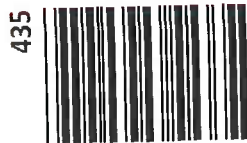


ENSI EIN: 30. MRZ. 2011

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

A-Post
Eidgenössisches
Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Industriestrasse 19
5200 Brugg



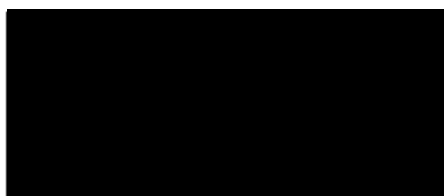
Zuständig [REDACTED]
Direktwahl [REDACTED]
E-Mail [REDACTED]
Ref.-Nr. [REDACTED]
Ihr Zeichen 14/11/003
Datum 28. März 2011

Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2
PSÜ-Auflage AÜ07, Geschäfts-Nr.14/11/003
Sicherheitstechnische Stellungnahme, Forderung 4.1-1 des ENSI vom November 2010
Einreichung eines Konzeptes "Absicherung des Werkstoffzustandes der Reaktordruck-
behälter 10/20JRC 0001 für Langzeitbetrieb 60 BJ"

Sehr geehrte Damen und Herren

Bezugnehmend auf Ihre sicherheitstechnische Stellungnahme erhalten Sie anbei zur Beantwortung Ihrer Forderung 4.1-1 die technische Mitteilung TM-530-MB11008, Rev. 0, Konzept Absicherung des Werkstoffzustandes der Reaktordruckbehälter 10/20JRC 0001 für Langzeitbetrieb 60 BJ.

Mit freundlichen Grüssen
Axpo AG



Beilage (nicht öffentlich): erwähnt

807.

Technische Mitteilung

TM-530-MB11008

Titel : Konzept Absicherung des Werkstoffzustandes der Reaktordruckbehälter 10/20JRC 0001 für Langzeitbetrieb 60 BJ

Block : 1+2

Anz. Seiten : 18

Sachgebiet : Reaktor-Druckbehälter (RDB)

Verfasser : [REDACTED]

Erst. Datum : 25.3.2011

Verteiler : ENSI
[REDACTED]

NICHT ÖFFENTLICH

	Name	Unterschrift	Datum
Erstellt	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]
Geprüft	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]
Genehmigt	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]

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
25.3.2011	0	Erstfassung	alle	

Inhaltsverzeichnis**Seite**

1	Einführung	4
2	Auslegungsbasis	5
3	Veranlassung, Vorgehen	6
4	Konzept Nachweis Sicherheit des RDB	7
5	Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung)	10
6	Erfassung des Werkstoffzustands abdeckend für 60 BJ	10
7	Kontinuierliches Monitoring des RDB-Zustandes	13
8	Schlussfolgerung	14
9	Referenzen	15
10	Anhang	16

1 Einführung

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

Diese Materialveränderung der RDB-Werkstoffe wird durch das RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramm 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 wird ein umfangreiches Massnahmenpaket, das aus Werkstoffprüfungen und begleitenden Studien besteht, durchgeführt, dessen Konzept in diesem Dokument beschrieben wird.

Mit den Resultaten und Auswertungen der beschriebenen Prüfungen werden die sicherheitstechnischen Nachweise für einen Langzeitbetrieb von 60 BJ 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 diesem Vorgehen kann für beide Blöcke der sicherheitstechnische Einfluss der RDB-Neutronenversprödung für einen Langzeitbetrieb von 60 BJ abgesichert werden.

2 Auslegungsbasis

2.1 Klassierung, Daten, Komponenteninformationen

Komponente:	Block 1 und 2, Reaktordruckbehälter
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 wurde von der Société des Forges et Ateliers du Creusot (SFAC) in Frankreich gefertigt. Die Schmiedestücke sind 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 [2].

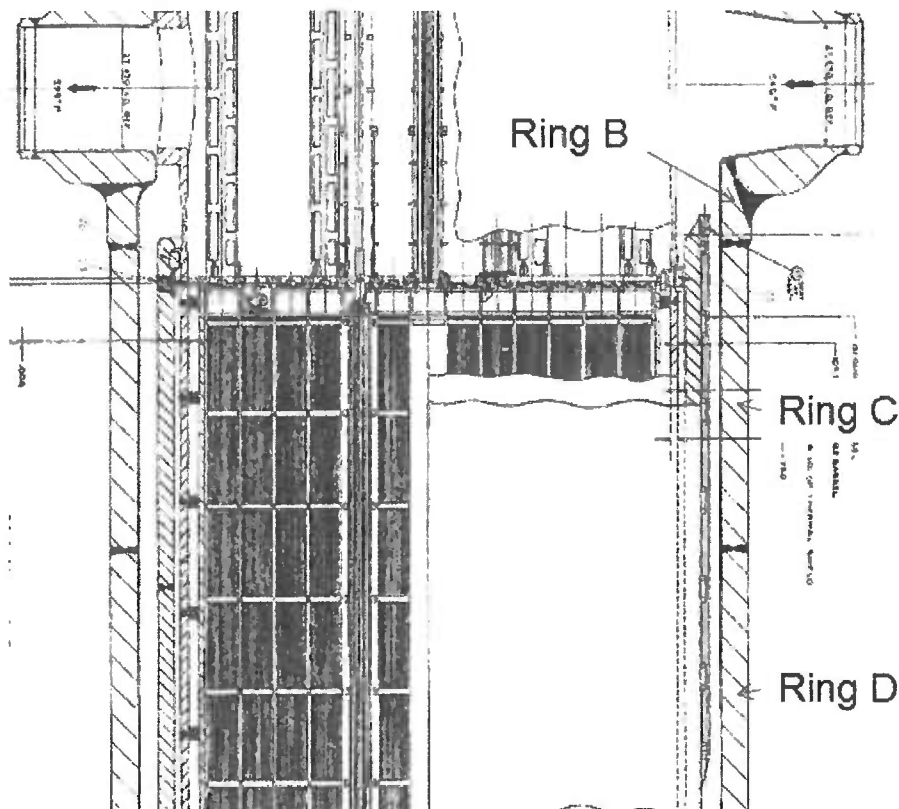


Fig. 1 Schnitt durch den Reaktordruckbehälter, Bestrahlungsproben rot eingefärbt

3 Veranlassung, Vorgehen

Diese TM dient der Zusammenstellung des Konzepts, um den Langzeitbetrieb von 60 BJ für beide Blöcke bezüglich der RDB-Neutronenversprödung abzusichern. Damit wird auch die Forderung 4.1-1 aus [7] beantwortet (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_{T0} -Konzept zu berücksichtigen. Für den Block KKB-1 sind aufgrund des relativ hohen Versprödungsgrades des Schmiederinges C erweiterte Untersuchungen vorzunehmen, um die Ergebnisse abzusichern".

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 der Hochlage) abgedeckt und der Sprödbruch auf der Basis einer bruchmechanischen Bewertung ausgeschlossen.

Der wesentliche Werkstoffkennwert bei der Sprödbruchabsicherung 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 RT_{NDT} - oder dem RT_{T0} -Konzept justiert.

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 (Reg. Guide 1.99 Rev. 2 [4]) zur Verfügung. Grundsätzlich fordern die Regelwerke die Änderung der Werkstoffeigenschaften anhand von Originalwerkstoffproben im Rahmen von Bestrahlungsüberwachungsprogrammen voreilend zu messen [2],[3].

Grundlagen für das gewählte Vorgehen und des hier beschriebenen Konzepts bilden Konzeptstudien [2], [3], 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. Externer 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.

4 Konzept Nachweis Sicherheit des RDB

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" [5].

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", die Gesetzescharakter hat, Grenzwerte bezüglich der justierten Sprödbruch-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.

Konzept Absicherung des Werkstoffzustandes RDB für Langzeitbetrieb Kernkraftwerk Beznau Block 1 und 2:

- Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung):
 - Qualitätsgesicherte theoretische Fluenzberechnungen KKB Block 1 und 2
 - Jährliche Aktualisierungen der Fluenzberechnungen KKB Block 1 und 2
 - Kontinuierliche Überprüfung der UVEK Kriterien (jährlich aktualisiert)
- Erfassung des Werkstoffzustandes durch Prüfung der Probensätze T, Block 1 und P, Block 2, die 60 BJ abdecken:
 - RT_{NDT} -Konzept
Probensatz T, Block 1 und Probensatz P, Block 2 GW+SG
 - RT_{T0} -Konzept (Masterkurve) $RT_{T0j} = RT_{T0} + \Delta T_{41}$ nach [6]
Probensatz T, Block 1 GW und P, Block 2 GW

Nach den heutigen Erkenntnissen ist anerkannt, dass für den Block 2 eine einschränkende Auswirkung der Neutronenversprödung der RDB-Werkstoffe auf den Langzeitbetrieb ausgeschlossen werden kann [7].

Die Bestrahlungsreaktion von Block 1, Ring C ergibt eine Sprödbruch-Referenztemperatur RT_{NDT} nach 60 BJ in der Nähe des Grenzwertes der UVEK-Verordnung; deshalb werden folgende erweiterte Werkstoffprüfungen und probabilistische Studien durchgeführt, um die Grösse der Margen aufzuzeigen und abzusichern.

- Erfassung des Werkstoffzustandes, abdeckend für 60 BJ:
 - RT_{T0j} direkt Probensatz T, Block 1, Ring C GW, mittels Verbundproben
- 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 probabilistische PTS-Analyse

Weitere Massnahmen für den RDB im Block 1 wurden evaluiert, werden aus heutiger Sicht aber nicht weiterverfolgt.

- Die im RDB fluenzmässig höchstbelasteten Stellen befinden sich direkt gegenüber den Kernhauptachsen. Der Hauptbeitrag (etwa 80%) zur Fluenzbelastung dieser Stellen stammt also aus den Brennelementen in den Kernpositionen A-06, A-07, A-08 für 0°; F-13, G-13, H-13 für 90°; M-06, M-07, M-08 für 180° und F-01, G-01, H-01 für 270°. Eine Änderung der Kernbeladung mit dem Ziel, die Zunahme der Fluenz an den höchstbelasteten Stellen möglichst klein zu halten, könnte also durch eine Reduktion der relativen Leistung der BE in diesen Kernpositionen erfolgen. Eine kleine relative Leistung der Brennelemente in den Kernrandpositionen kennt man unter dem Begriff "low-leakage". In beiden Blöcken wurde mit der Einführung des "6-Regionen-Kerns" eine sehr starke "low-leakage" realisiert. Eine weitere nennenswerte Reduktion der relativen Leistung der BE in diesen Kernpositionen ist nicht mehr möglich.
- Anbringen von Abschirmelementen zwischen Kern und den azimuthal höchstbelasteten Stellen, um die Zunahme der Bestrahlungsreaktion dort zu verringern. Dies kann nach Vorliegen der Prüfergebnisse des Probensatzes T, Block 1 wieder aufgegriffen werden. Will man die Zunahme der Fluenz an den höchstbelasteten Stellen auf ein absolutes Minimum reduzieren, so müssen die neun unter "Änderung der Kernbeladung" erwähnten Kernpositionen mit Abschirmelementen belegt werden. Da der Kern aus 121 Kernpositionen besteht, würde man nach einer solchen Änderung lediglich 112 Brennelemente in den Kern laden können. Dies würde eine sehr radikale Massnahme darstellen und eine Reduktion der Nennleistung mit sich bringen. Es gibt Erfahrungen mit Abschirmpads (u.a. in einer schwedischen Anlage), peripheren "dummy" Brennelementen (u.a. Deutschland) und Brennelementen mit einzelnen Abschirmstangen (u.a. USA). Zuerst müsste aber die Machbarkeit und Wirksamkeit von Abschirmelementen bei den Kernabmessungen von Beznau genauer untersucht werden. Beim Einsatz von peripheren Brennelementen mit Abschirmstangen würde die Einsatzplanung der Kernbeladung mit Sicherheit massiv gestört und die Leistung möglicherweise reduziert.
- Wärmebehandlung des RDB. Die Durchführung der Wärmebehandlung ist aufwändig. Die Bestimmung des neuen Werkstoffzustandes des RDB sowie der Charakterisierung des neuen Bestrahlungsverhaltens nach der Wärmebehandlung ist sehr kostspielig und mit Unsicherheiten behaftet. Das Verfahren wurde für eine Reihe von VVER-440 Anlagen (u.a. Finnland) erfolgreich durchgeführt. Das Verfahren wurde u.a. in den USA und für die deutsche Anlage Stade bis zur Anwendungsreife entwickelt, aber nicht eingesetzt. Es handelt sich grundsätzlich um ein für uns nicht genügend erprobtes Verfahren, daher wird diese Möglichkeit verworfen.
- Verminderung der PTS-Temperaturdifferenz durch Vorwärmen des Sicherheitseinspeisewassers (u.a. Frankreich).
- Zerstörungsfreie Ermittlung des Werkstoffzustandes (Anwendung Seebeck-Effekt) am Probensatz T, Block 1 und P, Block 2 als alternatives Verfahren. Nach unserer Bewertung ist diese Technik noch im Forschungsstadium und zu wenig erprobt, um belastbare Aussagen zur Genauigkeit des Verfahrens sowie der Messtechnik zu erlauben.

Das Konzept zur Absicherung des Werkstoffzustandes des RDB für den Langzeitbetrieb beider Blöcke ergibt sich daher in der Übersicht wie folgt:

	Methodik	Nachweis	Umfang
UVEK-Kriterien erfüllen	Fluenzberechnung Kontinuierlich, jährlich aktualisiert	Basis	KKB Block 1 und 2
	Werkstoffwert RT_{NDT} 60 BJ		KKB Block 1 und 2: GW + SG
	Werkstoffwert RT_{T0} 60 BJ Mastercurve $RT_{T0j} = RT_{T0unbestrahlt} + \Delta T_{41}$	Alternativ / Redundanz 1	KKB Block 1 und 2: GW
UVEK-Kriterien absichern	Werkstoffwert RT_{T0} 60 BJ Mastercurve RT_{T0j} direkt/bestrahlt	Redundanz 2	KKB Block 1 Ring C GW
	Quantifizierung der inhärenten Sicherheitsreserven auf die Materialkennwerte im Sprödbruchsicherheitsnachweis durch Bewertung der sogenannten „Constraint-Effekte“	Diversitär 1	KKB Block 1 Ring C GW Margen Werkstoffzustand
	Probabilistische Sicherheitstechnische Bewertung Probabilistische PTS	Diversitär 2	KKB Block 1 RDB Margen Global

Tabelle 1 Übersicht Konzept Absicherung des Werkstoffzustandes RDB für Langzeitbetrieb KKB Block 1 und 2

5 Erfassung der Fluenz (Fluenzüberwachung)

Die aktuelle akkumulierte Fluenz an der RDB-Innenseite wird durch qualitätsgesicherte, theoretische Fluenzberechnungen für beide Blöcke erfasst. Die Fluenz beider Blöcke wird anhand der Kernbeladung des vorhergehenden Zyklus in jährlichem Abstand kontinuierlich nachgeführt.

Die 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.

Unter Verwendung der 1997 und 2004 entwickelten und 2010 angepassten Algorithmen [15] für beide Blöcke wird nach Vorliegen der Daten des abgeschlossenen Betriebszyklus auf der Basis der Neutronenquellstärken von ausgewählten Brennelementen der Fluenzzuwachs $E > 1$ MeV an der durch Neutronen maximal belasteten Stelle der RDB-Innenseite bestimmt.

Die für die Überwachung zu Grunde gelegten Algorithmen basieren auf einer Anwendung von 2-dimensionalen deterministischen Strahlungstransportprogrammen (DORT/ANISN) [15].

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 der UVEK Kriterien sichergestellt.

6 Erfassung des Werkstoffzustands abdeckend für 60 BJ

Die Zähigkeitsdaten aus dem Bestrahlungsprogramm werden mit dem Referenztemperaturkonzept nach ASME und Regulatory Guide 1.99, Rev. 2 ausgewertet. Es wird die justierte Referenz-Sprödbbruchübergangstemperatur für den bestrahlten Zustand RT_{NDTj} und die untere Grenzkurve der Bruchzähigkeit aus dem RT_{NDTj} bestimmt.

Die Entnahmezeitpunkte der Probensätze wurden mittels der Fluenzberechnung so gewählt, dass die erreichte Bestrahlungsreaktion der Bestrahlungsproben die an der RDB-Innenseite für 60 BJ sicher abdecken. Sie betragen für die Probensätze T, Block 1 64.4 BJ (58 VLJ) und P, Block 2 72 BJ (65 VLJ).

Auf Grund der weltweiten Akzeptanz und der vorgeschriebenen Anwendung dieses klassischen Referenztemperaturkonzeptes nach ASME (u.a. in USA, Deutschland, Frankreich) und der unbestrittenen Tatsache, dass dieses Verfahren in jedem Fall abdeckend konservative Ergebnisse liefert, werden die Aufheiz- und Abkühlkurven sowie Sprödbbruchsicherheitsnachweise auch weiterhin mit dieser Methodik beurteilt.

Zur Quantifizierung der in diesem Konzept enthaltenen Sicherheitsmarge wurde für die RDB-Grundwerkstoffe (GW) in beiden Blöcken direkte bruchmechanische Zähigkeitswerte RT_{T0} an unbestrahltem Originalwerkstoff nach dem Masterkurve-Konzept ermittelt. Bei Bedarf können belastbare Bruchmechanikwerte des bestrahlten Werkstoffs aus diesem RT_{T0} unbestrahlte Wert und der Verschiebung der Übergangstemperatur ΔT_{41} bestimmt werden.

Für Block1, Ring C, der in der Bestrahlungsreaktion führend ist, werden ergänzend direkte bruchmechanische Zähigkeitswerte RT_{T0} bestrahlt ermittelt. Hierzu werden WOL-Proben sowie daraus hergestellte Verbundproben aus dem Probensatz T geprüft.

Den aktualisierten Ist-Stand der RT_{NDTj} vor der Prüfung der Bestrahlungsproben, die 60 BJ abdecken, und die extrapolierten Fluenzwerte zeigen die Diagramme in Fig. 2 in Fig. 3.

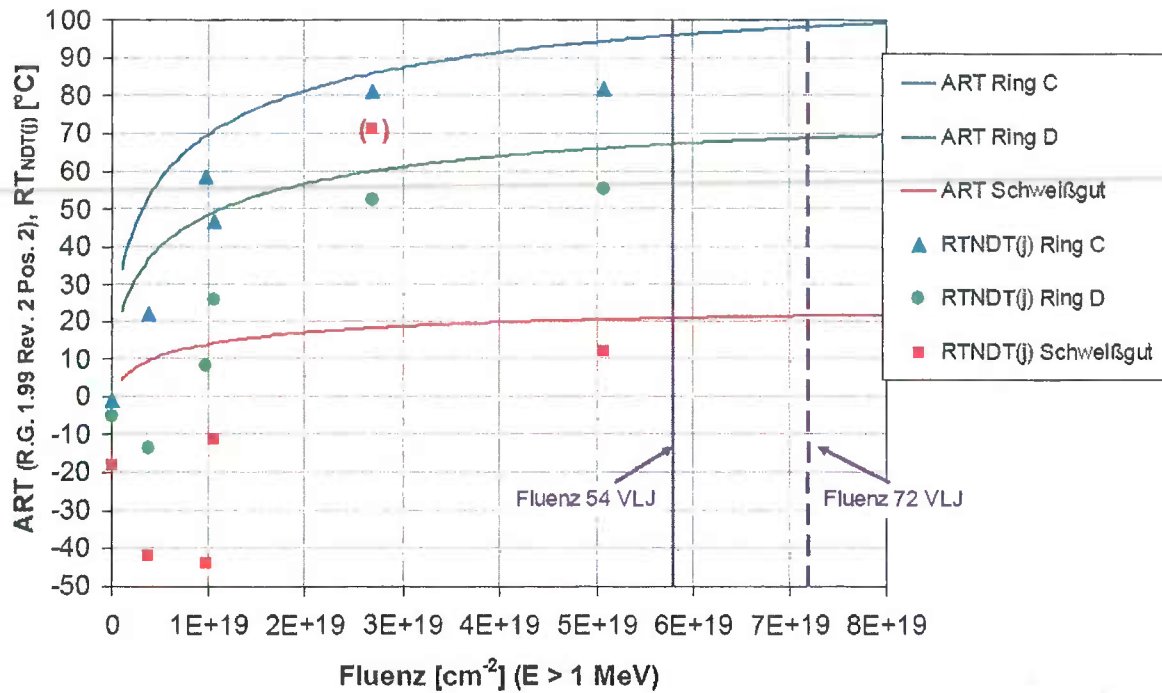


Fig. 2 KKB Block 1 RT_{NDT} und RT_{NDTj}^1 -Werte nach Reg. Guide 1.99 Rev. 2 [4] aus [2]

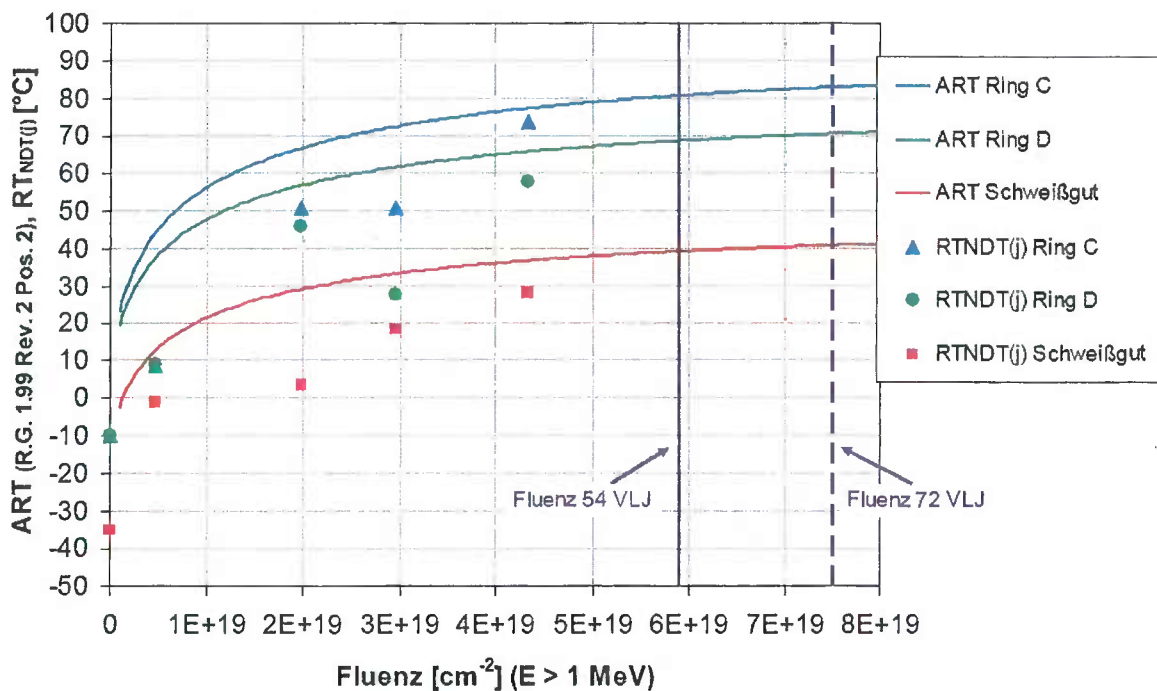


Fig. 3 KKB Block 2 RT_{NDT} und RT_{NDTj} -Werte nach Reg. Guide 1.99 Rev. 2 [4] aus [3]

¹ Der Datenpunkt in Klammern ist nicht repräsentativ und wurde bei der Auswertung nicht berücksichtigt, siehe Abschnitt 5.1 in [2]

6.1 RT_{NDT}-Konzept Probensatz Block 1 und 2 GW+SG

Die Zähigkeitsdaten aus dem Bestrahlungsprogramm werden mit dem Referenztemperaturkonzept nach dem Reg. Guide 1.99, Rev. 2 für die Grundwerkstoffe Ring C, D und das Schweissgut ausgewertet.

Die Spezifikation der Prüfungen ist in technische Einkaufsvorschriften beschrieben [8],[9], die vom ENSI mit Ergänzungen genehmigt wurden. Die Ergänzungen vom ENSI, die RT_{NDT}-Prüfungen betreffend, wurden positiv beantwortet.

Die mechanischen Prüfungen beim beauftragten akkreditierten Prüfinstitut werden gemäss den Angaben in [8], [9] vom TÜV-Süd (Nürnberg) als unabhängigen Sachverständigen überwacht.

6.2 RT_{T0}-Konzept (Masterkurve)

2009 wurden an unbestrahlten, kernnahen Original-Grundwerkstoffen (GW) von Block 1, Ring B, C und D und Block 2, Ring C und D direkte bruchmechanische Zähigkeitswerte T₀ nach dem Masterkurve-Konzept ermittelt [11]. Referenzwerte RT_{T0} können nach dem ASME-Code-Case N-629 bestimmt werden [12].

Da die Bestrahlungsreaktion der RDB-Werkstoffe durch den Temperaturshift ΔT_{41} von bestrahlten Kerbschlagproben aus den Bestrahlungsproben umfassend beschrieben wird, können durch die Kombination von RT_{T0 unbestrahlt} mit Temperaturshift ΔT_{41} belastbare Bruchmechanikwerte des bestrahlten Werkstoffzustandes RT_{T0j} ermittelt werden [6].

Mit der Methodik beschrieben in [6] werden mit den RT_{T0 unbestrahlt} [11] und dem jeweiligen Temperaturshift ΔT_{41} von den Prüfergebnissen der Probensätze T, Block 1 und P, Block 2 mit einem die Unsicherheiten abdeckenden Sicherheitszuschlag (Margin) nach [6],[2] RT_{T0j}-Werte für den bestrahlten Werkstoffzustand bestimmt.

Probensatz T, Block 1 und P, Block 2 GW:

$$RT_{T0j} = RT_{T0} + \Delta T_{41} + 9.4K \text{ (Margin)}$$

6.3 RT_{T0}-Konzept (Masterkurve) Block 1, Ring C bestrahlt

Für Block 1, Ring C, der in der Bestrahlungsreaktion führend ist, werden ergänzend direkte bruchmechanische Zähigkeitswerte T_{0j} bestimmt und daraus RT_{T0j} nach [12] ermittelt. Hierzu werden WOL-Proben sowie daraus hergestellte Verbundproben aus dem Probensatz T geprüft.

Die Spezifikation der Prüfungen ist in einer technischen Einkaufsvorschrift beschrieben [10], die vom ENSI mit Ergänzungen genehmigt wurde. Die Ergänzungen vom ENSI, die RT_{T0} Ermittlung betreffend, wurden negativ beantwortet. Unsere Meinung zu zusätzlichen Margen über den ASME-Code-Case N-629 hinaus wird im Abschnitt 10.1 erläutert.

Die mechanischen Prüfungen beim beauftragten akkreditierten Prüfinstitut werden gemäss den Angaben in [8], [9] vom TÜV-Süd (Nürnberg) als unabhängigen Sachverständigen überwacht.

6.4 Ort der Prüfungen

Die Werkstoffprüfungen und Auswertungen werden in den akkreditierten Prüflabors mit Unterstützung des Kompetenzzentrums Werkstofftechnik von AREVA in Erlangen nach folgendem Zeitplan durchgeführt.

6.5 Zeitplan der Prüfungen

Der Zeitplan der Basisprüfungen nach dem RT_{NDT} -Konzept wird anhand der wichtigsten Meilensteine dargestellt.

Probensatz P, Block 2 in Erlangen	11.02.2011
Prüfbericht Aktivitätsmessungen Probensatz T, Block 1:	18.03.2011
Prüfbericht mechanische Prüfungen Probensatz T, Block 1:	15.06.2011
Prüfbericht Aktivitätsmessungen Probensatz P, Block 2:	12.05.2011
Prüfbericht mechanische Prüfungen Probensatz P, Block 2:	15.08.2011
Bericht Fluenzrechnungen Probensatz T, Block 1:	18.05.2011
Bericht Fluenzrechnungen Probensatz P, Block 2:	13.07.2011
Entwurf Abschlussbericht Probensatz T, Block 1:	05.08.2011
Abschlussbericht Probensatz T, Block 1:	30.09.2011
Entwurf Abschlussbericht Probensatz P, Block 2:	30.09.2011
Abschlussbericht Probensatz P, Block 2:	30.11.2011

7 Kontinuierliches Monitoring des RDB-Zustandes

Mit Vorliegen und Auswertung der Ergebnisse der vorgängig beschriebenen Prüfungen der Probensätze T, Block 1 und P, Block 2 liegt der Werkstoffzustand für die heute prognostizierten Fluenzen konservativ abdeckend für 60 BJ vor.

Die aktuelle akkumulierte Fluenz an der RDB-Innenseite wird durch qualitätsgesicherte theoretische Fluenzberechnungen für beide Blöcke anhand der Kernbeladung des vorhergehenden Zyklus in jährlichem Abstand kontinuierlich nachgeführt.

Es ist nun sicherzustellen, dass die Grenzfluenzen, gegeben durch die Fluenzen der sicherheitstechnischen Nachweise des massgebenden Auslegungsstörfalls PTS sowie das UVEK-Kriterium der aktuellen justierten Sprödbruch-Referenztemperatur, nicht erreicht werden.

Dies wird überprüft, indem mit der aktuellen akkumulierten Fluenz an der RDB-Innenseite in der Kurve der justierten Referenztemperatur RT_{NDT} als Funktion der Fluenz in $\frac{1}{4}$ Wanddicke die erreichte RT_{NDT} abgelesen und mit dem UVEK-Kriterium verglichen wird. Dies ist am Beispiel von Block 1, Ring C in Fig. 4 dargestellt.

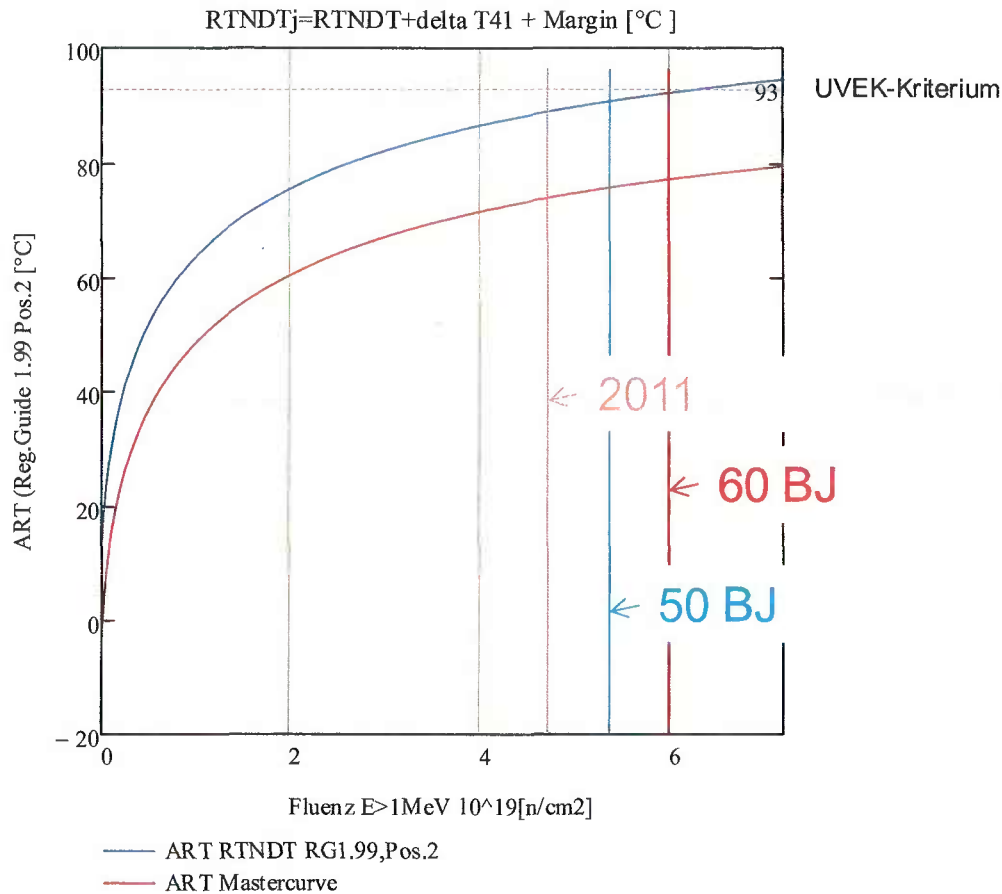


Fig. 4 Block 1, Ring C: Justierte Referenztemperatur RT_{NDT}/RT_{T0} (Fluenz) in 1/4t

In der UVEK Verordnung, offen für die Weiterentwicklung des Stands der Technik, wird im Text auch die Möglichkeit beschrieben, Werte aus bruchmechanischen Versuchen zu verwenden (vgl. Abschnitt 10.2).

Diese können als alternatives Verfahren bei Bedarf belastbare und hinreichend konservative Bruchmechanikennwerte des bestrahlten Werkstoffs zur Erfüllung der UVEK-Kriterien bereitstellen. Deshalb ist auch die entsprechende Kurve der $RT_{T0j} = RT_{T0} + \Delta T_{41} + 9.4\text{K}$ (Margin) im Diagramm (Fig. 4) dargestellt.

8 Schlussfolgerung

Mit den im vorherigen Konzept beschriebenen Massnahmen kann für beide Blöcke der sicherheitstechnische Einfluss der RDB-Neutronenversprödung für einen Langzeitbetrieb von 60 BJ abgesichert und die Einhaltung der UVEK-Kriterien kontinuierlich überwacht werden.

9 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 am 1. Mai 2008)
- [2] KKB 531 D0126, Konzept zum weiteren Vorgehen beim RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramm von Beznau 1 AREVA NTCM-G/2009/de/0196
- [3] KKB 531 D0149, Konzept zum weiteren Vorgehen beim RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramm von Beznau 2, NTCM-G/2009/de/0499
- [4] US-NRC, Regulatory Guide 1.99 (TASK ME 305-4) "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials", Revision 2, May 1988
- [5] KKB 511 D0266, Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2, Sicherheitstechnische Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre
- [6] Guidelines for Application of the Master Curve Approach to Reactor Pressure Vessel Integrity in Nuclear Power Plants, IAEA Technical Reports Series No. 429 International Atomic Energy Agency, Wien, 2005
- [7] ENSI, Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau, Block 1 und Block 2
- [8] TE-M-173, Technische Einkaufsvorschrift, Testing of Irradiated Specimen from Surveillance Capsule T of the Reactor Pressure Vessel Unit 1
- [9] TE-M-174, Technische Einkaufsvorschrift Testing of Irradiated Specimen from Surveillance Capsule P of the Reactor Pressure Vessel Unit 2
- [10] TE-M-178, Technische Einkaufsvorschrift, Master Curve Testing of Irradiated Shell C Specimen from Surveillance Capsule T of the Reactor Pressure Vessel Unit 1
- [11] KKB 530 D0089, Ermittlung von Bruchmechanikkennwerten an unbestrahlten Proben für Beznau 1 und 2. T0-Bestimmung nach ASTM E 1921-09a Fertigung, Prüfung und Auswertung von CT-25 Proben aus Werkstoff 1.2MD07 (NTCM-G/2009/de/0479)
- [12] ASME-Code-Case N-629, Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining materials Section XI, Division1
- [13] US-NRC, Regulatory Guide 1.147, Inservice Inspection Code Cases Acceptability ASME Section XI, Division 1, Approval Date 20.8.2002
- [14] Mark Kirk, Randy Lott, William L. Server, Robert Hardies, and Stan Rosinski, Bias and Precision of TQ Values Determined Using ASTM Standard E 1921-97 for Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels, Effects of Radiation on Materials: 19th International Symposium, ASTM STP 1366
- [15] KKB 530 D0090, KKB2 - Bestimmung der Neutronenfluenz $E > 1\text{MeV}$ des RDB für die Betriebszyklen 24-35 und Extrapolation der Daten für 36, 45, 54 und 72 Vollastjahre, NEPA-G/2010/de/3503

10 Anhang

10.1 Abdeckung der Unsicherheiten bei RT_{T0} -Ermittlung

Zur Ermittlung der Referenztemperatur RT_{T0} , die als Alternative zur klassischen RT_{NDT} als Indizierung der ASME- K_{IC} -Kurve aus ASME-Code Section XI für unbestrahlte wie bestrahlte Werkstoffe verwendet werden kann, wurde der ASME-Code-Case N-629 entwickelt.

Der von der US-NRC anerkannte ASME-Code-Case N-629 enthält bereits eine Marge, die alle Unsicherheiten abdeckt.

$$RT_{T0} = T_0 + 19.4 \text{ K} \quad [12]$$

Die Marge wurde durch eine Masterkurve-Auswertung der Originalwerkstoffdaten, die auch Basis für die ASME- K_{IC} -Kurve waren, ermittelt [14].

Für die Beznau-RDB-Grundwerkstoffe ist die im ASME-Code-Case N-629 enthaltene Marge ausreichend. Dies zeigen die nach dem Masterkurve-Konzept an unbestrahlten, kernnahen Original-Grundwerkstoffen (GW) von Ring C und D beider Blöcke ermittelten bruchmechanischen Zähigkeitswerte T_0 . Trägt man alle Versuchswerte RT_{T0} -normiert auf, werden sie deutlich durch die ASME- K_{IC} -Kurve eingehüllt (Fig. 5).

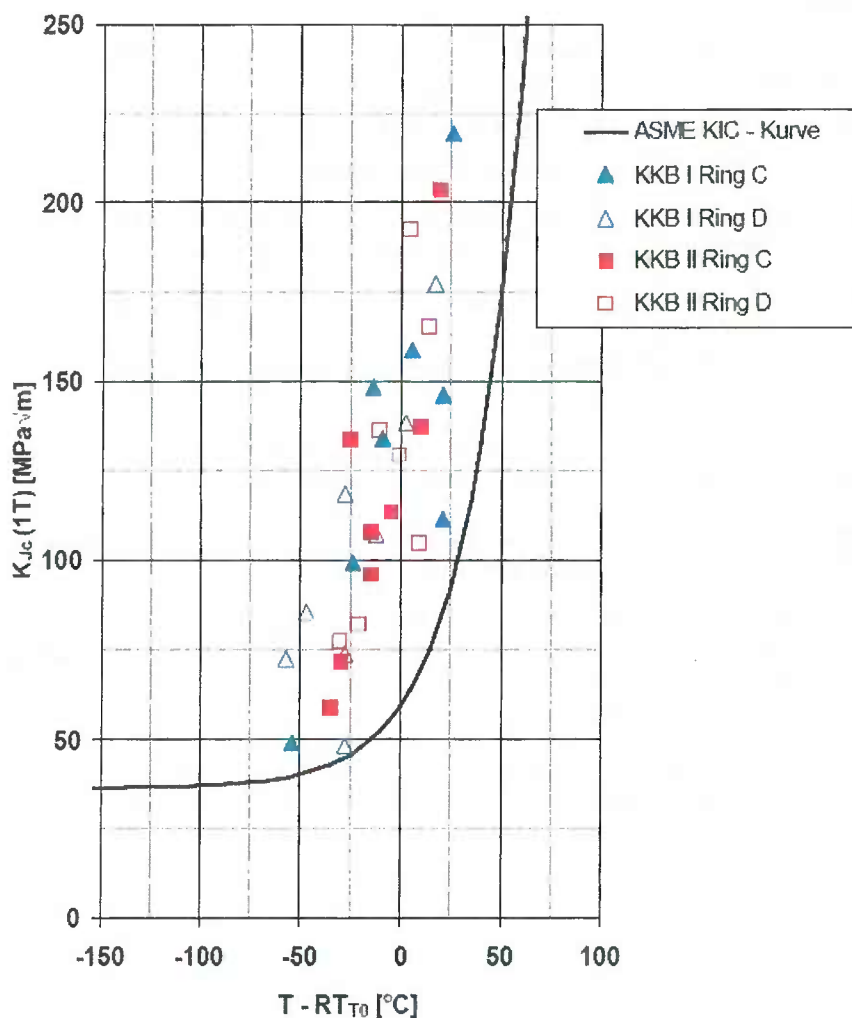


Fig. 5 Probengrößenkorrigierte K_{Jc} -Daten (unbestrahlter Zustand der kernnahen Grundwerkstoffe) der Anlagen Beznau 1 und Beznau 2 in RT_{T0} -normierter Auftragung im Vergleich zur ASME K_{IC} -Kurve [2]

Zusätzliche Zuschläge zur Abdeckung von Unsicherheiten der Versuchsdurchführung bei der früher üblichen Eintemperaturmethodik mit grösserem Abstand der Prüftemperatur zu der T_0 sind nicht notwendig, da die T_0 -Bestimmung für Beznau mit der Multi-Temperatur-Methodik erfolgt. Ein Zuschlag für eine "Lowerbound"-Absicherung ist auch nicht erforderlich, da die ermittelten Bruchzähigkeitswerte, ob von C (T)- oder den kleineren 3-Punkt-biegeproben SE (B), einen grossen inhärenten Sicherheitsabstand² zu den für die sicherheitstechnischen Nachweise postulierten kurzen Oberflächenfehlern im Bauteil RDB aufweisen.

Der Vorteil der direkten Ermittlung der bruchmechanischen Werkstoffeigenschaften mit der Mastercurve-Methodik ist im Folgenden für den in der Bestrahlungsreaktion führenden Ring C gezeigt (Fig. 6). Die Bruchzähigkeitswerte im unbestrahlten Zustand werden durch die mit RT_{T0} indizierte ASME- K_{Ic} -Kurve (rot) eingehüllt. Im Diagramm ist auch die ASME- K_{Ic} -Kurve, indiziert mit RT_{NDT} (blau), gezeigt, die eine indirekte Ermittlung der Bruchzähigkeitskurve darstellt. In diesem Fall ist der grössere Abstand dadurch bedingt, dass die RT_{NDT} -Werte aus dem Fallgewichtversuch (Pellini-Test) ermittelt werden, der für Grundwerkstoffe effektiv das Rissstopp-Verhalten charakterisiert.

Der Abstand zwischen den beiden Kurven ist der Gewinn, den man für sicherheitstechnische Beurteilungen erhält, durch die direkte Ermittlung von realistischeren Bruchzähigkeiten im Vergleich zu indirekt ermittelten Werten über Charpy- oder Pellini-Versuche.

Einheiten: T in °C, KI in MPa m^{0.5}

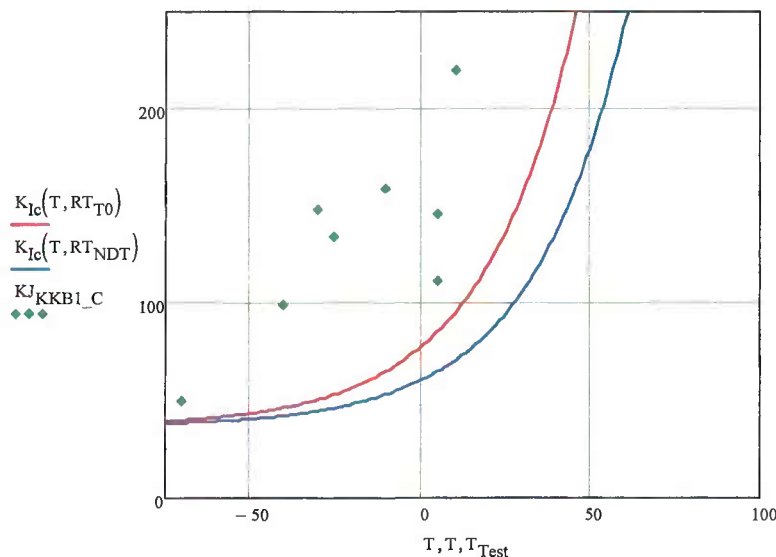


Fig. 6 Bruchmechanische Werkstoffeigenschaften von Block1, Ring C aus [11] zu indizierter ASME- K_{Ic} -Kurve³

² Die Standardproben C (T) und SE (B) haben durch die Probenform und die tiefe, durchgehende Rissgeometrie eine sehr hohe Dreiachsigkeit des Spannungszustandes (Constraints), dadurch werden konservative Bruchzähigkeiten ermittelt im Vergleich zum Bauteil mit seichten Rissgeometrien. Dies kann durch entsprechende Constraintberechnungen quantifiziert werden.

³ 2010 Section XI, Division 1, Appendix G, G-2110.

Indiziert mit $RT_{NDT} = -1^\circ\text{C}$ und $RT_{T0} = T_0 + 19.4$, wobei $T_0 = -35.5^\circ\text{C}$

10.2 UVEK-Verordnung

Auszug aus [1]

3. Kapitel: Ausserbetriebnahme wegen Alterungsschäden

1. Abschnitt: Integrität des Primärkreislaufs

Art. 4 Versprödung des Reaktordruckbehälters

¹ Der Bewilligungsinhaber hat die aktuelle justierte Sprödbbruch-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 Sprödbbruch-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 Sprödbbruch-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.