoren-RDB's westlicher Bauart ergab, dass die für den Ring C von Beznau 1 erwartete ART bei 60 Betriebsjahren in der üblichen Bandbreite von erwarteten Referenztemperaturen anderer im Betrieb befindlichen Anlagen liegt. Besonders bei Schweissgütern werden häufig höhere Referenztemperaturen beobachtet [32]. Vergleicht man die justierte Referenztemperatur von Ring C, Block 1 nach 60 Betriebsjahren mit den End-of-License-Werten von 40 Betriebsjahren von Anlagen in den USA, haben 11 Anlagen vergleichbare Werte und 19 Anlagen höhere Werte [33].

9 Schlussfolgerung



Das vorliegende Dokument enthält eine Zusammenfassung der umfassenden Nachweise zur Sprödbruchsicherheit und Integrität des RDB's beider Blöcke, das alle Elemente nach aktuellem Stand der Wissenschaft und Technik auf der Seite der Werkstoffprüfung und der sicherheitstechnischen Beurteilung beinhaltet.

Mit Vorliegen der Resultate der Prüfung der Probensätze T, Block 1 und P, Block 2, die 60 Betriebsjahre abdecken, der sicherheitstechnischen Bewertung durch eine deterministische PTS-Analyse, den ausgewiesenen zusätzlichen Margen bei den Werkstoffkennwerten und grossen globalen Margen bzw. kleinen Beiträgen zur PSA aus der probabilistischen PTS-Analyse kann für beide Blöcke der sicherheitstechnische Einfluss der RDB-Neutronenversprödung für einen Betrieb von 60 Betriebsjahren abgesichert werden.

Das Ergebnis der Untersuchungen zeigt, dass Sprödbruch für alle untersuchten Bereiche der RDB's beider Blöcke für 60 Jahre Betrieb sicher ausgeschlossen werden kann.

Die Grenzwerte der UVEK-Verordnung werden eingehalten und durch jährliche Nachführung der Fluenzzunahmen kontinuierlich überwacht.

10 Referenzen

- [1] Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken vom 16. April 2008 (Stand 1. Mai 2008)
- [2] Richtlinie ENSI-B01, Alterungsüberwachung, Ausgabe August 2011
- [3] KKB 511 D0266, Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2, Sicherheitstechnische Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre
- [4] ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau, Block 1 und Block 2
- [5] Technische Mitteilung TM-530-MB11008, Konzept Absicherung des Werkstoffzustandes der Reaktordruckbehälter 10/20JRC 0001 für Langzeitbetrieb 60 BJ
- [6] Brief ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau, Stellungnahme ENSI zur Erfüllung der Forderung 4.1-1, Geschäft ENSI 14/11/003, 12. Juli 2011
- [7] 
- [8] 
- [9] US-NRC, Regulatory Guide 1.99 (TASK ME 305-4) "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials", Revision 2, May 1988
- [10] 2010 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1-Subsection NB, Class 1 Components, Rules for Construction of Nuclear Facility Components
- [11] ASME-Code-Case N-629, Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials, Section XI, Division1
- [12] ASME-Code-Case N-631, Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials other than Bolting for Class 1 Vessels Section III, Division 1, Division1
- [13] US-NRC, Regulatory Guide 1.147, Inservice Inspection Code Cases Acceptability ASME Section XI, Division 1, Approval Date 20.8.2002
- [14] US-NRC, Regulatory Guide 1.84, Design, Fabrication, and Materials Code Case Acceptability, ASME Section III, October 2010, Revision 35
- [15] US-NRC, Point Beach Nuclear Plant, Units 1 & 2 - License Renewal, Renewed License Issued 12/22/2005
- [16] US-NRC, Kewaunee Power Station - License Renewal, Application Renewed License Issued on 02/24/2011
- [17] US-NRC, § 50.61 Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events
- [18] ASTM E1921- 10; Standard Test Method for Determination of Reference Temperature T_0 for Ferritic Steels in the Transition Range
- [19] Technische Einkaufsvorschrift TE-M-173, Testing of Irradiated Specimen from Surveillance Capsule T of the Reactor Pressure Vessel Unit 1

[20] Technische Einkaufsvorschrift TE-M-174, Testing of Irradiated Specimen from Surveillance Capsule P of the Reactor Pressure Vessel Unit 2

[21] Technische Einkaufsvorschrift TE-M-178, Master Curve Testing of Irradiated Shell C Specimen from Surveillance Capsule T of the Reactor Pressure Vessel Unit 1

[22] [REDACTED]

[23] [REDACTED]

[24] [REDACTED]

[25] [REDACTED]

[26] [REDACTED]

[27] [REDACTED]

[28] [REDACTED]

[29] [REDACTED]

[30] USNRC Standard Review Plan Branch Technical Position MTEB 5-3, Rev. 2
NUREG-0800, March 2007

[31] [REDACTED]

[32] [REDACTED]

[33] [REDACTED]

11 Beilagen

Beilage 1: 

Beilage 2: 

Beilage 3: 

Beilage 4: 

Beilage 5: 

Beilage 6: 

Beilage 7: 

Beilage 8: 

Beilage 9: 