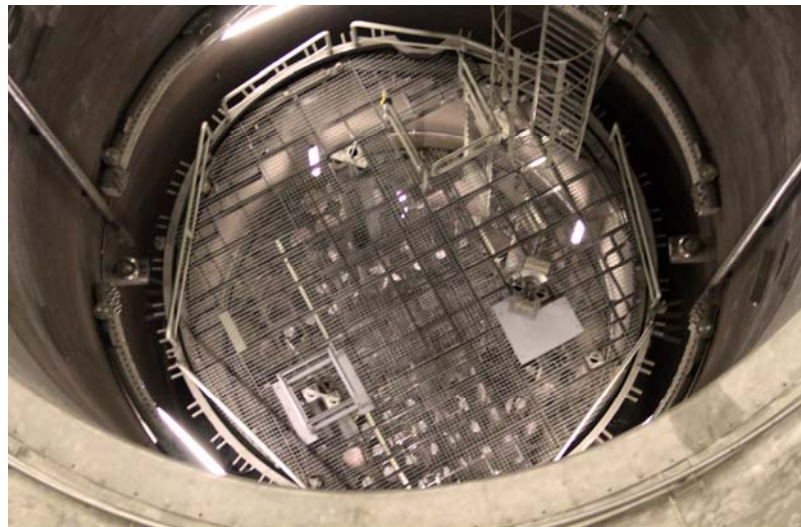


## Schwachstellenbericht Siedewasserreaktoren Baulinie 69

Kurzstudie zu Schwachstellen in den Kernkraftwerken SWR 69 Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel und Philippsburg

Eine Indziensammlung

Wolfgang Kromp<sup>1</sup>  
Roman Lahodynsky<sup>1</sup>  
Norbert Meyer<sup>2</sup>  
Viet Anh Nguyen<sup>6</sup>  
Wilfried Rindte<sup>3</sup>  
Emmerich Seidelberger<sup>1</sup>  
Steven Sholly<sup>1</sup>  
Ilse Tweer<sup>4</sup>  
Geert Weimann<sup>5</sup>  
Manfred Zehn<sup>6</sup>



<sup>1</sup>Institut f. Sicherheits- u. Risikowissenschaften  
Department f. Bautechnik u. Naturgefahren  
Universität für Bodenkultur Wien

<sup>2</sup>IWE GmbH & Co KG Greifswald  
Innovativer Werkstoffeinsatz

<sup>3</sup>Fertigungstechnik Battenberg

<sup>4</sup>Werkstoffsicherheit Buxtehude

<sup>5</sup>Nuklearanlagentechnik Wien

<sup>6</sup>Institut für Mechanik  
FG Strukturmechanik u. Strukturberechnung  
Technische Universität Berlin

**Im Auftrag  
der Oberösterreichischen Landesregierung,  
der Niederösterreichischen Landesregierung  
der Salzburger Landesregierung und  
der Umweltanwaltschaft Wien**

Oktober 2010





**Kurzstudie zu Schwachstellen in den Kernkraftwerken SWR 69  
Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel und Philippsburg**

**Indziensammlung für eine grundlegende Untersuchung der Anlagen  
und ihrer Genehmigungsgrundlagen**

Wolfgang Kromp, Roman Lahodynsky, Viet Anh Nguyen, Norbert Meyer,  
Wilfried Rindte, Emmerich Seidelberger, Steven Sholly, Ilse Tweer, Geert  
Weimann und Manfred Zehn

Im Auftrag der Landesregierungen von Oberösterreich, Niederösterreich,  
Salzburg und der Umweltschutzanstalt Wien

Oktober 2010

Revidierte Fassung vom 27.10.2010

**ISR Report 2010/2**

Diese Publikation sollte folgendermaßen zitiert werden:

Kromp, Wolfgang, Roman Lahodynsky, Viet Anh Nguyen, Norbert Meyer, Wilfried Rindte, Emmerich Seidelberger, Steven Sholly, Ilse Tweer, Geert Weimann und Manfred Zehn (2010) – „Schwachstellenbericht Siedewasserreaktoren Baulinie 69 – Kurzstudie zu Schwachstellen in den Kernkraftwerken SWR 69 Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel und Philippsburg“ im Auftrag der Landesregierungen von Oberösterreich, Niederösterreich, Salzburg und der Umweltschutzanstalt Wien, Wien. ISR Report 2010/2.

Umschlagbild: Blick in den Reaktordruckbehälter des KKW Zwentendorf (Photo: Richard Kromp)

Impressum:

Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften  
Department für Bautechnik und Naturgefahren  
Universität für Bodenkultur Wien  
Borkowskigasse 4  
1190 Wien

[wolfgang.kromp@boku.ac.at](mailto:wolfgang.kromp@boku.ac.at)

# Schwachstellenbericht SWR 69

## Inhaltsverzeichnis

<b>1. EINLEITUNG .....</b>	<b>7</b>
1.1 <i>Das Kernkraftwerk Isar 1 .....</i>	7
1.2 <i>Zielsetzung.....</i>	8
<b>2. REAKTORDRUCKBEHÄLTER (RDB).....</b>	<b>9</b>
2.1 <i>Grundlagen zu Konstruktion und Fertigung (Regelwerke).....</i>	9
2.2 <i>Design des Reaktordruckbehälters der Baulinie 69 .....</i>	11
2.3 <i>Werkstoff und Fertigung.....</i>	14
2.4 <i>Spannungsanalyse .....</i>	14
2.5 <i>Niederzyklische Ermüdung und Alterung.....</i>	20
2.6 <i>Neutronenversprödung .....</i>	21
2.7 <i>Prüfbarkeit.....</i>	22
<b>3. ROHRLEITUNGEN .....</b>	<b>25</b>
<b>4. SICHERHEITSBEHÄLTER.....</b>	<b>25</b>
<b>5. BRENNELEMENTE-LAGERBECKEN .....</b>	<b>28</b>
<b>6. SICHERHEITSANALYSEN.....</b>	<b>29</b>
6.1 <i>Sicherheitsziele für Kernkraftwerke .....</i>	29
6.2 <i>PSA-Level2 für die SWR-69 Baulinie .....</i>	30
<b>7. ZUSAMMENFASSUNG UND SCHLUSSFOLGERUNGEN .....</b>	<b>31</b>
<b>LITERATURHINWEISE .....</b>	<b>33</b>



# **Kurzstudie zu Schwachstellen in den Kernkraftwerken SWR 69 Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel und Philippsburg**

## **1. Einleitung**

### **1.1 Das Kernkraftwerk Isar 1**

Das Kernkraftwerk Isar 1 gehört zur Siedewasserreaktorbaulinie 69 (SWR 69), Baubeginn war 1972, der Reaktor ging 1979 ans Netz, die ursprüngliche elektrische Bruttoleistung von 907 MW wurde durch eine Wirkungsgradverbesserung der Turbinen auf 912 MW erhöht. Die elektrische Nettoleistung beträgt 878 MW, die thermische Reaktorleistung 2575 MW.

Der TÜV SÜD hat im Auftrag der bayerischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde die Umsetzung der Teilerrichtungsgenehmigungen gutachterlich begleitet und ist auch seit Inbetriebnahme der Anlage kontinuierlich als Sachverständiger im Rahmen des Aufsichtsverfahrens tätig, insbesondere bei der Begutachtung der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ). Außerdem wurden vom TÜV SÜD sicherheitstechnische Gutachten erstellt, die die Basis für Änderungsgenehmigungen bilden. [TÜV 2010]

Gemäß dem deutschen Atomkonsens von 2002 sollte das KKW voraussichtlich bis 2011 stillgelegt werden, es sei denn, die von der Bundesregierung im September 2010 angekündigte Laufzeitverlängerung (geplant sind 8 Jahre für ältere bzw. 14 Jahre für jüngere KKW) führt zu neuen gesetzlichen Regelungen.

Zu den SWR-Anlagen dieser Baulinie 69 zählen neben Isar 1 auch die folgenden Kernkraftwerke Brunsbüttel (1976 - 806 MWe), Philippsburg 1 (1979 - 926 MWe) sowie als letzte Anlage dieser Baureihe Krümmel (1983 - 1376 MWe).

Die Baureihe 69 weist wesentliche technische Unterschiede im Vergleich zu den Vorgänger-SWR-Anlagen (auch denen aus den USA) auf und stellt somit eine Eigenentwicklung der deutschen damaligen Kernkraftwerkshersteller "Allgemeine Elektrizitätsgesellschaft (AEG)" sowie "Siemens/Kraftwerk Union (KWU)" dar.

In dem Reaktordruckbehälter (RDB) sind Zwangsumwälzpumpen integriert, sodass keine reaktorexternen Umwälzschleifen mehr (wie zum Beispiel noch bei Würgssen) nötig sind. Es besteht ein Druckabbausystem mit Sicherheits- und Entlastungsventilen an den Frischdampfleitungen sowie einer Kondensationskammer als Ersatzwärmesenke im kugelförmigen Sicherheitsbehälter.

Tabelle 1: Auslegungscharakteristika der Baulinie 69 aus [BMU 2008]

Anhang 4 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale

1. Druckführende Umschließung SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
in den Reaktordruckbehälter integrierte Umwälzpumpen:	8 bis 10	8
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	Ja, mit kleineren Einschränkungen	Ja
Konstruktion:		
– nahtlose Schmiederinge für Reaktordruckbehälter	Nein	Ja, außer: Deckel, Bodenkalotte
– nahtlose Rohre	Ja, nach Rohrleitungsaustausch	Ja
Werkstoffe:		
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung	
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Rohrleitungen *), z. T. umgerüstet durch Austausch, außerdem Reaktordruckbehältereinbauten und -plattierung	
Umsetzung des Bruchauschlusskonzeptes	Nachqualifizierung z. T. durch Rohrleitungsaustausch	Von Beginn der Planung; in der Begutachtung **)
Verringerung der Neutronenversprödung	Besonderes Brennelementmanagement („low leakage Beladung“)	

\*) für KRB II: es sind ausschließlich stabilisiert austenitische Rohrleitungen eingesetzt  
 \*\*) für KRB II: Der Bruchauschluss wurde mit einer Änderungsgenehmigung behördlich genehmigt

## 1.2 Zielsetzung

Im Folgenden werden nach wissenschaftlichen Gesichtspunkten begründete Verdachtsmomente betreffend Konstruktionsschwächen wichtiger sicherheitsrelevanter Komponenten und Funktionselemente des KKI1 zusammengestellt. Zusätzlich werden Hinweise auf alterungsbedingte Schädigungen und Gefährdungen, sowie unzureichende Prüfmöglichkeiten sicherheitstechnisch relevanter Komponenten und System benannt. Aufgrund der Rahmenbedingungen des Auftrags beschränkt sich die Stellungnahme auf die in den neuesten Stellungnahmen bisher kaum diskutierten Fragestellungen.



Das Gefährdungspotenzial der älteren deutschen Kernkraftwerke beruht vor allem darauf, dass „eine Sicherheitsbewertung der deutschen Atomkraftwerke einschließlich einer Überprüfung der alten Sicherheitsnachweise nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik nicht vorliegt“ [RENNEBERG 2010]. Der von der deutschen Bundesregierung beschworene weltweit höchste Sicherheitsstandard mag daher für die Regelwerke in Anspruch genommen werden, aber nicht notwendigerweise für alle real existierenden Anlagen. Durch die mit zunehmendem Alter mehr als linear zunehmenden Alterungsprozesse werden ursprünglich nachgewiesene Sicherheitsabstände kontinuierlich abgebaut; möglicherweise unentdeckt gebliebene Alterungserscheinungen erhöhen die Gefahr schwerer Unfälle. Nachrüstungen mit neuer Technik bergen die Gefahr von nachteiligen Interferenzen mit dem alten Sicherheitskonzept bzw. Inkompatibilitäten sowohl hinsichtlich der Komponenten, wie auch der Funktionalitäten. Dies zeigt sich z.B. an der Beobachtung, dass sich trotz umfangreicher Ertüchtigungs- und Nachrüstungsmaßnahmen die Anzahl der durch Alterungserscheinungen bedingten Ereignisse in alten deutschen Kernkraftwerken, insbesondere der Baulinie 69, zunehmend erhöht [RENNEBERG 2010]

In der vorliegenden Stellungnahme wird nur auf einzelne Alterungsprozesse eingegangen, die insbesondere die kritischen Komponenten (Reaktordruckbehälter, Kerneinbauten, Rohrleitungen, Reaktorbodenstrukturen) betreffen. Zu Alterungserscheinungen in deutschen Kernkraftwerken siehe auch [RENNEBERG 2010], [NEUMANN 2010], [TÜV 2010].

## **2. Reaktordruckbehälter (RDB)**

### **2.1 Grundlagen zu Konstruktion und Fertigung (Regelwerke)**

Der Reaktordruckbehälter als zentrale Komponente eines Kernreaktors unterliegt bei Design, Werkstoffauswahl und Fertigung den jeweils gültigen Regelwerksbestimmungen.

Bestimmend für die Auslegung, Berechnung und Werkstoffwahl der Reaktordruckbehälter aller Anlagen war zur Zeit des Baus von KKI 1 (1968-1970) der ASME-Code Section III in seiner damals gültigen Version und seinen Anhängen. Dementsprechend wurden die Behälter in den atomrechtlichen Anträgen spezifiziert und auch darauf basierend genehmigt.

Das sog. Basissicherheitskonzept (Basissicherheit: Ausschluss eines Komponentensversagens aufgrund einer optimierten Auslegung und Komponentenherstellung) wurde 1979 in der BRD für druckführende Komponenten/Systeme der druckführenden Umschließung (DFU) eingeführt [KUSSMAUL 1978].

In der ursprünglichen Version der RSK-Leitlinien heißt es [RSK 1979]:

*Die Basissicherheit eines Anlagenteils wird bestimmt durch*

- *hochwertige Werkstoffeigenschaften, insbesondere Zähigkeit*
- *konservative Begrenzung der Spannung*
- *Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion*
- *Gewährleistung der Anwendung optimierter Herstellungstechnologien und Prüftechnologien*
- *Kenntnis und Beurteilung ggf. vorliegender Fehlerzustände*
- *Berücksichtigung des Betriebsmediums*

*Bei Einhaltung der in dieser Rahmenspezifikation festgeschriebenen Anforderungen wird eine Basissicherheit der Komponenten der "Äußeren Systeme" erreicht, welche ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen eines Anlagenteils ausschließt.*

In der Version der RSK-Leitlinien von 1996 [RSK 1996] wird ausgeführt:

#### *4.1.2 Auslegung, Gestaltung und Werkstoffwahl*

*(1) Die nachfolgenden Anforderungen ergeben eine Basissicherheit der Druckführenden Umschließung, welche ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen eines Anlagenteils ausschließt.*

*Diese Basissicherheit eines Anlagenteils wird durch*

- hochwertige Werkstoffeigenschaften, insbesondere Zähigkeit*
- konservative Begrenzung der Spannungen*
- Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion*
- Gewährleistung der Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien*
- Kenntnis und Beurteilung ggf. vorliegender Fehlerzustände*
- Berücksichtigung des Betriebsmediums*

*bestimmt. Im Einzelnen müssen folgende Anforderungen erfüllt werden:*

*(2) Die Druckführende Umschließung muß so ausgelegt werden, daß sie hinreichend oft den während des bestimmungsgemäßen Betriebs und bei Störfällen maximal auftretenden Belastungen ausgesetzt werden kann.<sup>1</sup>*

*(3) Alle Komponenten der Druckführenden Umschließung sind konstruktiv so zu gestalten, daß die Prüfungen bei der Herstellung und am Aufstellungsort und die wiederkehrenden Prüfungen in ausreichendem Maße möglich sind. Dies gilt insbesondere für die Schweißnähte.*

*(4) Die Werkstoffe für die Druckführende Umschließung einschließlich Plattierung müssen so beschaffen sein, daß alle Komponenten entsprechend den Festlegungen dieser Leitlinien in ausreichendem Maße zerstörungsfrei prüfbar sind.*

*(5) Nicht oder nur beschränkt wiederkehrend prüfbare Bereiche der Druckführenden Umschließung müssen so klein gehalten werden, daß postulierte Fehler, die so groß sind wie die nicht prüfbaren Bereiche, zu keinem Versagen des Bauteils führen können, dessen Folgen nicht beherrschbar wären.*

*(6) Durch Werkstoffauswahl und sachgerechte Formgebung, Schweißung und Wärmebehandlung muß an allen Stellen der Druckführenden Umschließung bei allen betriebs- und störfallmäßig durchfahrbaren Anlagenzuständen ein ausreichend zäher Werkstoffzustand während der Lebensdauer der Anlage erhalten bleiben. Dieses ist u. a. durch eine Begrenzung der maximalen Neutronenfluenz im kernnahen Bereich der Wand des Reaktordruckbehälters auf  $1 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$  (Energie  $\leq 1 \text{ MeV}$ ) sicherzustellen. Für die der Neutronenstrahlung ausgesetzten Bereiche der Druckbehälterwand sind im Grundwerkstoff und im Schweißgut alle Anforderungen an die chemische Zusammensetzung einzuhalten, die zu einer Verminderung der Strahlenversprödung führen.*

*(7) Die Anforderungen an Auslegung, Gestaltung, Werkstoff und Herstellungsverfahren sind grundsätzlich vom Reaktoranlagenlieferer und Komponentenhersteller*

---

<sup>1</sup> Die den RSK-Leitlinien 1996 vorausgehende Auslegungsdokumentation beinhaltete bereits einen Transientenbericht

*gemeinsam mit den Gutachtern in allen Einzelheiten abzustimmen. Die Auslegung, Werkstoffwahl und Verarbeitungsschritte sind unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik durch den Gutachter zu überprüfen.*

*(8) Für alle Komponenten der Druckführenden Umschließung sind nur solche Werkstoffe zu verwenden, für die eine auf den Hersteller, die Erzeugnisform und das Herstellungsverfahren bezogene Begutachtung stattgefunden hat. Diese Begutachtung muß spätestens bis zur Inbetriebnahme abgeschlossen oder durch eine entsprechende, auf die Komponente ausgerichtete Einzelbegutachtung abgedeckt sein.*

Im Jahre 1980 wurde dann die KTA 3201 Kapitel 1-3 verbindlich eingeführt; das Regelwerk gilt auch für die älteren SWR-Anlagen.

## **2.2 Design des Reaktordruckbehälters der Baulinie 69**

Im Sinn der Basissicherheit ist bei der Konstruktion des Reaktordruckbehälters eine Minimierung der Anzahl der Schweißnähte erforderlich, insbesondere eine Vermeidung von Längsnähten, d.h. die Mantelringe sollten geschmiedete Ringe sein, und nicht aus zusammengeschweißten Mantelblechen gefertigt werden [Kussmaul 1978]. Im Idealfall sollte der zylindrische Teil des Druckbehälters auch keine Rundnähte enthalten, sondern ein nahtfreier zylindrischer Körper sein. Tatsächlich besteht aber der SWR 69 Reaktordruckbehälter aus mehreren Mantelringen, von denen jeder Mantelring zwei Längsnähte enthält. Insbesondere die so entstehenden T-förmigen Schweißnahtstellen sind in Hinblick auf Schweißfehler und der daraus resultierenden Rissbildungsgefahr eine konstruktive Schwachstelle. Eine weitere konstruktionsbedingte Schwachstelle ist die Schweißnaht zwischen zylindrischem Flanschring und der Bodenkalotte, da dort entgegen der Basissicherheitsforderung nach optimaler Konstruktion eine Stelle mit hohen Spannungsspitzen geschaffen wurde, die zudem schwer prüfbar ist. Erschwerend kommt hinzu, dass die Spannungsspitzen unmittelbar an der Schweißnaht auftreten und die Schweißnaht in für Druckbehälter unüblicher Weise in den Biegebeanspruchungsbereich gelegt wurde und damit hohen Wechselbeanspruchungen unterliegt. Insbesondere sind daher folgende im Rahmen der Basissicherheit genannten Punkte keineswegs erfüllt:

- konservative Begrenzung der Spannungen
- Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion
- (3) Alle Komponenten der Druckführenden Umschließung sind konstruktiv so zu gestalten, daß die Prüfungen bei der Herstellung und am Aufstellungsort und die wiederkehrenden Prüfungen in ausreichendem Maße möglich sind. Dies gilt insbesondere für die Schweißnähte.

Durch Nachrüstungsmaßnahmen können diese schwerwiegenden Konstruktionsmängel nicht ausgeglichen werden.

Der entsprechend SWR-Sicherheitsberichten der KWU (Anlagenbauer der SWR 69 Baulinie) dargestellte Aufbau des RDB zeigt die Lage dieser „Bodenecknaht“, deren Problematik durch die Tatsache entsteht, dass der Boden nicht tangential in den zylindrischen RDB-Mantel übergeht, sondern tellerförmig unter einem stumpfen Winkel (Abbildung 1), wodurch die schweißtechnisch und prüftechnisch schwierige Nahtgeometrie entsteht, die durch diese geometrische Form und ihre Lage zu gefährlichen Spannungsverläufen führt.

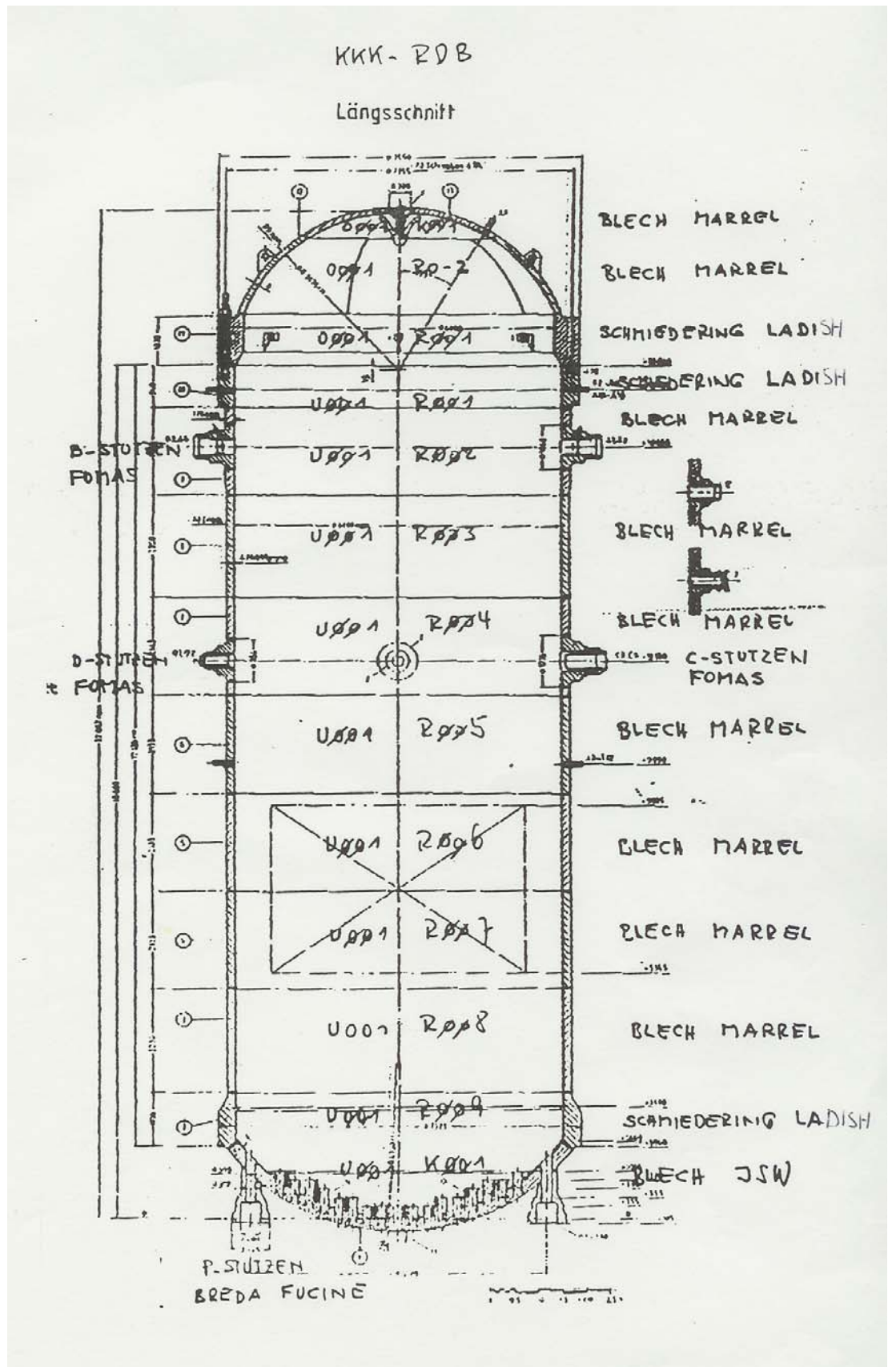


Abbildung 1: Aufbau des Reaktordruckbehälters im Kernkraftwerk Krümmel.

Durch die Eigenheiten dieser Ausführung ergeben sich aus den Belastungsvorgängen komplexe Spannungsverhältnisse und Spannungsspitzen durch die Lastweiterleitung und auch durch behinderte Wärmedehnungen aus Temperaturgradienten.

Die Bodenkalotte ist aus vier gewalzten und gebogenen Blechkümpelteilen zusammengesetzt, weist somit Meridiannähte auf; infolge der Vielzahl an erforderlichen Bohrungen für die Steuerstabstutzen und Pumpenstutzen mussten einige der Schweißnähte angebohrt werden (Abbildung 2). Auch diese Fakten erfüllen nicht die Grundbedingungen der Basissicherheit, sowohl hinsichtlich der Minimierung der Schweißnahtanzahl als auch der ausreichenden Prüfbarkeit.

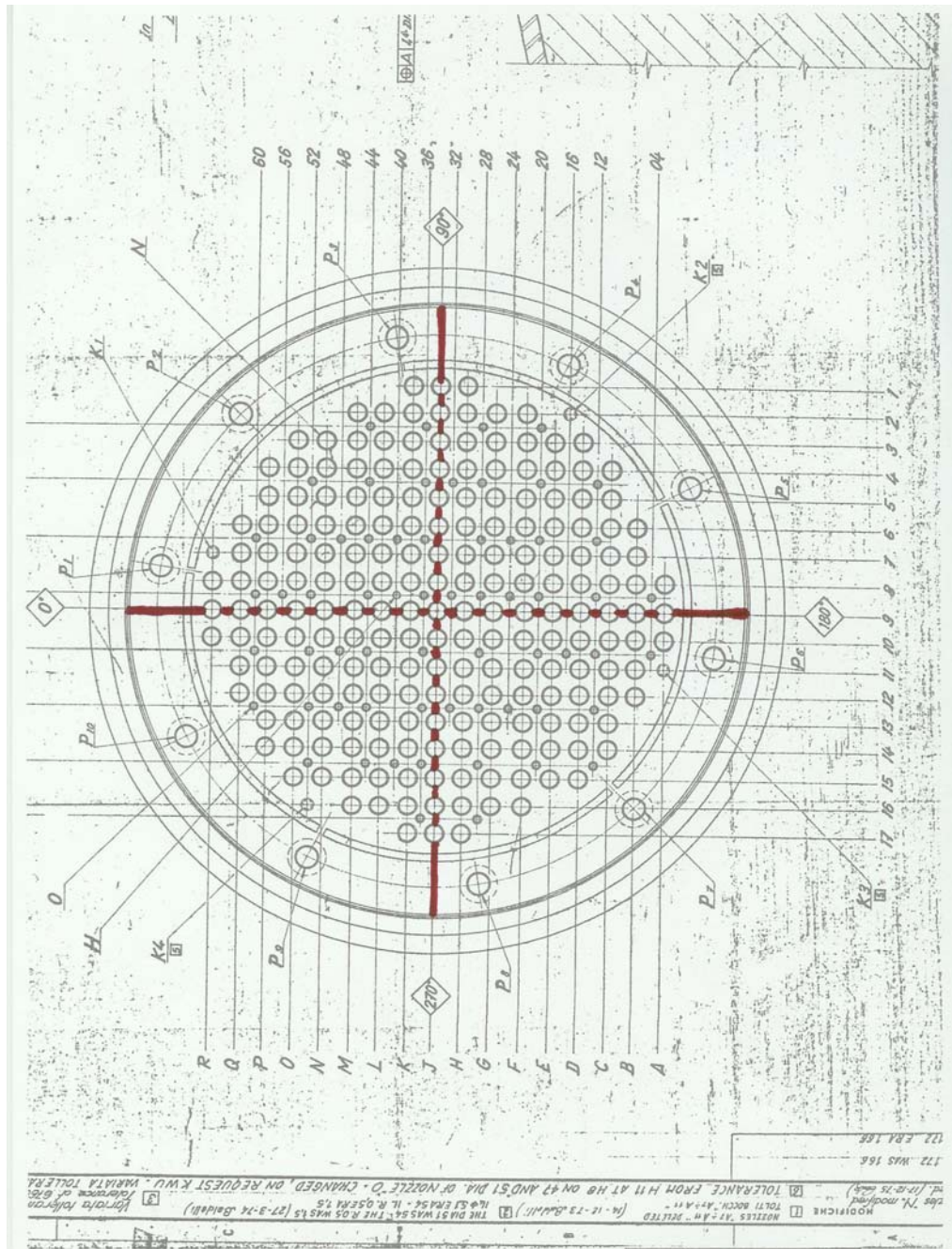


Abbildung 2: Bodenkalotte des RDB im Kernkraftwerk Krümmel mit der Lage der Schweißnähte und den Steuerstab- und Pumpenstutzen.

### **2.3 Werkstoff und Fertigung**

Der verwendete Werkstoff für die Mantelbleche des Reaktordruckbehälters (RDB) ist 22NiMoCr 37 (entspricht ASTM SA 508 Cl. II), DIN-Nummer 1.6751. Der für die neueren Anlagen verwendete und entsprechend der Basissicherheitsforderung geeignetere Stahl ist 20MnMoNi 55, DIN-Nummer 1.6310.

Die grundlegende Forderung des Basissicherheitskonzepts nach einem optimierten Werkstoff kann daher nicht als erfüllt angesehen werden, insbesondere hat der Stahl eine zu niedrige Zähigkeit<sup>2</sup>.

In [PROFIL 1978] wird in Zusammenhang mit dem österreichischen baugleichen Reaktor in Zwentendorf ein Bericht der britischen UK-Atomic Energy Authority zitiert, in dem es heißt: „*Forgings should be made to SA 508 Class 3 (not Class 2) specification to reduce the risk of underclad cracking among other things*“ (Empfehlung 44). Siehe auch [AHN 1999]

Von der Fertigung des Reaktordruckbehälters des Kernkraftwerks Krümmel (KKK) ist bekannt, dass erhebliche Probleme bei der Fertigung auftraten, wie z.B. ein ungewöhnlich hoher Verunreinigungsgrad und eine Häufung von Fehlstellen in den Mantelblechen durch Seigerungen von Schlackeneinschlüssen [WF 1977, S 24, 7.1.1], was für die Anbringung der Stutzen (Kühlmittleitungen) zu Schwierigkeiten führte.

Des Weiteren wurden Unterschreitungen von spezifizierten Festigkeitseigenschaften (Festigkeitsunterschreitungen in  $\frac{1}{4}$  der Blechdicke und in der Blechmitte sowie Unterschreitungen der spezifizierten Warmstreckgrenze) bei gleichzeitigen Wandsickenunterschreitungen festgestellt und dennoch vom TÜV akzeptiert [TÜV 1973]. Neben zahlreichen Reparaturen festgestellter Fehlstellen wurden aber auch Fehlstellen in der Plattierung belassen. Inwieweit diese Vorgehensweise dem grundlegenden Basissicherheitsgebot entspricht, wäre anhand einer Neubewertung und Klassifizierung der Fehler eingehend nachzuprüfen.

Inwiefern derartige Fertigungsfehler auch im Fall von KKI 1 auftraten ist nicht bekannt.

### **2.4 Spannungsanalyse**

Der Spannungsverlauf an der Schweißnaht zwischen Flanschring und Bodenkalotte ist in Abbildung 3 zu erkennen.

Bei der Gutehoffnungshütte (GHH) in Oberhausen (Lieferant der KWU) wurden 1979 Tests an einem Versuchsbehälter im Maßstab 1:3 durchgeführt. Die durch Dehnungsmessstreifen ermittelten Meridianspannungen (Längsspannungen) und die Berechnung nach einer Finite Elemente Methode ergaben für die Bodenschweißnaht ca. 320-330 N/mm<sup>2</sup>, der zulässige Wert für die damals ermittelte Meridianspannung an der gefährdeten Schweißnaht war jedoch nach ASME für den Werkstoff ASTM-SA 508Class 2 (heute Class 2 Grade 1) auf 160 N/mm<sup>2</sup> begrenzt. Die Auslegungparameter für den RDB sind 88 bar bei 320°C.

---

<sup>2</sup> „*The low toughness values and the chemical analysis give proof of the fact that this material, which was given the FKS identification KS07A/B, is beyond the ASTM specification A508 CL2.*“ [PACHUR 1990]

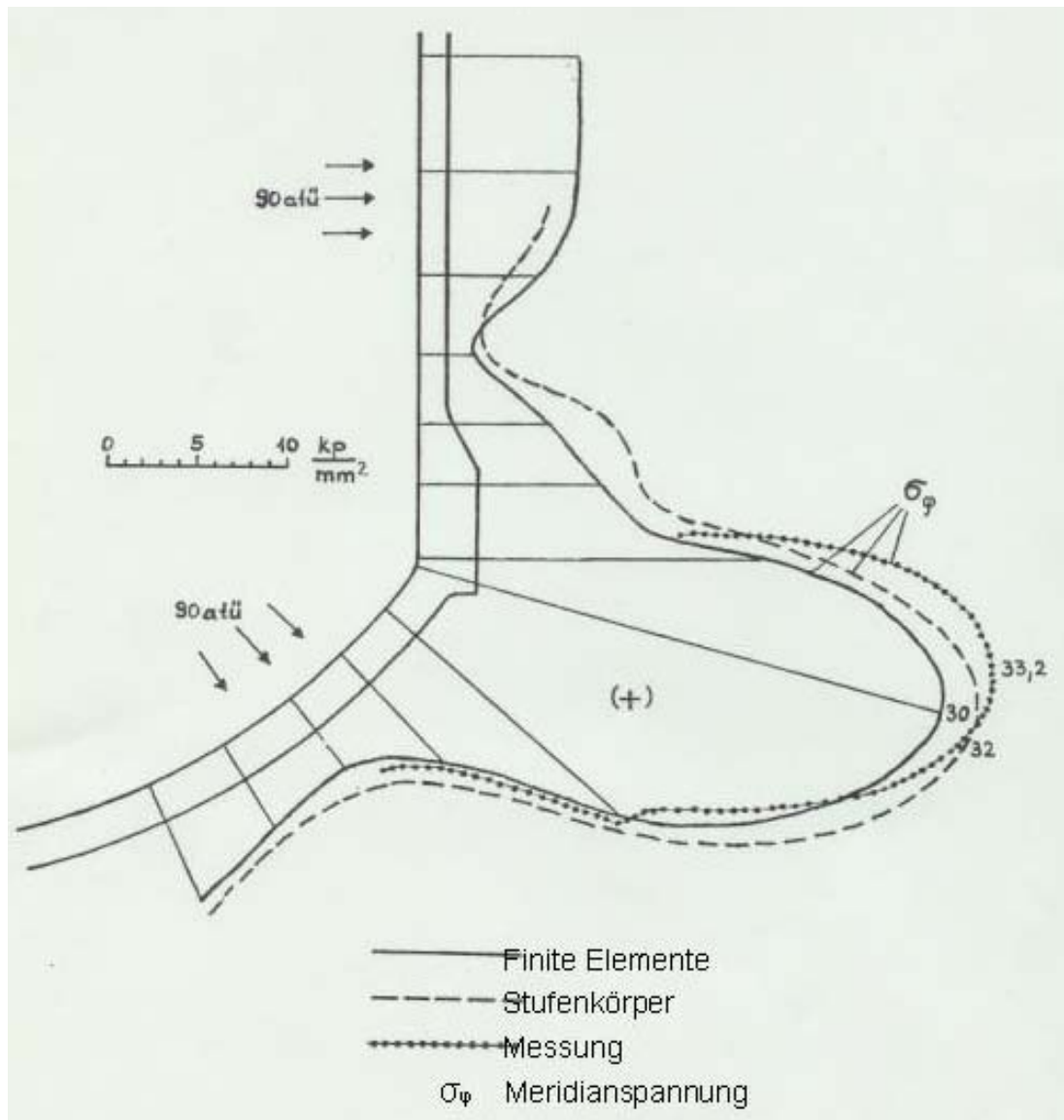
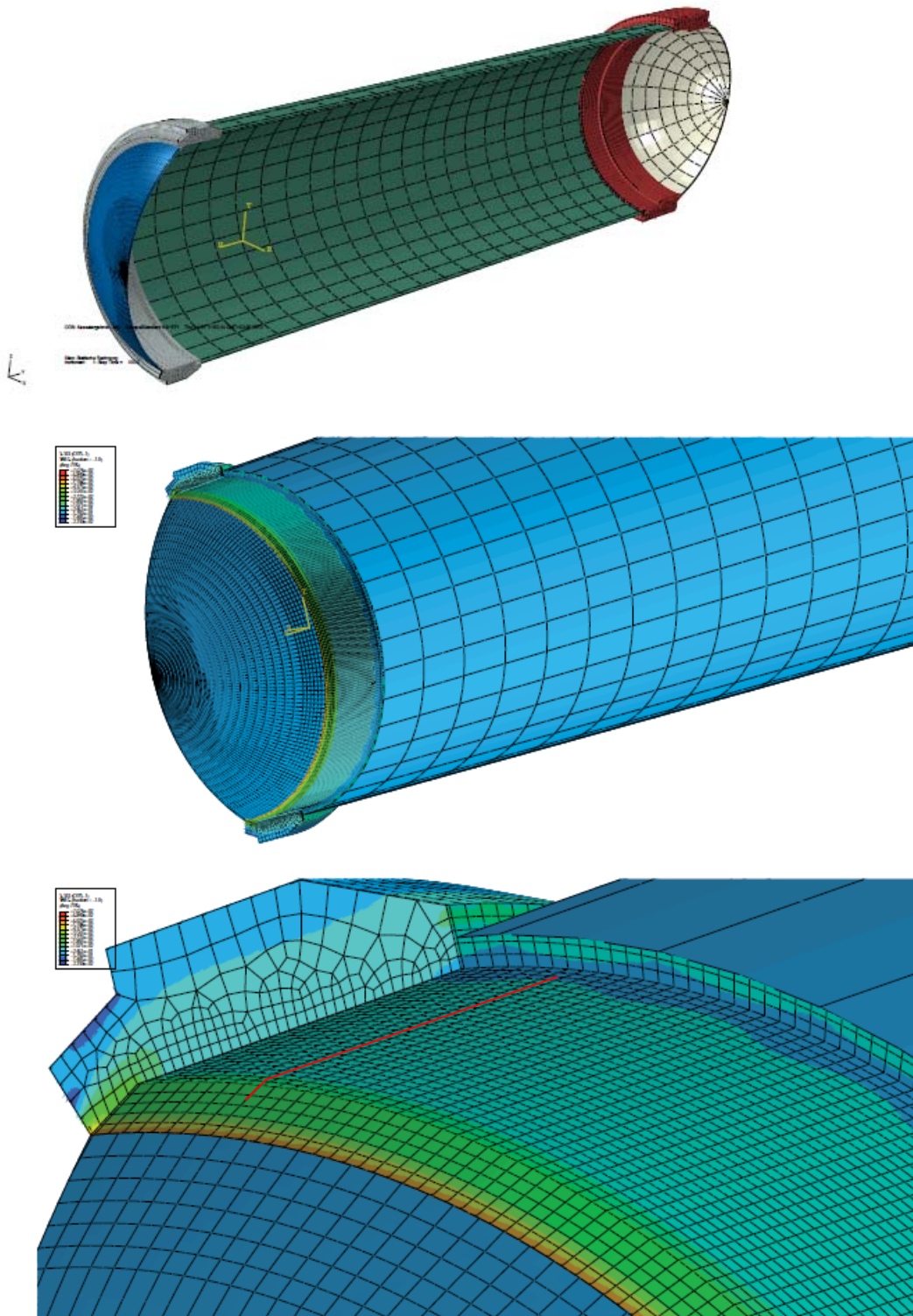


Abbildung 3: Meridianspannungsverlauf an der Bodenschweißnaht (Versuchsbehälter) durch Berechnungen nach der Finiten Elemente- und Stufenkörpermethode sowie durch Messungen mittels Dehnmessstreifen

Die nach DIN und VdTÜV-Werkstoffprüfblatt bestimmten Festigkeitswerte bei 0,2 Streckgrenze und Raumtemperatur (RT) betragen  $390 \text{ N/mm}^2$ , der interpolierte Wert bei Auslegungstemperatur liegt bei ca.  $345\text{-}350 \text{ N/mm}^2$ .

Diese Werte nach VdTÜV-Werkstoffblatt sind jedoch nach den Festlegungen der neueren KTA durch einen bestimmten Sicherheitsbeiwert zu dividieren, wobei sich dann um den Faktor 1,3 niedrigere zulässige Werte ergeben.

Neue Finite-Elemente-Berechnungen wurden an der TU Berlin [NGUYEN & ZEHN 2010] mit dem Programm ABAQUS [ABAQUS] ausgeführt, wobei bei der Modellierung insbesondere der Bereich der kritischen Bodenschweißnaht sehr fein diskretisiert wurde, um die auftretenden Spannungen möglichst genau zu erfassen (Abbildung 4).



Pfad zur Auswertung der Spannung      (Meridianspannungen dargestellt), der Bereich des unteren bzw. oberen Schmie-  
 derring/unteren bzw. oberen Kalotte wurden für eine gute Approximation fein vernetzt

**Abbildung 4a:** Modellierung des Reaktordruckbehälters für die Finite-Elemente-Analyse mit dem Programm ABAQUS insbesondere zur Berechnung der Meridian- und Umfangsspannung des Anschlussbereiches der Bodenkalotte an den Zylindermantel quer zur Bodenschweißnaht [NGUYEN & ZEHN 2010]



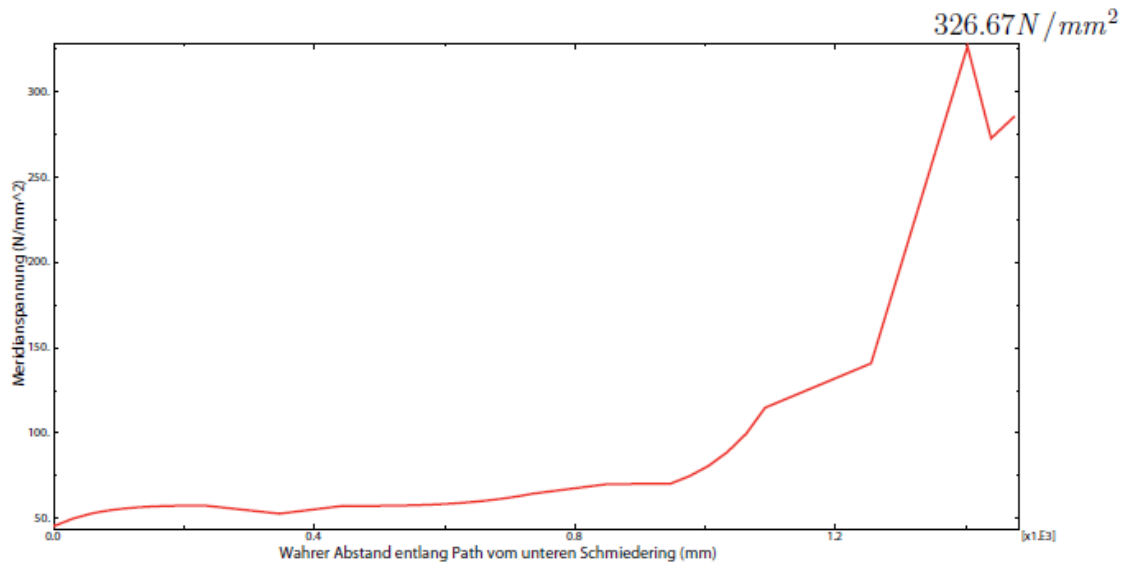


Abbildung 4b: Verlauf der Meridianspannung. An der Stelle der Schweißnaht erreicht die Meridianspannung den höchsten Wert Meridianspannungen von  $326.67 \text{ N/mm}^2$  (Biegespannung) [NGUYEN & ZEHN 2010]

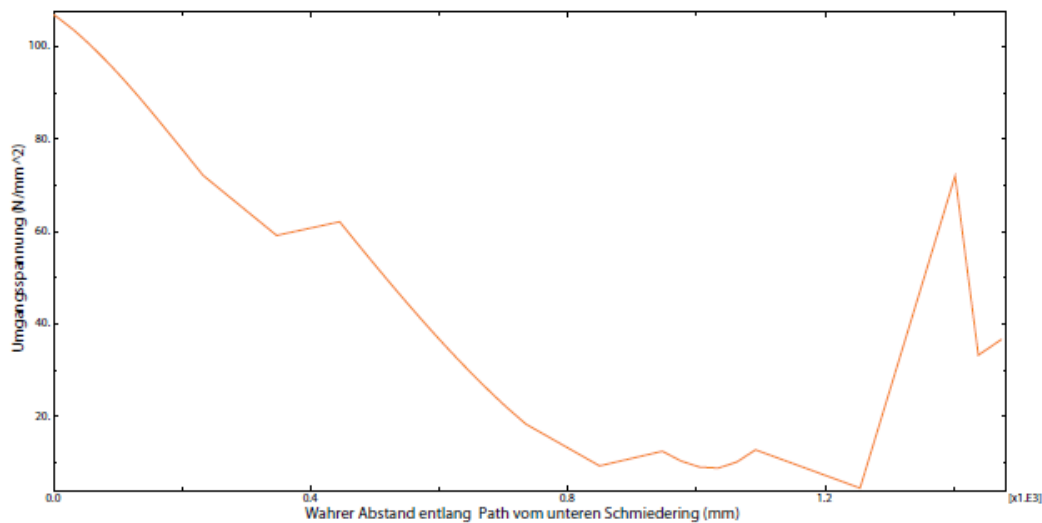
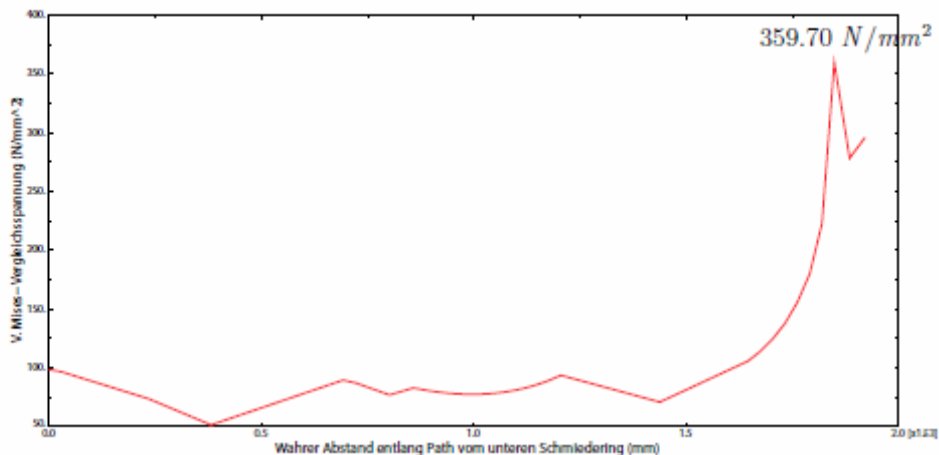


Abbildung 4c: Verlauf der Umfangsspannung [NGUYEN & ZEHN 2010]

Für die kritische Bodenschweißnaht wurde in guter Übereinstimmung mit den früher gemessenen  $325,58 \text{ N/mm}^2$  eine Meridianspannung von  $326 \text{ N/mm}^2$  ermittelt, welche die zulässige Spannung sowohl nach ASME wie auch nach KTA (mit Sicherheitsbeiwert) überschreitet. Von ausreichendem Sicherheitsabstand kann keine Rede sein. Erschwerend kommt hinzu, dass, wie man aus den Spannungsverläufen in Abbildung 4b und 4c erkennen kann, die Spitzenspannungen in der Schweißnaht Biegespannungen darstellen.



4d: Verlauf der von-Mises-Vergleichsspannungen. An der Stelle der Schweißnaht erreicht die Vergleichsspannung den höchsten Wert (359.70 N/mm<sup>2</sup>) [NGUYEN & ZEHN 2010]

Bei der Auslegung des RDB des Kernkraftwerks Krümmel (KKK) ist lt. TÜV die ASME-Ermüdungskurve eingegangen ([WP 1987] Seite 298), die nach Untersuchungen (MPA-Seminar 1980) bei ungünstigen Bedingungen nicht konservativ ist. Laut TÜV ist bei der Lastannahme für die Spannungsanalyse des RDB "in manchen Fällen der Ermüdung nicht mit dem Ansatz des idealen Thermoschocks gerechnet worden" ([WP 1987] Seite 300). Im Fall eines Speisewasserleitungsbruchs muss aber Thermoschock angesetzt werden ([WP 1987] Seite 304). Der Einfluss der Korrosion wurde nicht berücksichtigt ([WP 1987] Seite 308). Das Auftreten von Spannungsrisskorrosion wird für den RDB üblicherweise als unwahrscheinlich angesehen - dies gilt aber nur für den störungsfreien Normalbetrieb und unterstellte Basissicherheit der Komponente<sup>3</sup>.

Man muss davon ausgehen, dass an der Schweißnaht zwischen Flanschring und Bodenkalotte die Plattierung im Normalbetrieb bis in die Warmstreckgrenze hinein beansprucht wird, d.h. bleibende Verformungen erfährt (WP 1987, Seite 294, Seite 305). Dies kann zur Folge haben, dass Ermüdungsrisse entstehen können (i.A. nicht direkt sondern durch die Belastungszyklen im Normalbetrieb, insbesondere aber beim Anfahren und Abfahren, wie im Störfallbetrieb).

Die Tatsache, dass in der Nähe der Pumpenstutzen (im Tellerboden) Schweißnähte angeordnet sind, ist nicht in der Spannungsanalyse berücksichtigt worden, weil die Schweißnähte als volltragend angesehen wurden

<sup>3</sup> Während im transientenfreien SWR/NWC-Leistungsbetrieb eine Rissbildung in ferritischen RDB und Rohrleitungsstählen durch SpRK äußerst unwahrscheinlich oder sogar unmöglich erscheint, kann eine Rissbildung durch DRK/SwRK unter SWR/NWC-Betriebsbedingungen zumindest nach einer ausreichend hohen Anzahl transienter Betriebszustände mit relativ hohen thermomechanischen Beanspruchungen nicht ausgeschlossen werden. [SEIFERT 2003]



*Abbildung 5: Ansicht des unteren Randes des Kernmantels auf der Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters (RDB) des KKW Zwentendorfs aufsitzend und fest mit der Bodenkalotte verschweißt. Der Kernmantel kann für Prüfzwecke nicht aus dem RDB entfernt werden – die Prüfbarkeit beispielsweise auf entstandene Haarrisse mit zerstörungsfreien Prüfverfahren des nach einer einiger Betriebsdauer strahlenden Reaktordruckbehälters im Bereich der Bodenrundsweißnaht ist nicht gegeben (Photo: Richard Kromp).*

([WP 1987] Seite 319). Im Bodenteil wurden für die Steuerstabstutzen die Meridian-schweißnähte stellenweise bzw. über die ganze Länge ausgebohrt, was ebenfalls nicht in die Spannungsanalyse eingegangen ist. ([WP 1987] Seite 320). Die Stutzen stellen in der vereinfachten Analyse nach den erforderlichen Querschnittsflächen dimensionierte Versteifungen dar. Für die FE Analyse sind diese zu berücksichtigen, in jedem Fall, wenn sie nicht nur lokale Spannungserhöhungen bewirken.

Bei der Genehmigung des baugleichen Reaktors Zwentendorf in Österreich stellte sich heraus, dass das „Zwentendorfer Reaktordruckgefäß in konstruktiver Hinsicht nicht einmal den Anforderungen der für gewöhnliche Druckgefäße herkömmlicher Gefahrenklassen geschaffenen österreichischen Darnpfkesselverordnung (DKV) und den geltenden Werkstoff- und Bauvorschriften (WBV)“ genügte [PROFIL 1978]. Kesselschweißnähte sind laut DKV und laut WBV in „biegungsspannungsgefährdeten Zonen“ zu vermeiden. „Die Schweißnähte des Zwentendorfer Druckgefäßes liegen genau in dieser beschriebenen Gefahrenzone.“ Die Begründung der Behörde für diese Bauform war damals: „Die Anordnung eines tiefgewölbten Bodens, bei dem die Anschlussnähte außerhalb der Biegezonen liegen, war nicht möglich, weil sonst im Krepfenbereich die Durchdringung für die Umwälzpumpen aufzunehmen gewesen wäre“.

## **2.5 Niederzyklische Ermüdung und Alterung**

Neben dem Festigkeitsnachweis für alle Betriebszustände im einzelnen ist nach dem internationalen Regelwerk eine detaillierte Analyse der Möglichkeit der Akkumulation von Schädigungsprozessen durch Ermüdung und Alterung über die gesamte Betriebsdauer zu realisieren, die zur Veränderung (Verminderung) der anfänglich hinreichenden Werkstoffeigenschaften führen können. In dieser Analyse sind alle Lastfälle aus dem normalen Betrieb (Anfahren, Abfahren, Leistungsänderungen), die Druckproben und sonstigen ungewollten Betriebssituationen (Projektstörfälle) einzubeziehen.

Die niederzyklische Ermüdung (Lastzyklen zwischen 10 und 100.000) beruht auf der einseitig akkumulierten Deformation bis hin zu einem Zustand, wo das Deformationsvermögen des Werkstoffes erschöpft ist. Voraussetzung für diese Schädigungsart ist die Belastung des Werkstoffes oberhalb der Streckgrenze, die den Start einer bleibenden plastischen Deformation kennzeichnet. Mikroskopisch bedeutet die niederzyklische Ermüdung die Herausbildung von makroskopisch nicht sichtbaren netzwerkartigen Versetzungskonfigurationen, die erst in der Endphase zur Ausbildung eines Rissnetzwerkes und eines Hauptrisses führt und in letzter Konsequenz auch zu einer Zerrüttung des Bauteilgefüges mit Versagen des Bauteils führen kann. Die Eckschweißnaht (identifizierbar auf Abbildung 1) ist anfällig für erhöhte Deformationen durch Dehnungseffekte unter dem Einfluss der Innendruckbelastung, hier treffen die Hebelwirkungen der steifen tellerartigen Kalotte auf die Verbindungsstelle mit dem unteren Rand des langen zylindrischen, mittels Verstärkungsring versteiften Schafftes aufeinander, die Eckschweißnaht wirkt wie ein Gelenk.

Eine überprüfbare, mit dem Regelwerk konforme Ermüdungsanalyse insbesondere auch der kritischen Stellen der „Eckschweißnaht“ mit nachgewiesener Überschreitung der Warmstreckgrenze schon bei Normalbedingungen liegt den Autoren nicht vor. Es gibt nur vereinzelte Informationen über offensichtlich nicht vollständige Ermüdungsanalysen [WP 1987, Seite 298ff].

Gleichzeitig mit der niederzyklischen Ermüdung treten weitere Schädigungsprozesse infolge des Dauerbetriebes auf. Dazu zählen die Neutronenversprödung (siehe nachfolgendes Kapitel) und die Alterung. Letztere kann bei erhöhten Temperaturen und den gleichzeitig vorhandenen Spannungen aus dem Betrieb und Eigenspannungen zu mikroskopischen Veränderungen der Legierungsstruktur (thermisch stimulierte Mikroseggregationen) führen. In einzelnen internationalen Normen ist hierfür ein Sonderprogramm vorgesehen: Auf der Basis einer Schwachstellenanalyse werden besonders belastete Bauteile identifiziert. Diese werden nach z. B. 100.000 Stunden Betrieb ausgewechselt. Die belasteten ausgebauten Bauteile werden dann einer detaillierten zerstörungsfreien Defektoskopie unterzogen, Anschließend werden diese Bauteile zerschnitten, es werden Werkstoffproben für die zerstörende Prüfung (Zugversuch, Kerbschlagbiegeversuch, Bruchzähigkeitsnachweis) gewonnen, um zu überprüfen, ob die Bauteile noch die in den Normen festgelegten Werkstoffeigenschaften besitzen oder ob sich eine Verminderung der Festigkeit eingestellt hat. Solche Untersuchungen sollten verpflichtend sein, wenn die ursprüngliche Lebensdauer der Anlage verlängert werden soll. Im Fall von nicht ersetzbaren Bauteilen (Reaktor-druckbehälter) sollte die Anlage unter den baugleichen ausgewählt werden, die bisher die längste Betriebsdauer und/oder die meisten Belastungszyklen erfahren hat. Diese sollte stillgelegt und im Sinne des oben erwähnten Sonderprogrammes nach sicherheitsrelevanten Alterungs- und Ermüdungserscheinungen untersucht werden.

Durch den vergleichenden Nachweis, dass Alterungs- und Ermüdungserscheinungen kein die Sicherheit gefährdendes Ausmaß erreichen, wird eine Berechtigung und Quantifizierung für die Lebensdauererweiterung der andern typengleichen Anlagen zu erhalten oder die Lebensdauererweiterung abzulehnen sein.

Reale Werkstoffe und insbesondere Schweißnähte weisen stets mehr oder weniger große Defekte auf (Ungänzen, Lunker, Einschlüsse, Poren, Spannungsrisse). Die an diesen Fehlern auftretenden Spannungskonzentrationen führen zur örtlichen Erhöhung der Lastspannungen in den Bereich der Streckgrenze. Diese lokalen Spannungen führen nicht unmittelbar zum Versagen des Gesamtbauteils, sie bewirken jedoch eine Vergrößerung der Defekte. Diesen Prozess bezeichnet man als (nieder)zyklisches Risswachstum. Mit zunehmender Betriebsdauer (zunehmende Zahl der Lastwechselzyklen) können sich Defekte bis hin zu einem Leck oder kritischen Defekt vergrößern, der die Gesamtfestigkeit des Bauteils gefährdet. Dieser Prozess kann durch Anwendung von Defektoskopiemethoden (Farbeindringprüfung, Magnetpulverprüfung, Ultraschallprüfung, Röntgenprüfung) mit hinreichend hoher Nachweisempfindlichkeit und ausreichender Häufigkeit der Prüfungen rechtzeitig festgestellt werden, um die Möglichkeit für ein unerwartetes Versagen des Bauteils rechtzeitig zu erkennen. Voraussetzungen sind dafür die Prüfbarkeit (Erreichbarkeit) aller Bereiche der sicherheitsrelevanten Bauteile. Für die gesamte Lebensdauer einer Anlage aber insbesondere bei der Absicht, den Betrieb über die ursprünglich begründete und festgelegte Lebensdauer hinaus zu verlängern, ist ein Nachweis zu führen, dass das Risswachstum nicht zum Zerstören der Anlage und dem Verlust der Funktionsfähigkeit von Schutzbarrieren führt. Solche Nachweise werden in der Regel als Leck-vor-Bruch-Ausschluss-Analyse bezeichnet. Dabei werden entweder fiktive und/oder – im Falle vorliegender Befunde – reale Defekte zu Grunde gelegt. Die Abmessungen der fiktiven Defekte werden von der Nachweisempfindlichkeit der eingesetzten Defektoskopiemethoden abgeleitet. Für den Fall, dass einzelne Bereiche für die Defektoskopie nicht zugänglich sind, sind die Defekte in ihren Abmessungen der Größe dieser Zone gleich zu setzen. Über derartige, die Sicherheit begründende Analysen liegen keinerlei Informationen vor.

## **2.6 Neutronenversprödung**

Für das Kernkraftwerk Krümmel ist aus dem Sicherheitsgutachten [TÜV 1988] zu schließen, dass keine vollständige Thermoschock-Analyse nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt worden ist, sondern nur nach dem Spröbruchübergangskonzept nach Pellini und Porse, sowie linear elastischer Bruchmechanik unter Anwendung der Bruchzähigkeitskurve  $K_{IR}$  nur für  $\frac{1}{4}$  T-Risse vorgegangen wurde (T = Wanddicke).

Die Neutronenversprödung des RDB-Stahls wird wegen des vermutlich relativ geringen Kupfer- und Phosphorgehalts und der bei Siedewasser- im Vergleich zu Druckwasserreaktoren niedrigeren Neutronenflussdichte an der RDB-Wand (wegen des größeren Wasserspaltes) möglicherweise gering ausfallen. Nach wie vor ist im Zusammenhang mit der Neutronenversprödung von RDB-Stählen nicht geklärt, ob und in welcher Größenordnung der Einfluss der Neutronenflussdichte bei der Vorhersage der Spröbruchsicherheit von Bedeutung ist (Flussdichte-Effekt: bei gleicher Gesamtdosis ist die neutronenbedingte Versprödung bei niedrigen Flussdichten höher als bei hohen Flussdichten) (z.B. [DOHI 1999], [ODETTE 2001]). Die Amerikaner machen sich Sorgen, dass dieser Effekt gerade bei den Siedewasserreaktoren Probleme bereiten könnte, da die meisten Daten über die Versprödungswirkung der Neut-

ronen bei um Größenordnungen höheren Neutronenflussdichten ermittelt werden, als an der RDB-Wand auftreten. Die an den Proben ermittelte Versprödung könnte also geringer sein, als die tatsächliche Versprödung der RDB-Wand. Dies hieße, dass die aus der Versprödung abzuleitende Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur zu höheren Werten in Wirklichkeit größer als prognostiziert ausfiele. Sprödbrüche und damit katastrophales Versagen des Reaktordruckgefäßes würden daher schon bei höheren Betriebstemperaturen möglich werden. Allerdings wird in dem KTA-Regelwerk keine Berücksichtigung des sog. Flussdichte-Effektes gefordert.

Es gibt keine Aussagen zum Kupfer- und Phosphorgehalt des RDB im KKI 1. Im Bericht des TÜV [TÜV 2010] wird nur festgestellt, dass die Überwachung der Neutronenversprödung mit einem Einhängeproben-Bestrahlungsprogramm erfolgt, bei dem die Proben voreilend, also mit einem höheren Neutronenfluss im Vergleich zur RDB-Wand, im laufenden Reaktorbetrieb bestrahlt werden. Zum Ergebnis dieses Überwachungsprogramms wird nur festgestellt „*dass die Sicherheit des RDB gegen sprödes Versagen auch unter Berücksichtigung der veränderten Werkstoffeigenschaften infolge Neutronenbestrahlung für die Auslegung vorgesehenen Betriebszeit mit großem Abstand sichergestellt ist. Für den RDB liegen deutliche Auslegungsreserven vor.*“ Wie groß dieser Sicherheitsabstand ist, wird nicht mitgeteilt.

Von der durch Neutronen induzierten Versprödung ist nicht nur der Reaktordruckbehälter betroffen, sondern insbesondere auch die Kerneinbauten, die Brennelementhalterungen und die Steuerstabführungen. Man muss davon ausgehen, dass die durch die strahlungsbedingte Abnahme der Zähigkeit des Stahls die Festigkeit dieser Strukturen mit zunehmender Bestrahlung, also zunehmender Laufzeit der Anlage, erheblich abnimmt. Da zusätzlich zur Zähigkeitsabnahme des Werkstoffs mit strahlungsbeschleunigter Spannungsrisskorrosion zu rechnen ist, ergibt sich eine zunehmend wachsende Gefahr für die strukturelle Integrität des Reaktorkerns [LAPENA 2003], [TOIVONEN 1999]. Eine Prüfung des Zustands der Kerneinbauten im Rahmen der PSÜ ist nur sehr schwer, wenn überhaupt in ausreichendem Maße möglich. Es gibt nur wenige Untersuchungen über die Bestrahlungswirkung an den betroffenen Strukturen<sup>4</sup>. Diese Einflüsse erstrecken sich beim Siedewasserreaktor in der gegebenen Ausführung insbesondere auf den Kernmantel und die damit in Funktionszusammenhang stehende obere Kerngitterplatte und die Niederhalterung für die Brennelemente. Die Zentrierung der Steuerstabführungsrohre und die dadurch gegebene Bündelung von jeweils vier Brennelementen unter Einbindung von Steuerelementen an den vorgesehenen Positionen ist für jedes der Steuerstabführungsrohre individuell durch seine Verankerung im RDB-Boden vorgegeben.

## **2.7 Prüfbarkeit**

Ein wesentlicher Bestandteil der Basissicherheit entsprechen [RSK 1996] ist die Forderung nach umfassender Prüfbarkeit der sicherheitsrelevanten Komponenten:

(3) Alle Komponenten der Druckführenden Umschließung sind konstruktiv so zu gestalten, daß die Prüfungen bei der Herstellung und am Aufstellungsort und die wieder-

---

<sup>4</sup> “The initial design life of nuclear power plants is normally 40 years. During this time components close to the core, in particular reactor pressure vessel (RPV) internals, accumulate a relatively high fast neutron fluence. Irradiation by neutrons changes the properties of the materials; e.g. the ductility and fracture resistance of the material. As cracking has recently been detected in large and difficult-to-replace RPV internal components, e. g. core shrouds and top guides of BWRs, the need for representative data on irradiated material properties have increased“ [LAPENA 2003].

kehrenden Prüfungen in ausreichendem Maße möglich sind. Dies gilt insbesondere für die Schweißnähte.

(4) Die Werkstoffe für die Druckführende Umschließung einschließlich Plattierung müssen so beschaffen sein, daß alle Komponenten entsprechend den Festlegungen dieser Leitlinien in ausreichendem Maße zerstörungsfrei prüfbar sind.

(5) Nicht oder nur beschränkt wiederkehrend prüfbare Bereiche der Druckführenden Umschließung müssen so klein gehalten werden, daß postulierte Fehler, die so groß sind wie die nicht prüfbaren Bereiche, zu keinem Versagen des Bauteils führen können, dessen Folgen nicht beherrschbar wären.

Der gesamte Reaktordruckbehälter wird von außen zerstörungsfrei geprüft, Prüfprogramm und Prüfintervalle sind vom KTA-Regelwerk vorgeschrieben<sup>5</sup>. Die Option Komplettprüfung von außen ist explizit erst für die SWR 1000 Linie vorgegeben. Die Aufhängung des Druckgefäßes, die statt der Standzarge eingeführt wurde ermöglicht die Kugelkalotte, die Schweißnähte im Bodenbereich und die aufgehende RDB Wand bei entsprechender Oberflächenvorbereitung bis in die Bindungszone der Innenplattierung zu prüfen.

Die oben beschriebenen kritischen Bereiche des Reaktordruckbehälters, wie die Längsnähte im zylindrischen Bereich des Reaktordruckbehälters und die Schweißnaht zwischen Flanschring und Bodenkalotte würden wegen der sicherheitsrelevanten Bedeutung eine Prüfung erfordern, die das gesamte Volumen von Schweißnaht, Wärmeeinflusszone und anschließendem Grundwerkstoffbereich incl. Plattierung erfasst. Nach Information des Baden-Württembergischen Umweltministeriums<sup>6</sup> wird die Schweißnaht zwischen Flanschring und Bodenkalotte „Sowohl von unterhalb der Naht als auch von oberhalb der Naht wird über 100% des RDB-Umfangs d.h. 360° mechanisiert ultraschallgeprüft.“

Am Reaktordruckbehälter des Siedewasserreaktors werden Teilbereiche der Schweißnaht im Übergang zwischen den zylindrischen Schüssen und der tellerartigen Kalotte bis in den Bereich der Warmstreckgrenze belastet. Der versteifte Übergang, der zusätzlich eine Stütze für den gesamten Druckbehälter samt Einbauten darstellt, ist eine für den Kesselbau untypische und ungünstige Konstruktion, die zu unüblich hohen Spannungskonzentrationen selbst im Normalbetrieb führt. Diese anerkannte Schwachstelle bedürfte nach der in der Kerntechnik notwendigerweise anzuwendenden Sicherheitsphilosophie einer konsequenten Überwachung von Betriebsbeginn an. Für diese Schweißnaht ist nach der in Deutschland eingeforderten Basissicherheit eine vollständige Prüfung auf Defektfreiheit während der Erst- und Wiederholungsprüfungen zwingend geboten.

Ein Vergleich mit dem Ausführungsvorschlag für den SWR1000 zeigt deutlich die dem Basissicherheitskonzept folgende Auslegung insbesondere des Bodenbereiches, der Übergangszone zur zylindrischen RDB-Wand und der RDB-Lastabtragung in die Wand der Reaktorgrube. Hier gibt es im Bereich des RDB Bodens keine Einschränk-

---

<sup>5</sup> 1(6) Für Komponenten, bei denen die unter (4) oder (5) genannten Voraussetzungen (gemeint sind Komponenten anzuwenden, die nach den Grundsätzen der Basissicherheit ausgelegt, konstruiert und hergestellt worden sind Anm. Autor). nicht erfüllt sind, sind erforderlichenfalls aufgrund der speziellen Gegebenheiten erhöhte Anforderungen an die wiederkehrenden Prüfungen und Betriebsüberwachung festzulegen. Die bisher für die wiederkehrenden Prüfungen und für die Betriebsüberwachung getroffenen Festlegungen und Richtlinien sind weiterhin anwendbar.

<sup>6</sup> Karl Franz, Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr, Baden-Württemberg, Antwort auf Anfrage der ARD-Kontraste Redaktion, 14.07.2010

kungen für die Defektoskopie von außen. Der Kernmantel erfüllt beim SWR1000 eine eingeschränkte Stützfunktion.

Bei einer Besichtigung des baugleichen Reaktordruckbehälters im Oktober 2010 im baugleichen Reaktor in Zwentendorf wurde von den Autoren festgestellt, dass diese kritische Schweißnaht für automatisierte Prüfsysteme (Farbeindringprüfung, Magnetpulverprüfung, US-Prüfung) nicht zugänglich ist. Eine manuelle Prüfung von außen ist mit Einschränkungen möglich. Das Gesamtvolumen der Schweißnaht kann nicht erfasst werden, die von innen aufgebraute Plattierung wird ebenfalls für diesen kritischen Bereich des Plattierungsüberganges nur eingeschränkte Nachweisempfindlichkeiten zulassen. Von innen ist der Zugang zur Schweißnaht durch die auf die Bodenkalotte aufgeschweißte Standzarge des äußeren Kernmantels und die ebenfalls verschweisste Horizontalabdeckung des Ringraums zwischen dem Kernmantel und der RDB-Wand, welche nur die Impellerrohre für die Läufer der internen Axialumwälzpumpen als Durchführungen aufweist, extrem erschwert. Die kritische Schweißnaht ist mit keinem Manipulatorsystem erreichbar, eine manuelle Prüfung wäre unter Umständen – dann aber nicht vollständig – möglich, sie wird jedoch durch die radioaktive Kontamination und der Aktivierung des Schachtes, des Reaktorbehälters und seiner Plattierung im Bereich der aktiven Zone praktisch ohne Ergreifen extremer Maßnahmen zum Schutz der Prüfer so gut wie unmöglich.

Eine Verlängerung der Lebensdauer dieser Reaktoren ist überhaupt nur denkbar, wenn diese hoch belastete kritische Schweißnaht einer vollständigen Prüfung über das gesamte Volumen sowie der Plattierung von innen auf Oberflächenrisse über die gesamte Fläche unterzogen wird. Aus den vor Ort gefundenen Bedingungen scheint auch die Möglichkeit der hundertprozentigen Prüfung der kritischen Längsschweißnähte stark in Frage gestellt.

Die Druckbehälter dieser Bauserie entsprechen demzufolge nicht den Basissicherheitskriterien, wie sie für spätere Reaktorgenerationen durchgesetzt wurden. Eine Lebensdauererlängerung für diesen Reaktortyp beinhaltet ein nicht akzeptables Risiko.

Auch die Längsnähte am zylindrischen Teil des Reaktordruckbehälters (insbesondere die T-förmigen Stellen am Zusammentreffen der Längsnähte mit den Rundnähten werden nur von außen geprüft. Dabei wurde auch bei der 4. Überprüfungs-tagung der Konvention zur Nuklearen Sicherheit, April 2008, auf die Alterungsempfindlichkeit der RDBs ohne nahtlose Schmiederinge hingewiesen [BMU 2008].

Eine weiter prüftechnische Schwierigkeit besteht wegen der Unzugänglichkeit der Schweißnähte der Kumpelteile und die zahlreichen Anschlussnähte von Steuerstabantriebsstutzen und Pumpenstutzen an der Bodenkalotte. Insbesondere kann über den Zustand der Plattierung an der Innenseite durch die mechanisierten Messverfahren von außen kaum eine integrale Bewertung gemacht werden.

Bei der Baulinie 69 ist gerade der RDB-Boden sicherheitstechnisch von großer Bedeutung, weil die Steuerstäbe von unten – also gegen die Schwerkraft – eingefahren werden. Bei einem Defekt an den Steuerstabantriebsstutzen wäre die Kontrolle der Reaktivität im Reaktor unmittelbar betroffen. Daraus müsste eigentlich eine erhöhte Priorität für umfangreiche und umfassende Prüfungen dieses Bereiches resultieren.



### 3. Rohrleitungen

Da bei Siedewasserreaktoren nur ein Kühlkreislauf vorhanden ist, der zudem nicht vollständig im Sicherheitsbehälter angeordnet ist, führt eine Leckage in diesem Rohrsystem außerhalb des Sicherheitsbehälters zum Austritt von radioaktivem Dampf in das Maschinenhaus und von dort (über ein Filter) in die Umgebung, solange keine Beschädigung des Maschinenhauses erfolgt.

Die Problematik der Rohrleitungswerkstoffe in den Anlagen der Baulinie 69 ist in [NEUMANN 2010] umfassend beschrieben und wurde in [TÜV 2010] aus Sicht des Gutachters dargestellt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass für die aufgetretenen Leckagen die folgenden Korrosionsmechanismen verantwortlich gemacht werden:

- Dehnungsinduzierte Risskorrosion in ferritischen Rohrleitungen
- Interkristalline Spannungsrisskorrosion in austenitischen Rohrleitungen
- Transkristalline Spannungsrisskorrosion in austenitischen Rohrleitungen und Armaturen

Vom TÜV wird zugestanden, dass weder die Werkstoffwahl, noch die Fertigungsbedingungen den Forderungen des Basissicherheitskonzeptes entsprechen, und zusätzlich durch die Mängel bei Design und Herstellung die Prüfbedingungen eingeschränkt sind, so dass auch die Fehlerkennbarkeit nicht gewährleistet ist [TÜV 2010].

Die Folge waren Rohraustauschmaßnahmen zur „Heranführung an den mit der Einführung des Basissicherheitskonzeptes neueren Stand des Regelwerkes sowie zur Vermeidung von erneuten Schäden“. Bei diesen Umrüstmaßnahmen wurden optimierte Werkstoffe und optimierte Schweißverfahren eingesetzt und die Prüfverfahren verbessert (insbesondere für die austenitischen Rohrleitungen). Hinsichtlich der für die transkristalline chlorinduzierte Spannungsrisskorrosion verantwortlichen Chlorid-anreicherungen spricht der TÜV von „*administrativen Vorgaben zur Vermeidung von Chlorideinträgen z.B. bei Instandhaltung- und Wartungsarbeiten*“ als vorbeugende Maßnahme.

Die Kriterien für die Auswahl der auszutauschenden Rohrleitungen wären klarzustellen, man hätte ja auch dann denken können, im Sinn der Basissicherheit das gesamte Rohrleitungssystem basissicher zu erneuern. Interessant wäre natürlich die grundsätzliche Klärung der Formulierung „*Heranführung an den mit der Einführung des Basissicherheitskonzeptes neueren Stand des Regelwerkes sowie zur Vermeidung von erneuten Schäden*“. Gibt es Kriterien oder Zielvorgaben oder Begrenzungen für eine derartige „Heranführung“? Weitere Fragen betreffen die Folgen einer Anordnung aus basissicheren und nicht-basissicheren Bestandteilen innerhalb eines Rohrleitungssystems hinsichtlich Betriebsführung, Prüfprogramm und Auswertung von Prüfergebnissen, Wartung, Instandhaltung, usw.

### 4. Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter (Containment) ist die wichtigste Schutzbarriere im Fall eines Lecks an der druckführenden Umschließung (Rohrleitungen und Reaktordruckbehälter) und soll den Radionuklidaustrag in die Reaktorhalle und in der Folge in die

Umgebung verhindern. Das Versagen des Sicherheitsbehälters würde Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Umgebung zur Folge haben.

In Abbildung 6 ist der rot eingefärbte Bereich der Reaktordruckbehälter, der blaue Bereich die toroidale Kondensationskammer. Unter dem Reaktordruckbehälter sind im Steuerstabantriebsraum die Steuerstabantriebe zu erkennen. Der Sicherheitsbehälter eines SWR 69 hat am Boden eine Stahlschale. Darunter befindet sich ein Betonboden, der Splitterschutz und Abschirmfunktion hat.

Entsprechend der Studie der GRS [LÖFFLER 2006] zur PSA-Level 2 von Anlagen der SWR 69-Baulinie erfolgt im Fall eines schweren Unfalls ein Kernversagen typischerweise bei niedrigen Drucken. Die Wahrscheinlichkeit der Rückhaltung eines teilweise geschmolzenen Kerns im RDB ist äußerst gering ( $f < 2\%$ ). Kurz nach dem RDB-Versagen erfolgt das Durchschmelzen des Stahlbodens des Sicherheitsbehälters in den Steuerstabantriebsraum (CRDR: control rod driving room): Durch den Druckanstieg versagt das Containment noch vor dem Einleiten der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters: Es kann zur schlagartigen Wasserstoffverbrennung außerhalb der Sicherheitsbehälters kommen, wodurch neue Freisetzungspfade entstehen. Es besteht eine hohe Wahrscheinlichkeit für eine frühe Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Bei der Diskussion der SAM (severe accident management)-Maßnahmen, wie z.B. der Flutung des CRDR zum Schutz gegen RDB-Versagen könnte der entstehende Dampf sogar die Kühlwirkung des Wassers beeinträchtigen und dadurch ein großflächiges Versagen des RDB auslösen. Die resultierenden Folgen für die Freisetzung von Radionukliden wären noch katastrophaler [SCHEIB 2009].

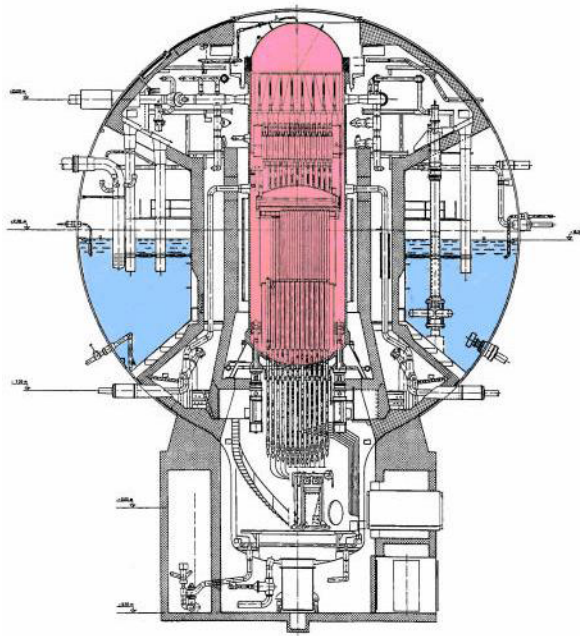


Abbildung 6: Sicherheitsbehälter (aus [LÖFFLER 2006])

Ein zusätzliches Problem ist das kastenförmige Reaktorgebäude, das im Vergleich zu kugelförmigen Konstruktionen verwundbarer ist, was insbesondere in Zusammenhang mit äußeren Einwirkungen an vielen Stellen diskutiert wird.

Man muss daher bei dem Sicherheitsbehälter der SWR 69 - Baulinie von einer schwerwiegenden konstruktiven Schwachstelle sprechen, die auch durch Ertüchtigungsmaßnahmen nicht wesentlich zu entschärfen sein wird.

Anzumerken ist weiterhin die Problematik von Betonstrukturen, wie z.B. der Bodenwanne, die neben thermomechanischen Beanspruchungen auch Witterungseffekten, chemischen Angriffen und gegebenenfalls hohen Strahlungsdosen ausgesetzt sein können.

Korrosive Schäden an den Stahllarmierungen und damit die Tragfähigkeit sind schlecht überprüfbar. Die Schadensmechanismen am Beton durch korrosive Prozesse bei hohen Strahlendosen sind noch weitgehend unerforscht. Eine Schwierigkeit besteht in der Quantifizierung der Unsicherheiten in den entwickelten Modellen bzw. deren Validierung mit experimentellen Daten [NAUS 1996].

In den USA wurde die Entwicklung einer entsprechenden Datenbank (Structural Materials Information Center) zur Erfassung der Umgebungseinflüsse und Alterungsfaktoren für diese Materialien ins Leben gerufen [NAUS 1993].

Eine umfassende Studie über die Alterung französischer Kühltürme ergab, dass zwar ein Erreichen der projektierten Lebensdauer von 40 Jahren möglich ist, die Sicherheitsmargen aber deutlich geringer sind, als vorgesehen [BOLVIN 1993]. Für ältere Anlagen wurde 1992 eine verstärkte Überwachung angeordnet. In der Schweiz wurde 1991 ein systematisches Alterungsüberwachungsprogramm für die Baustrukturen in KKW's eingeleitet [ZWICKY 1993]. Weitgehend nicht beachtet wird bisher die erforderliche Berücksichtigung der durch Alterungsphänomene verursachten Schwächung der Strukturen bei der seismischen Absicherung, die mit Auslegungsmaterialkennwerten erfolgt<sup>7</sup>.

Der Bericht des TÜV-Süd zur Sicherheit des Kernkraftwerkes KKI 1 vom Juli 2010 zieht im Kapitel „Einwirkungen von außen aus sehr seltenen Ereignissen“ nur einen Flugzeugabsturz (zufälliger Absturz einer Militärmaschine) und die von einer chemischen Explosion hervorgerufene Explosionsdruckwelle in Betracht, behandelt jedoch nicht die Erdbebensicherheit der Kraftwerksanlage.

KKI 1 begann 1979 mit dem Volleleistungsbetrieb. Seit 1975 ist das geologische Wissen über die bruchtektonische Zerlegung der Erdkruste vor allem durch die Daten der Landsat-Satelliten enorm angewachsen; ebenso haben die Kohlenwasserstoffexploration und die Erkundung von Grundwasservorkommen in der Oberösterreichischen und Bayerischen Molassezone die Kenntnisse über tektonische Vorgänge wesentlich erweitert.

Es verwundert deshalb, wenn in einem Bericht zum Brennelementbehälterlager (Februar 2001) behauptet wird, dass nach seismologischen Untersuchungen der Standort aufgrund seiner Lage nahezu erdbebenfrei sei und alle geologischen Bewegungen abgeschlossen seien. Für den Standort werden eine höchstmögliche Intensität von lediglich 6°MSK erwartet und die Sicherheit von Gebäuden und Einrichtungen für dieses Bemessungserdbeben ausgelegt.

---

<sup>7</sup> „The evaluation for seismic loading is particularly important because the degraded structures or components could be more vulnerable to the seismic loads. From a seismic analysis point of view, the aging or degradation may affect dynamic properties, structural response, resistance or capacity, failure modes, and locations of failure initiation“ [SHAO 1998].

Die von den Geologischen bzw. Seismologischen Diensten herausgegebenen Karten der Seismizität und Tektonik vermitteln ein anderes Bild. Im Südwesten der Böhmisches Masse und im angrenzenden Nördlichen Alpenvorland sind Erdbebenereignisse sowohl aus der jüngeren Zeit aber auch aus historischer Vergangenheit bekannt. Diese Beben treten entlang tektonischer Störungszonen und an den Schnittpunkten der Bruchlinien auf, belegen somit eine anhaltende neotektonische Aktivität. Während ein seismologisches Messnetz erst seit wenigen Jahrzehnten existiert, sind historische Aufzeichnungen lückenhaft und mit großen Unsicherheiten behaftet, was Stärke und genaue Lage des Epizentrums betrifft.

Die IAEA empfiehlt deshalb in ihren Richtlinien für die Standortauswahl nuklearer Anlagen nicht nur eine Mindestbemessung mit einer Intensität von 7°MSK für seismisch nicht aktive Gebiete, sondern darüber hinaus die Bestimmung eines maximal möglichen Bebens nach dem Stand der Wissenschaft, wobei moderne Untersuchungsmethoden (Paläoseismologie, Geomorphologie, trenching an Bruchlinien) angewendet werden sollen, um die seismotektonische Aktivität von Störungszonen besser beurteilen zu können. Dies ist bislang in Deutschland nur in der Niederrheinbucht erfolgt und hatte für das KKW Mühlheim-Kärlich einschneidende Konsequenzen.

Die Bestimmung des Bemessungsbebens am Standort Isar erfolgte nicht nach den Richtlinien der IAEA. Vieles deutet darauf hin, dass die tektonischen Störungszonen der Region eine anhaltende Aktivität aufweisen. Im Hinblick auf die alterungsbedingte Schwächung von Strukturen kommt den schwächeren Bebenereignissen eine erhöhte Bedeutung zu.

## **5. Brennelemente-Lagerbecken**

Das Brennelemente-Lagerbecken für die hoch-radioaktiven abgebrannten Brennstäbe liegt bei der Baulinie 69 im oberen Teil des Reaktorgebäudes außerhalb des Sicherheitsbehälters. Die Gefährdung, die aus dieser Konstruktion insbesondere bei Erdbeben oder äußeren Einwirkungen resultiert, ist offensichtlich. Im Fall eines schweren Unfalls im Reaktor selbst kann diese Anordnung zu einer Verschärfung der Situation führen.

Man sollte annehmen, dass die im Atomgesetz festgehaltenen Schutzziele solche Konstruktionen unmöglich machen sollten, aber wie bei der Tagung zur Nuklearen Sicherheit festgehalten wurde, liegt keine verbindliche Regelung vor [BMU 2008]:

*„Die im Atomgesetz vom Gesetzgeber verwendeten unbestimmten Rechtsbegriffe, wie z. B. „die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden“ wurden gewählt, um eine dynamische Weiterentwicklung der Vorsorge nach neuestem Stand zu erleichtern. Das Gesetz hat es damit weithin der Exekutive überlassen, sei es im Wege der Rechtsverordnung nach Maßgabe der einschlägigen Ermächtigungen, sei es bei Einzelentscheidungen unter Berücksichtigung auch des untergesetzlichen Regelwerks, über Art und insbesondere über Ausmaß von Risiken, die hingenommen oder nicht hingenommen werden, zu befinden. Über das Verfahren zur Ermittlung solcher Risiken trifft es selbst keine näheren Regelungen.“*

## 6. Sicherheitsanalysen

Es gibt zwei komplementäre Methoden für die Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken. Bei der deterministischen Sicherheitsanalyse, die normalerweise für das Genehmigungsverfahren verwendet wird, wird das Verhalten der Anlage für den Fall ausgewählter und vermuteter, die Auslegung begrenzender Typen von Unfallszenarien bewertet, wobei typischerweise ein Einzelfehler einer aktiven Komponente in einem der Sicherheitssysteme angenommen wird, das bei dem auslösenden Störfall ansprechen muss.

Dieses Verfahren berücksichtigt aber nicht, wie wahrscheinlich es ist, dass mehrfaches Komponentenversagen nach dem auslösenden Störfall auftritt, mit welcher Wahrscheinlichkeit menschliche Fehler geschehen und wie wahrscheinlich es ist, dass das Auftreten eines menschlichen Fehlers entdeckt und erfolgreich korrigiert werden kann, bevor eine massive Kernschädigung eintritt.

Um die Frage nach solchen "Restrisiken" zu beantworten wird weltweit in den meisten Fällen eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) durchgeführt. Eine solche Analyse betrachtet alle auslösenden Störfälle (ausgenommen von diesen Analysen sind solche Störfälle, von denen angenommen wird, dass sie so selten auftreten, dass sie nicht wesentlich zu einem Unfallrisiko beitragen) und konstruiert ein mathematisches Modell des Anlagenverhaltens nach einem auslösenden Störfall unter Verwendung von möglichen Fehlerbäumen und Ereignisbäumen. Solche Modelle berücksichtigen Hardware-Versagen und menschliche Fehler (sowohl solche, die vor dem Unfall erfolgen, wie auch solche die während der Reaktion auf das auslösende Ereignis erfolgen). Sie ermöglichen die Wahrscheinlichkeit von Komponentenversagen und menschlichen Fehlern ebenso wie die Häufigkeit von auslösenden Ereignissen zu quantifizieren.

### 6.1 Sicherheitsziele für Kernkraftwerke

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) gründete Mitte der 1980er Jahre INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group) zur Beratung in Fragen der Sicherheit der Kernenergie. In dem INSAG-05-Bericht werden quantitative Sicherheitsziele für Kernkraftwerke festgelegt. Zusammenfassend spezifiziert INSAG-05, dass die Häufigkeit eines schweren Unfalls, der mit einer Schädigung des Reaktorkerns verbunden ist (CDF: core damage frequency) in den schon vorhandenen Kernkraftwerken unter  $1 \times 10^{-4}/a$  liegen sollte und die Häufigkeit einer Freisetzung von Radioaktivität (LRF: large release frequency) als Folge eines solchen Unfalls, die zu Schutzmaßnahmen für die Umwelt führt, sollte unter  $1 \times 10^{-5}/a$  liegen.

Diese Sicherheitsziele gelten für die existierenden Kernkraftwerke, die sogenannten "Anlagen der zweiten Generation". Die INSAG hat diese Ziele als unabhängig spezifiziert, und hat festgestellt, dass - unabhängig von der Kernschadenshäufigkeit - das Unfallmanagement und die Störfallbeherrschungsmaßnahmen (inklusive eines funktionsfähigen Containments) die Häufigkeit einer großen radioaktiven Freisetzung um eine Größenordnung reduzieren.

Es muss angemerkt werden, dass die Definition einer "großen Freisetzung von Radioaktivität" im Rahmen der INSAG-Sicherheitsziele zu einiger Diskussion geführt hat, - z.B. definieren Schweden und Finnland eine Freisetzung von 0,1% der Spaltprodukte als „große Freisetzung“.

## 6.2 PSA-Level2 für die SWR-69 Baulinie

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken werden in drei Stufen durchgeführt. Die PSA Level-1 behandelt die Wahrscheinlichkeit von Kernschädigungen. Die PSA Level-2 berücksichtigt das Verhalten der Anlage bei Kernschädigungen und bewertet die Wahrscheinlichkeit radioaktiver Freisetzungen in die Umgebung, sowie die Parameter dieser Freisetzung (d.h. die Zeit nach dem auslösenden Ereignis, die prozentuale Freisetzung verschiedener Radionuklide über die Zeit, den Ort der Freisetzung, usw.). Die PSA Level-3 behandelt die Konsequenzen der Freisetzung auf die Umgebung, berechnet die Größenordnung der Konsequenzen, wie frühe Todesfälle, spätere Krebserkrankungen, und vielleicht andere Größen, wie kontaminierte Flächen, Unfallkosten im Sinn von Unfallfolgen und verlorenen Gütern.

Die PSA Level-1 führt zu einer Kernschadenshäufigkeit von  $2.2 \times 10^{-6}/a$  für Ereignisse bei voller Leistung (niedrige Leistung und Unfälle in abgeschaltetem Zustand wurden nicht betrachtet). Entsprechend einem Medienbericht ist die konditionale Wahrscheinlichkeit einer großen Freisetzung etwa 50 % [HIBBS 2006]. Eine genaue Durchsicht dieses Berichts [LÖFFLER 2006] ergibt, dass diese Interpretation zu optimistisch sein dürfte.

In dem Bericht wird die mittlere Kernschadenshäufigkeit mit  $2.2 \times 10^{-6}/a$  beziffert. Die mittlere Häufigkeit einer Freisetzung von mehr als 10 % des Jodinventars ergibt  $1.58 \times 10^{-6}/a$  – oder mit 50 % konditionaler Wahrscheinlichkeit von 0,718. Die mittlere Häufigkeit einer Freisetzung von 1-10 % des Jodinventars ist  $6.2 \times 10^{-7}/a$  – oder mit konditionaler Wahrscheinlichkeit von 0,281. Zusammengenommen ist die Häufigkeit von Freisetzungen von 1 % oder mehr des Jodinventars  $2.2 \times 10^{-6}/a$  – d.h. im Wesentlichen 100 %. Tatsächlich ist die Häufigkeit von Unfällen, bei denen weniger als 1 % des Jodinventars freigesetzt wird, sehr klein – etwa  $1 \times 10^{-9}/a$ . Das bedeutet: bei einem schweren Unfall in einem Kernkraftwerk des Typs SWR 69 tritt mit Sicherheit eine große Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung auf.

Die PSA Level-2 für die Deutschen Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 führte zu einer hohen konditionalen Wahrscheinlichkeit für große Freisetzungen von radioaktivem Material im Fall eines schweren Unfalls. Die PSA wurde für das Kernkraftwerk Philippsburg 1 durchgeführt, wird aber als repräsentativ für die andern SWR-69 (Isar 1, Brunsbüttel und Krümmel) betrachtet.

Aus den Ergebnissen folgt, dass die Unfallmanagement-Maßnahmen im Sinn der Reduzierung der Unfallkonsequenzen verändert werden sollten. So sollte zum Beispiel das Containment-Sprühsystem aktiviert werden, sobald Unfall-Eintrittsbedingungen erreicht werden. Zusätzlich sollte das gefilterte Druckentlastungssystem zu diesem Zeitpunkt aktiviert werden. Man sollte auch über Wasserzufuhr von einer externen Quelle nachdenken.

Von Interesse wäre eine Betrachtung der Schadstoffpotenziale und der Handlingmethoden, wie sie zur Zeit der Errichtung der Anlagen gegeben waren mit den Vorgangsweisen, die heute dafür vorzusehen sind. Ebenso sollte die Frage der Einwirkungen auf die Anlage zur Aktivierung der zugehörigen Risikopotenziale erörtert und auch wie derzeit die geplanten und ungeplanten Managementmaßnahmen verwirklicht werden. Ins Verhältnis gesetzt ergeben diese vermutlich in Gemeinschaft mit den PSA Annahmen und Aussagen ein gutes Bild der erforderlichen Ertüchtigungen und Betriebszeiterwartungen.

## 7. Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Eine Untersuchung der Schwachstellen in den Kernkraftwerken SWR 69 Brunsbüttel, Isar 1, Krümmel und Philippsburg ergab folgende grundlegende Probleme:

- Die schwerwiegenden Konstruktionsmängel können durch Nachrüstungsmaßnahmen nicht ausgeglichen werden.
- Das Design des Reaktordruckbehälters erfüllt nicht die Grundbedingungen der Basissicherheit, weder hinsichtlich der Minimierung der Anzahl der Schweißnähte noch hinsichtlich der ausreichenden Prüfbarkeit.
- Die grundlegende Forderung des Basissicherheitskonzepts nach einem optimierten RDB-Werkstoff ist nicht erfüllt.

Zusätzlich sind folgende vorwiegend technische Mängel zu beanstanden:

- Die zulässige Meridianspannung der Schweißnaht überschreitet zulässige Grenzwerte nach ASME und auch nach KTA (mit Sicherheitsbeiwert). Somit ist kein ausreichender Sicherheitsabstand vorhanden.
- Man muss davon ausgehen, dass im Normalbetrieb die Plattierung an der Schweißnaht zwischen Flanschring und Bodenkalotte bis in die Warmstreckgrenze beansprucht wird, d. h. bleibende Verformungen erfährt. Dies kann zur Folge haben, dass Ermüdungsrisse entstehen.
- In der Spannungsanalyse ist die Tatsache nicht berücksichtigt worden, dass in der Nähe der Pumpenstutzen (im Tellerboden) Schweißnähte angeordnet sind, weil die Schweißnähte als volltragend angesehen wurden.
- Bei der Genehmigung des baugleichen Reaktors Zwentendorf in Österreich zeigte sich, dass das „Zwentendorfer Reaktordruckgefäß in konstruktiver Hinsicht nicht einmal den Anforderungen der für gewöhnliche Druckgefäße herkömmlicher Gefahrenklassen geschaffenen österreichischen Dampfkesselverordnung (DKV) und den geltenden Werkstoff- und Bauvorschriften (WBV)“ genügte [PROFIL 1978].
- Neben der niederzyklischen Ermüdung sind weitere Schädigungsprozesse infolge des Dauerbetriebes möglich.
- Eine überprüfbare, mit dem Regelwerk konforme Ermüdungsanalyse insbesondere auch der kritischen Stellen der „Eckschweißnaht“ mit nachgewiesener Überschreitung der Warmstreckgrenze schon bei Normalbedingungen liegt den Autoren nicht vor. Es gibt nur vereinzelte Informationen über offensichtlich nicht vollständige Ermüdungsanalysen.
- Für das Kernkraftwerk Krümmel ist aus dem Sicherheitsgutachten [TÜV 1988] zu schließen, dass die Thermoschock-Analyse nicht nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt worden ist, und diese daher auch nicht als vollständig angesehen werden kann.

- Es liegen keine Angaben zum Kupfer- und Phosphorgehalt des RDB Stahles im KKI 1 vor.
- Prüfungen des Zustands der Kerneinbauten im Rahmen der PSÜ sind in ausreichendem Maße nur sehr schwer - wenn überhaupt - möglich. Es gibt nur wenige Untersuchungen über die Bestrahlungswirkung an den betroffenen Strukturen<sup>8</sup>.
- Die Schweißnaht im Übergang zwischen den zylindrischen Schüssen und der tellerartigen Kalotte wird im Normalbetrieb bis in den Bereich der Warmstreckgrenze belastet. Der versteifte Übergang, der zusätzlich eine Stütze für den gesamten Druckbehälter samt Einbauten darstellt, ist eine für den Kesselbau untypische und ungünstige Konstruktion, die zu unüblich hohen Spannungskonzentrationen selbst im Normalbetrieb führt.
- Diese kritische Schweißnaht ist für Prüfung mit automatisierten Prüfsystemen (Farbeindringprüfung, Magnetpulverprüfung, Ultraschallprüfung) nicht zugänglich, wie bei einer Besichtigung des Reaktordruckbehälters im baugleichen Reaktor in Zwentendorf im Oktober 2010 von den Autoren festgestellt wurde.
- Eine Verlängerung der Lebensdauer dieser Reaktoren ist überhaupt nur denkbar, wenn diese hoch belastete kritische Schweißnaht einer vollständigen Prüfung unterzogen wird, die das gesamte Volumen der Schweißnaht, der Wärmeeinflusszonen sowie der Plattierung von innen auf Oberflächenrisse über die gesamte Fläche umfasst.
- Die Druckbehälter dieser Bauserie entsprechen demzufolge nicht den Basis-sicherheitskriterien, wie sie für spätere Reaktor Generationen durchgesetzt wurden. Eine Lebensdauererlängerung für diesen Reaktortyp beinhaltet nicht akzeptable Risiken.
- Der zuständige TÜV hat festgestellt, dass weder die Werkstoffwahl, noch die Fertigungsbedingungen den Forderungen des Basissicherheitskonzeptes entsprechen, und zusätzlich durch die Mängel bei Konstruktionsauslegung und Herstellung die Prüfbedingungen eingeschränkt sind, so dass auch die Fehlererkennbarkeit nicht gewährleistet ist [TÜV 2010].
- Es besteht bei schweren Unfällen eine hohe Wahrscheinlichkeit für eine frühe Radionuklidfreisetzung in die Umgebung.
- Das Brennelemente-Lagerbecken für die hoch-radioaktiven abgebrannten Brennelemente liegt bei der Baulinie 69 im oberen Teil des Reaktorgebäudes außerhalb des Sicherheitsbehälters. Die Gefährdung, die aus dieser Konstruk-

---

<sup>8</sup> The initial design life of nuclear power plants is normally 40 years. During this time components close to the core, in particular reactor pressure vessel (RPV) internals, accumulate a relatively high fast neutron fluence. Irradiation by neutrons changes the properties of the materials; e.g. the ductility and fracture resistance of the material. As cracking has recently been detected in large and difficult-to-replace RPV internal components, e. g. core shrouds and top guides of BWRs, the need for representative data on irradiated material properties have increased [LAPENA 2003].



tion insbesondere bei Erdbeben oder äußeren Einwirkungen resultiert, ist offensichtlich.

- Bei einem schweren Unfall in einem Kernkraftwerk des Typs SWR 69 tritt mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit eine große Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt auf. Aus den Ergebnissen folgt, dass die Unfallmanagement-Maßnahmen mit Zielvorgaben zur Reduzierung der Unfallkonsequenzen verändert werden müssen.
- Die Festlegung des Bemessungsbebens am Standort Isar erfolgte nicht nach den Richtlinien der IAEA. Vieles deutet darauf hin, dass die tektonischen Störungszonen der Region eine anhaltende Aktivität aufweisen. Im Hinblick auf die alterungsbedingte Schwächung von Strukturen kommt den schwächeren Bebenereignissen eine erhöhte Bedeutung zu.

## Literaturhinweise

- [AHN 1999] Y.-S. Ahn, H.-D. Kim, T.-S. Byun, Y.-J. Oh, G.-M. Kim, J.-H. Hong  
Application of intercritical heat treatment to improve toughness of SA508 Cl.3 reactor pressure vessel steel, Nucl. Engin. and Des. 194, 1999, 161-177
- [BMU 1999] Nuclear Safety in Germany Report under the Convention on Nuclear Safety by the Government of the Federal Republic of Germany for the First Review Meeting in April 1999, BMU 1999
- [BMU 2008] Bundesumweltministerium, Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die 4. Überprüfungstagung im April 2008
- [BOLVIN 1993] M. Bolvin, D. Chauvel, A study of the life expectancy of cooling towers, SMiRT 12, Stuttgart 1993, Vol.D 467-472
- [DOHI 1999] K. Dohi, T. Onchi, F. Kano, K. Fukuya, M. Narui, H. Kayanao  
Effect of neutron flux on low temperature irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steel, J. of Nucl. Mat. 265, 1999, 78-90
- [HIBBS 2006] M. Hibbs, T. Harrison & P. Marshall, Releases Probable After Core Melt at Early German BWRs, Study Says, Nucleonics Week, Vol. 47, Nr. 46, 16 November 2006, pages 1 & 12-14.
- [KUSSMAUL 1978]: K. Kußmaul, Die Gewährleistung der Umschließung, Grundlagen und Nachweis der Berstsicherheit von Reaktordruckbehältern für LWR-Kernkraftwerke, Atomwirtschaft, 1978, 354-361
- [LAPENA 2003] J. Lapeña1, P. Ould, S. van Dyck, M. Ludwig, A. Jenssen, P. Karjalainen-Roikonen, H. Westermarck; Properties of irradiated stainless steels for predicting lifetime of nuclear power plant components (PRIS), FISA conference, Luxembourg 2003
- [LÖFFLER 2006] H. Löffler, M. Sonnenkalb, Methods and Results of a PSA Level 2 for a German BWR of the 900 MWe Class. GRS, Nov. 2006
- [NAUS 1993] D. J. Naus, C. B. Oland, E. G. Arndt, Continuing the service of aging concrete structures in nuclear power plants, SMiRT 12, Stuttgart 1993, Vol.D 473-478

- [NAUS 1996] D. J. Naus, C. B. Oland, B. R. Ellington, H. L. Graves III, W.E. Norris  
Aging management of containment structures in nuclear power plants  
Nucl. Engin. and Des. 166, 1996, 367-379
- [NEUMANN 2010]: W. Neumann, O. Becker, Stellungnahme über Sicherheitsprobleme  
älterer Atomkraftwerke Beispiel Isar 1; Hannover 2010
- [NGUYEN & ZEHN 2010]: V. A. Nguyen und M. Zehn, Berechnung des Spannungszu-  
standes an der Schweißnahtstelle eines Druckbehälters, Fachgebiet Strukturme-  
chanik und Strukturberechnung der TU Berlin, Institut für Mechanik, unveröffent-  
lichter Bericht, 05.07.2010
- [ABAQUS] SIMULIA-ABAQUS Version 6.6: *Analysis User's Manual- Analysis*. 2007.
- [ODETTE 2001] G. R. O dette, G. E. Lucas, Light Water Reactors: Overview: Embrittle-  
ment of Nuclear Reactor Pressure Vessels, JOM,53 (7) (2001), pp. 18-22
- [PACHUR 1990] D. Pachur, S. J. Krawczynski, H. Derz, G. Pott  
Irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steel outside the ASTM  
specification A508 Cl2; J. Nucl. Materials 171, 1990, 128-133
- [PROFIL 78] Artikel über Zwentendorf in der Zeitschrift Profil vom 04.07.1978
- [RENNEBERG 2010]: W. Renneberg, Risiken alter Kernkraftwerke, Studie im Auftrag der  
Bundestagsfraktion von Bündnis 90 / Die Grünen; 2010
- [RSK 1979] Rahmenspezifikation "Basissicherheit von druckführenden Komponenten",  
Fassung 09.79
- [RSK 1996]: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Ursprungsfassung (3. Ausgabe vom  
14. Oktober 1981) mit Änderungen vom 15.11.1996
- [SCHEIB 2009] P. Scheib, M. Schneider, M. Krauß, Accident Management in German  
NPPs: Status of Implementation and the Associated Role of PSA Level 2, Bun-  
desamt für Strahlenschutz, Oktober 2009
- [SEIFERT 2003] H. P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, U. Tschanz, B. Gerodetti, RIKORR -  
Risskorrosion in druckführenden ferritischen Komponenten des Primärkreislaufes  
von SWR; Projekt 37689 / 77428, Paul Scherrer Institut Villingen, Schweiz, im  
Auftrag des Bundesamts für Energie BFE, 2003
- [SHAO 1998] L. C. Shao, A. J. Murphy, N. Chokshi, Pao-Tsin Kuo, T. Chang  
Seismic responses and resistance of age degraded structures and components  
Nucl. Engin. and Design 181, 1998, 3-15
- [TOIVONEN 1999] A. Toivonen, P. Moilanen, M. Pyykönen, S. Tahtinen, T. Rintamaa  
The feasibility of small size specimens for testing of environmentally assisted  
cracking of irradiated materials and of materials under irradiation in reactor core  
Nucl. Engin. and Des. 193, 1999, 309-316
- [TÜV 1973] Besprechungsbericht, intern betreffend Bleche für die Schüsse des RDB-KKK,  
TÜV Norddeutschland, Hamburg, 22.6.1973, Anlage 3 zu Bericht WP 27.8.20
- [TÜV 2010] Zur Sicherheit des Kernkraftwerks Isar 1 (KKI 1), TÜV Süd im Auftrag der  
Bayerischen Landesregierung, Juli 2010
- [WF 1977] TÜV Norddeutschland, Bericht über die Bauüberwachung des Reaktordruckbe-  
hälters für das Kernkraftwerk Krümmel (Werkstattfertigung), 11.10.1977
- [WP 1987] Wortprotokoll der Verwaltungsrechtssache [8 TEG KKK], Oberverwaltungsgericht  
Lüneburg, Februar 1987
- [ZWICKY 1993] P. F. Zwicky, D. Kluge, Aging management for safety related concrete  
structures in Switzerland. SMiRT 12, Stuttgart 1993, Vol.D 447-452