

WISSENSCHAFTLICH-TECHNISCHE BERICHTE

FZR-370

März 2003

ISSN 1437-322X



Archiv-Ex.:

Eberhard Altstadt und Hans-Georg Willschütz

Schmelzerückhaltung im RDB nach Verlagerung von Corium in das untere Plenum

**Zusammenfassung der bisherigen Ergebnisse des
Projekts Nr.: 150 1254**

Herausgeber:
Forschungszentrum Rossendorf e.V.
Postfach 51 01 19
D-01314 Dresden
Telefon +49 351 26 00
Telefax +49 351 2 69 04 61
<http://www.fz-rossendorf.de/>

Als Manuskript gedruckt
Alle Rechte beim Herausgeber

FORSCHUNGSZENTRUM ROSSENDORF



WISSENSCHAFTLICH-TECHNISCHE BERICHTE

FZR-370

März 2003

Eberhard Altstadt und Hans-Georg Willschütz

**Schmelzerückhaltung im RDB nach
Verlagerung von Corium in das untere Plenum**

**Zusammenfassung der bisherigen Ergebnisse des
Projekts Nr.: 150 1254**



FZR-370
March 2003

E. Altstadt, H.-G. Willschütz

Technical Report / Sachbericht

**In-Vessel Retention After Relocation Of Corium Into The
Lower Plenum
Summary of the Current Project Results
Project No.: 150 1254**

**Schmelzerückhaltung im RDB nach Verlagerung von Co-
rium in das untere Plenum
Zusammenfassung der bisherigen Ergebnisse
des Projekts Nr.: 150 1254**

Reactor Safety Research-project No.: 150 1254
Modelling of in-vessel retention after relocation of corium into the lower plenum:
evaluation of the temperature field and of the visco-plastic deformation of the vessel
wall

Reaktorsicherheitsforschung - Vorhaben-Nr.: 150 1254
Beitrag zur Modellierung der Schmelzerückhaltung im RDB nach Verlagerung von
Corium in das untere Plenum: Berechnung des Temperaturfeldes und der visko-
plastischen Verformung der Behälterwand

Forschungszentrum Rossendorf, Institute of Safety Research
P. O. Box 51 01 19, D – 01314 Dresden, Germany
Phone ++49 351 260 3431, Fax ++49 351 260 2002
altstadt@fz-rossendorf.de

Hinweis:

Das diesem Bericht zugrundeliegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit unter dem Förderkennzeichen 150 1254 gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Das Forschungszentrum Rossendorf e. V. und die Berichtersteller übernehmen keine Haftung für Schäden, die aufgrund von weiterführenden fehlerhaften Anwendungen der in diesem Bericht dargestellten Ergebnisse entstehen.

Kurzfassung

Bezüglich eines hypothetischen Kernschmelzeszenarios in einem Leichtwasserreaktor ist es notwendig, mögliche Versagensformen des Reaktordruckbehälters sowie Versagenszeiträume zu untersuchen, um die Belastung für das Containment bestimmen zu können. Es wurden bereits eine Reihe von Experimenten durchgeführt, welche Erkenntnisse hierüber liefern sollen. Begleitend wurden in Einzelversuchen Materialeigenschaften ermittelt, sowie theoretische und numerische Arbeiten durchgeführt (/REM 1993/, /THF 1997/, /CHU 1999/). Für die Simulation von Experimenten zum Versagen der Bodenkalotte, wie OLHF oder FOREVER, ist es notwendig, Kriechen und Plastizität zu berücksichtigen. Gleichzeitig müssen geeignete Modelle das Temperaturfeld in der Behälterwand für die mechanischen Rechnungen bereitstellen. Vom Institut für Sicherheitsforschung des FZR wird ein Finite-Elemente-Modell erstellt, das sowohl die Temperaturfeldberechnung für die Wand als auch die elasto-plastische Mechanik der Behälterwand modelliert. Die bisher durchgeführten Arbeiten werden in diesem Bericht kurz erläutert und mit Beispielen belegt.

Am FZR wurde ein Finite Elemente Model entwickelt, das die Verwendung von einfachen Kriechgesetzen, die mit ihren angepassten Konstanten nur für begrenzte Spannungs- und Temperaturbereiche gültig sind, umgeht. Stattdessen wird eine numerische Kriechdatenbasis angelegt, in der die Kriechdehnrate in Abhängigkeit von der Gesamtdehnung, der Temperatur und der Vergleichsspannung abgelegt ist. Eine wesentliche Aufgabe für diese Vorgehensweise besteht in der Generierung und Validierung der Kriechdatenbasis. Zusätzlich wurden alle relevanten temperaturabhängigen Materialeigenschaften mit entsprechenden Modellen in den Code eingegeben. Für die Bestimmung der Versagenszeit wurde ein Schädigungsmodell nach einem Vorschlag von Lemaitre implementiert.

Die Validierung des numerischen Modells erfolgt durch die Simulation von und den Vergleich mit Experimenten. Dies geschieht in 3 Stufen: zunächst werden einzelne einachsige Kriechversuche nachgerechnet, was als 1D-Problem bezeichnet wird. In der nächsten Stufe werden so genannte „Rohrversagensexperimente“ simuliert: das RUPATHER-14 und das „MPA-Meppen“-Experiment. Diese Experimente werden als 2D-Probleme betrachtet. Schließlich kann das Modell auf skalierte 3D-Versuche angewendet werden, in denen die Bodenkalotte eines Druckwasserreaktors mit ihrer halbkugelförmigen Geometrie wiedergegeben wird. Ein Beispiel hierfür sind die FOREVER-Experimente. In Zusammenarbeit mit den Experimentatoren an der KTH in Stockholm wurden Pre- und Posttest-Rechnungen für diese bisher einzigartigen Experimente durchgeführt, deren Ergebnisse qualitativ und quantitativ sehr zufriedenstellend sind.

Eine wichtige Frage im Rahmen dieser Arbeit ist die Vergleichbarkeit des französischen Reaktordruckbehälterstahls 16MND5 und des deutschen 20MnMoNi5-5, welche chemisch nahezu identisch sind. Da diese beiden Stähle ein ähnliches Verhalten zeigen, sollte es in gewissem Umfang zulässig sein, experimentelle und numerische Daten und Erkenntnisse zwischen beiden zu übertragen.

Abstract

Considering the hypothetical core melt down scenario for a light water reactor (LWR) a possible failure mode of the reactor pressure vessel (RPV) and its failure time has to be investigated for a determination of the loadings on the containment. Numerous experiments have been performed accompanied with material properties evaluation, theoretical, and numerical work /REM 1993/, /THF 1997/, /CHU 1999/.

For pre- and post-test calculations of Lower Head Failure experiments like OLHF or FOREVER it is necessary to model creep and plasticity processes. At the same time it is necessary to have suitable models which provide at least the temperature field in the vessel wall. At the FZR a Finite Element Model is developed simulating the thermal processes and the mechanical response of the loaded structure. In this report the conducted work is shortly described and illustrated by examples.

The creep process is modeled using a numerical approach which avoids the use of a single creep law employing constants derived from the data for a limited stress and temperature range. Instead of this a numerical creep data base (CDB) is developed where the creep strain rate is evaluated in dependence on the current total strain, temperature and equivalent stress. An important task for this approach is the generation and validation of the CDB. Additionally the implementation of all relevant temperature dependent material properties has been performed. For an evaluation of the failure times a damage model according to an approach of Lemaitre is applied.

The validation of the numerical model is performed by the simulation of and comparison with experiments. This is done in 3 levels: starting with the simulation of single uniaxial creep tests, which is considered as a 1D-problem. In the next level so called "tube-failure-experiments" are modeled: the RUPATHER-14 and the "MPA-Meppen"-experiment. These experiments are considered as 2D-problems. Finally the numerical model is applied to scaled 3D-experiments, where the lower head of a PWR is represented in its hemispherical shape, like in the FOREVER-experiments. In cooperation with the experimentators at the KTH in Stockholm pre- and post-test calculations of these unique experiments have been performed. The results are qualitatively and quantitatively quite satisfactory.

An interesting question to be solved in this frame is the comparability of the French 16MND5 and the German 20MnMoNi5-5 RPV-steels, which are chemically nearly identical. Since these 2 steels show a similar behavior, it should be allowed on a limited scale to transfer experimental and numerical data from one to the other.

Inhalt

Kurzfassung	5
Abstract.....	6
Abbildungsverzeichnis.....	8
Abkürzungen	9
1. Einleitung.....	10
2. Generierung und Validierung der Material- und der Kriechdatenbank	11
2.1 Thermofluiddynamische Eigenschaften.....	11
2.2 Viskoplastische Eigenschaften.....	11
3. Validierung anhand von 2D-Kriechversuchen	14
3.1 RUPATHER Posttest-Rechnungen.....	14
3.2 MPA-Meppen Posttest-Rechnungen	16
4. FOREVER-Experimente	17
5. Temperaturfeldberechnung für FOREVER.....	19
6. Strukturmechanische Pre- und Posttestrechnungen für FOREVER.....	21
7. Bisher im Rahmen des Vorhabens gewonnene Erkenntnisse.....	23
8. Zusammenfassung und Ausblick.....	25
9. Literatur	26
10. Veröffentlichungen im Zusammenhang mit diesem Vorhaben.....	28
11. Schlussbemerkung.....	30

Abbildungsverzeichnis

Bild 1: In Zugversuchen gemessene Temperaturabhängigkeit von Elastizitätsmodul, Streckgrenze und Zugfestigkeit.	13
Bild 2: Gemessene und modellierte Plastizitätsverläufe für 16MND5 bzw. 20MnMoNi5-5 bei 800 °C.	13
Bild 3: Aufbau des RUPTHER-14-Experiments [mm].....	14
Bild 4: Beispiel der berechneten Deformation zum Versagenszeitpunkt [m].....	15
Bild 5: Lastverlauf in RUPTHER-14 und Vergleich zwischen gemessenem und berechnetem Durchmesserzuwachs im Hot Spot.	16
Bild 6: Prinzipieller Aufbau der FOREVER-Experimente.	17
Bild 7: Position der Thermoelemente in EC-3b.	18
Bild 8: Gemessener Temperaturverlauf des Experiments FOREVER-EC-3b an der Außenseite.	18
Bild 9: Elementplot des CFD-Modells.....	19
Bild 10: Berechnetes Temperaturfeld für Schmelze und Behälterwand [K].	19
Bild 11: Temperaturverlauf entlang der Behälterwand ausgehend vom Südpol der Bodenkalotte über die Schweissnaht in den zylindrischen Teil des Behälters in EC-2 bzw. EC-4.....	20
Bild 12: Heizleistung, Druck und gemessene bzw. berechnete Verschiebung des Behältersüdpols im Experiment FOREVER-EC-2.....	21
Bild 13: Berechnete Schadensverteilung.....	22
Bild 14: Metallographische Aufnahme des FOREVER-EC-2-Behälterstahls auf Höhe der Versagensposition: links Innenseite, rechts Außenseite.	22

Abkürzungen

CDB	Creep Data Base
CFD	Computational Fluid Dynamics
FE	Finite Element
FOREVER	Failure Of REactor VEssel Retention
LWR	Light Water Reactor
OLHF	OECD Lower Head Failure Program
RDB	Reaktordruckbehälter
RPV	Reactor Pressure Vessel
PWR	Pressure Water Reactor
UPF	User Programmable Feature

1. Einleitung

Gegenstand der Untersuchung dieses Vorhabens ist die Beurteilung der mechanischen Integrität des RDB in der späten Phase eines Kernschmelzunfalls. Das Vorhaben trägt insbesondere bei zur „Verbesserung der Modelle zur Qualifizierung und Quantifizierung des Werkstoff- und Versagensverhaltens technischer Komponenten unter komplexen Belastungsverläufen und für sicherheitstechnische Grenzbetrachtungen“.

Ziel des Vorhabens ist die Simulation von Störfallverläufen nach dem Abschmelzen des Kerns und Verlagerung der Coriumschmelze in die Bodenkalotte eines RDB unter besonderer Berücksichtigung der beobachteten Vorgänge bei den FOREVER-Experimenten. Es gilt festzustellen, ob die Schmelze im Verlauf des angenommenen Szenarios langfristig in der Bodenkalotte stabilisiert werden kann oder ob der Druckbehälter nach einer bestimmten Zeit versagt. Für Szenarien mit Versagen sollen Versagenszeiten und Versagensmodi des Behälters prognostiziert werden. Vom Institut für Sicherheitsforschung des FZR wird ein Finite-Elemente-Modell erstellt, das sowohl die Temperaturfeldberechnung für die Wand als auch die elasto-plastische Mechanik der Behälterwand modelliert.

Die bisher durchgeführten Arbeiten werden in den folgenden Abschnitten kurz erläutert und mit Beispielen belegt. Für eine ausführliche Beschreibung sei auf die Jahres- und Halbjahresberichte sowie auf die im Anhang aufgeführte und im Rahmen dieses Vorhabens veröffentlichte Literatur verwiesen.

Abschnitt 2 behandelt die Arbeiten zur Generierung einer konsistenten Materialdatenbank und Kriechdatenbank (CDB, Creep Data Base) und ihrer Implementierung in den verwendeten Finite Elemente Code. In Abschnitt 3 wird die Anwendung des FE-Modells auf sog. 2D-Kriechversuche dargelegt. Im folgenden Abschnitt 4 werden die für dieses Vorhaben aufbereiteten und analysierten FOREVER-Experimente beschrieben. Im Abschnitt 5 werden die Vorgehensweise und die Ergebnisse der thermodynamischen Modellierung des betrachteten Problems beschrieben. Abschnitt 6 behandelt Pre- und Posttest Rechnungen für FOREVER-Experimente. In Abschnitt 7 werden die bisher aus den Arbeiten an diesem Projekt gewonnenen Erkenntnisse dargelegt. Eine Zusammenfassung wird in Abschnitt 8 gegeben.

2. Generierung und Validierung der Material- und der Kriechdatenbank

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde eine umfassende temperaturabhängige Materialdatenbank für den FE-Code ANSYS erstellt, die es ermöglicht alle relevanten Vorgänge in einem Temperaturbereich von 275 bis 3000 K zu berücksichtigen. Bei den Materialdaten kann unterschieden werden zwischen fluiddynamisch und/oder mechanisch benötigten Stoffwerten. Stoffwerte die nur für die mechanische Rechnung benötigt werden (beispielsweise Elastizitätsmodul und Spannungs-Dehnungs-Verhalten) werden nur bis in den Bereich der Solidustemperatur bereitgestellt (1600 K).

2.1 Thermofluiddynamische Eigenschaften

Die für die thermofluiddynamischen Rechnungen benötigten Stoffwerte wie Viskosität, Dichte und Wärmeleitfähigkeit wurden für die auftretenden Materialien in einem Temperaturbereich von 275 bis 3000 K für ANSYS bereitgestellt. In den Bereichen, für die keine Daten verfügbar waren, wurden die Werte interpoliert oder abgeschätzt und mit Daten ähnlicher Materialien verglichen. Dies trifft insbesondere auf den Bereich oberhalb der Solidustemperatur des Stahls zu. Das Gleiche gilt für die in den FOREVER-Experimenten verwendete oxidische Schmelze sowie die verwendeten Isolationsmaterialien und das zur Druckbeaufschlagung verwendete Argongas. Allerdings sind die Materialdaten für die letztgenannten Stoffe sowohl vom Detaillierungsgrad als auch von den benötigten Stoffeigenschaften nicht so umfassend wie für den Stahl 16MND5. Dies hat jedoch keine negativen Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit der berechneten thermischen Ergebnisse.

2.2 Viskoplastische Eigenschaften

Die für die mechanischen Rechnungen benötigten viskoplastischen Stoffwerte wurden im wesentlichen aus den Materialdaten für den französischen RDB-Stahl 16MND5 aus dem REVISA-Projekt /SAI 1998/ gewonnen. Zur Demonstration sind in Bild 1 die in Experimenten gemessenen und auf das FE-Modell übertragenen temperaturabhängigen Verläufe des Elastizitätsmoduls, der Streckgrenze und der Zugfestigkeit des Stahls dargestellt.

Für die Modellierung der temperaturabhängigen Plastizität wurde das multilineare isotrope Verfestigungsmodell von ANSYS mit 6 linearen Abschnitten an das gemessene Materialverhalten angepasst. In Bild 2 sind exemplarisch die Verhältnisse für das Temperaturniveau 800 °C dargestellt. Die gestrichelte Linie mit den schwarzen Quadraten stellt den im Code modellierten Spannungs-Dehnungs-Verlauf dar. Die modellierte Zugfestigkeit liegt mit ca. 120 MPa deutlich höher als die im REVISA-Zugversuch gemessene Spannung (REVISA Eng. Strain/Stress) bzw. die dazugehörige wahre Spannung (REVISA True Strain/Stress) von ca. 80 MPa. Dies ist darauf zurückzuführen, dass die REVISA-Zugversuche mit einer relativ geringen nominalen Dehnrates von 1 %/min durchgeführt wurden. Da aber der Verformungswiderstand der Zugprobe und damit die gemessene Spannung mit steigender Verformungsgeschwindigkeit steigt, können die aus den REVISA-Zugversuchen gewonnenen Spannungswerte bei schnelleren Dehnrates übertroffen werden. Dies zeigt die aus dem REVISA-Kriechversuch abgeleitete Kurve (REVISA 65 MPa Creep Test): Da bei einem Kriechversuch nicht die Dehnrates die Führungsgröße ist, sondern die aufgebrachte Kraft bzw. die daraus resultierende Spannung, ist die Dehnrates nicht konstant. Im dargestellten Beispiel betrug die Kriechdehnrates im Bereich einer wahren Dehnung von 25% etwa 1 %/min. Dies korrespondiert sehr gut mit dem im Bild 2 dargestellten Schnittpunkt „A“ der wahren Spannungs-Dehnungs-Verläufe aus Kriech- und Zugversuch. Kurz vor Versagen der Kriechprobe wurde eine Kriechdehnrates von etwa 10 %/min erreicht.

Im Rahmen des Vorhabens wurden auch Vergleiche zwischen dem französischen Stahl 16MND5 und dem deutschen 20MnMoNi5-5 vorgenommen. Es zeigt sich, dass beide Stähle vergleichbar sind und bei genügend konservativer Auslegung der Datenbasis mit einem Modell behandelt werden können. Dies bestätigt auch der Vergleich der Festigkeiten. In Bild 2 sind von der MPA /OBS 1989/ ermittelte Festigkeitswerte für 20MnMoNi5-5 dargestellt: die beiden Kurven wurden mit Dehnrates von 2,5 bzw. 50 %/min ermittelt. Der Vergleich zwischen den Werten für die beiden Stähle lässt sowohl die Aussagen bezüglich des Zusammenhangs zwischen Dehnrates und Festigkeit als auch bezüglich der Ähnlichkeit der beiden Stähle plausibel erscheinen.

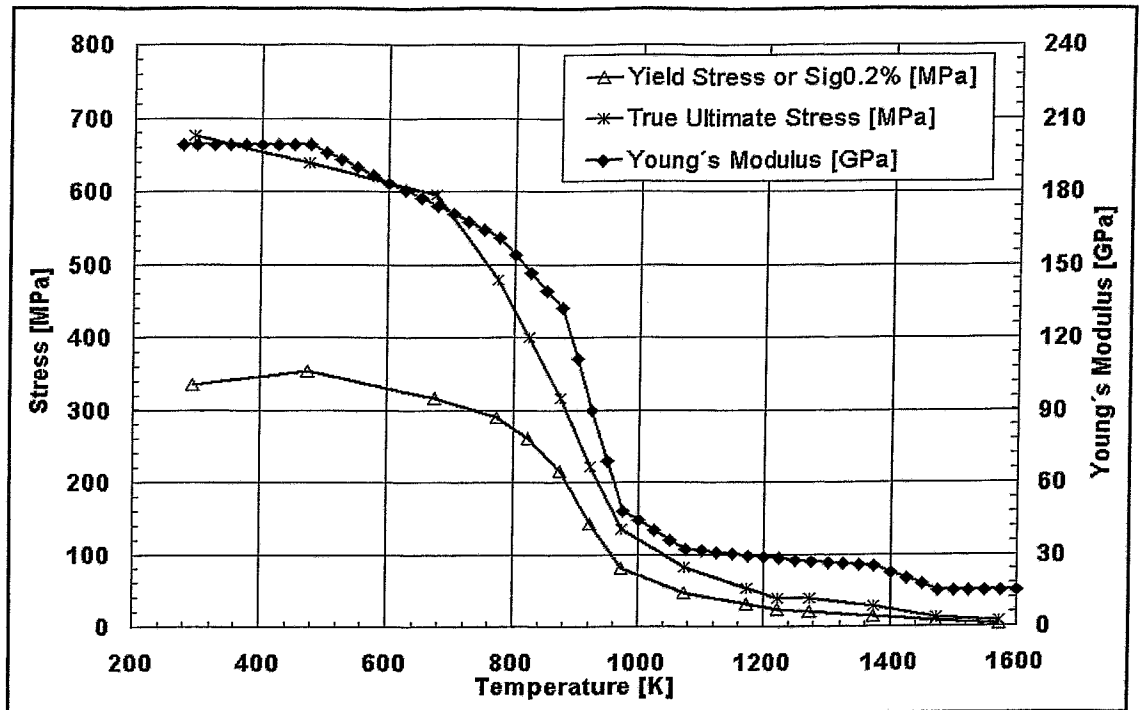


Bild 1: In Zugversuchen gemessene Temperaturabhängigkeit von Elastizitätsmodul, Streckgrenze und Zugfestigkeit.

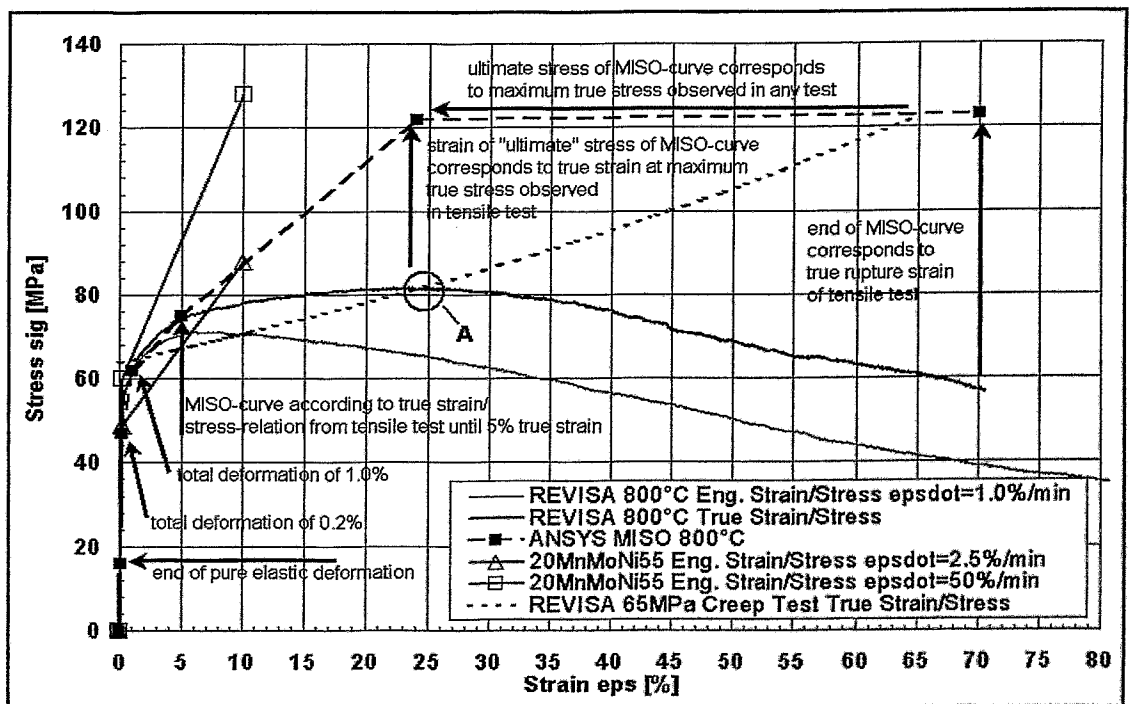


Bild 2: Gemessene und modellierte Plastizitätsverläufe für 16MND5 bzw. 20MnMoNi5-5 bei 800 °C.

3. Validierung anhand von 2D-Kriechversuchen

Nach der Entwicklung und Implementierung der Materialdatenbank und der Kriechdatenbasis wurde das ANSYS-FE-Modell stufenweise validiert: i) Die Anwendung auf jeden einzelnen REVISA-Test ab 600°C erfolgte parallel zur Entwicklung (1D-Validierung für 16MND5, s. voriger Abschnitt). ii) Die Anwendung auf den RUPATHER-14-Test (2D, kleinskalig, 16MND5) und iii) die Anwendung MPA-Meppen-Test (2D, großskalig, 20MnMoNi5-5) wurden zur Validierung herangezogen und werden in diesem Abschnitt behandelt.

3.1 RUPATHER Posttest-Rechnungen

Das betrachtete RUPATHER-14-Experiment wurde von CEA in Frankreich durchgeführt /MON 1999/. In Bild 3 sind die wesentlichen geometrischen Daten dieses in horizontaler Ebene rotationssymmetrisch aufgebauten Experiments wiedergegeben. Die vertikal zentrierte Anordnung der externen Heizspule verursachte ein Temperaturfeld, dessen Maximaltemperaturen ebenfalls vertikal zentriert waren. Die daraus resultierende Kriechverformung bei einer Innendruckbelastung kann daher so erwartet werden, wie sie in Bild 4 beispielhaft für eine ANSYS-Rechnung dargestellt ist. Auch für die Versagensposition ergibt sich in Experiment und Rechnung eine vertikal zentrierte Lage. Qualitativ und quantitativ stimmen die im Experiment beobachtete und die berechnete Verformung und die Versagensposition sehr gut überein. Bild 5 gibt den geplanten Belastungsverlauf und die gemessene beziehungsweise berechnete Durchmesserzunahme in der Mitte des Rohres wieder. Obwohl verschiedene Randbedingungen angewendet wurden und leichte Temperaturvariationen vorgenommen wurden, war es nicht möglich exakt die experimentell ermittelte Zeitabhängigkeit der Verformung mit dem FE-Modell zu erhalten.

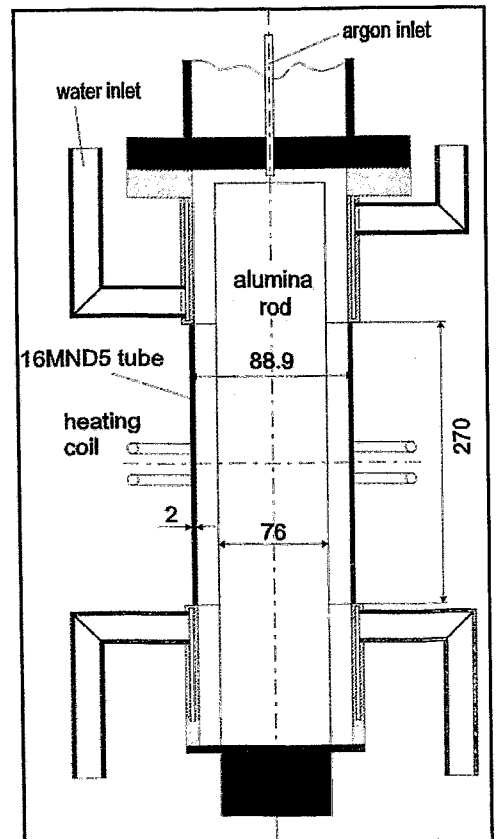


Bild 3: Aufbau des RUPATHER-14-Experiments [mm].

Die Ursache für diese Abweichung wird eher in nicht genügend exakten Messdaten des Experiments vermutet, als dem Modell zugeschrieben. Insbesondere der Temperaturverlauf zu Beginn der Hochtemperaturphase scheint von Einschwingvorgängen beeinflusst worden zu sein. Außerdem ergibt sich eine prinzipiell zu niedrig gemessene Temperatur bei außen auf dem Werkstück montierten Thermoelementen, wenn über die Werkstückoberfläche große Wärmeströme abgeführt werden. Außerdem können geringe Fertigungsfehler des mit 2 mm recht dünnwandigen Rohres zu den gemessenen Werten beigetragen haben, denn eine Stützwirkung des umgebenden Materials, wie sie in dickwandigen Strukturen gegeben ist, ist hier nicht zu erwarten. Schließlich kann eine gegenseitige Beeinflussung der lokalen induktiven Heizleistung und der Verformung des Rohres vorgelegen haben. Insgesamt erscheint der Vergleich zwischen Experiment und Rechnung zufriedenstellend.

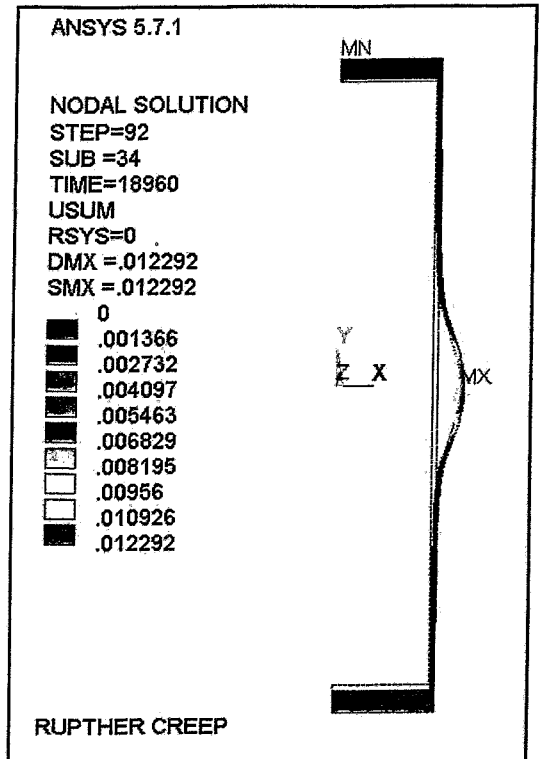


Bild 4: Beispiel der berechneten Deformation zum Versagenszeitpunkt [m].

Vergleich zwischen Experiment und Rechnung zufriedenstellend.

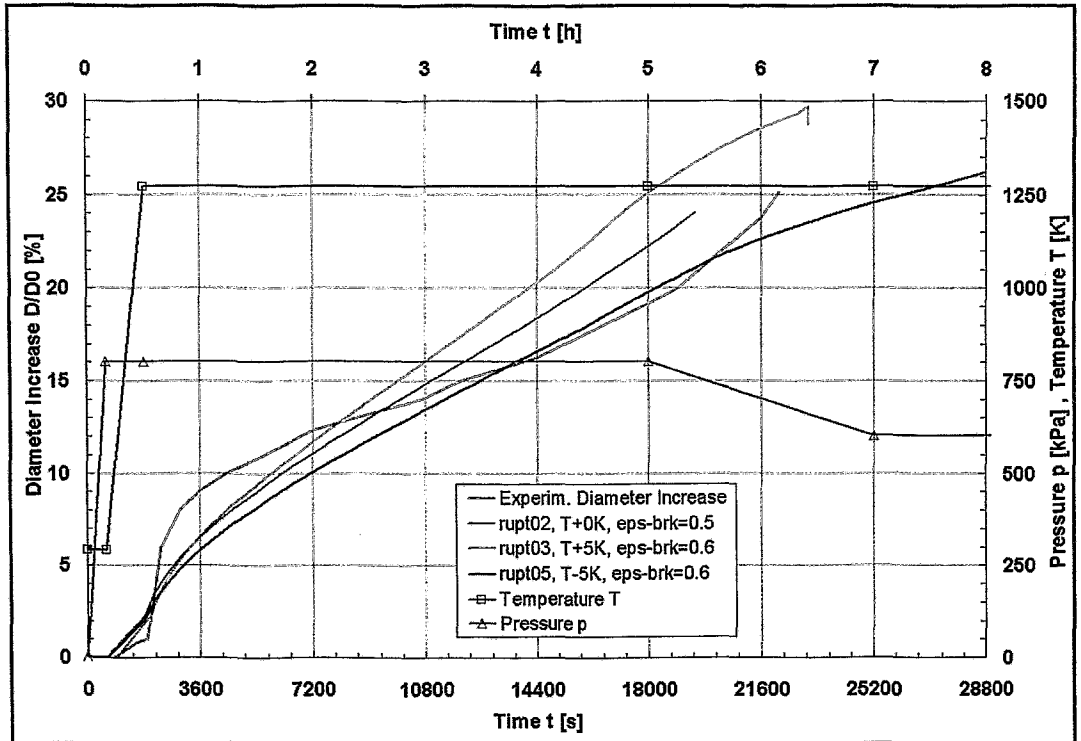


Bild 5: Lastverlauf in RUPATHER-14 und Vergleich zwischen gemessenem und berechnetem Durchmesserzuwachs im Hot Spot.

3.2 MPA-Meppen Posttest-Rechnungen

Das MPA-Meppen-Experiment wurde 1988 auf einem Testgelände der Bundeswehr durchgeführt /OBS 1988/. Im Vergleich zum RUPATHER-Experiment handelt es sich hier mit Wanddicken von 47 mm im Versagensbereich um eine relativ dickwandige Struktur. Abgesehen von der größeren Dimension und der Verwendung des deutschen Stahls 20MnMoNi5-5 anstelle des französischen 16MND5 sind beide Experimente ähnlich.

Die erzielten Ergebnisse der FE-Rechnungen /WIL 2002/ sind auch hier sehr zufriedenstellend hinsichtlich der resultierenden Verformungen, während die Zeitabhängigkeit der Ergebnisse auch hier eine geringe Unsicherheit bezüglich des Temperaturniveaus impliziert.

4. FOREVER-Experimente

Vom Forschungszentrum Rossendorf werden keine eigenen Versuche durchgeführt. Stattdessen werden die FOREVER-Experimente an der Königlich-Technischen Hochschule Stockholm zur Modellvalidierung herangezogen. Zum direkten Informationsaustausch zwischen KTH und FZR wurden bisher insgesamt 3 Gastaufenthalte an der KTH Stockholm von insgesamt 4 Wochen Dauer realisiert.

Bei den FOREVER-Experimenten wird der RDB-Boden im geometrischen Maßstab von ca. 1:10 nachgebildet (vgl. Bild 6). Als Schmelzesimulat wird ein elektrisch beheiztes binäres Salz mit einer Schmelztemperatur von ca. 1250 K verwendet. Die Temperaturbelastung führt in Kombination mit einem statischen Innendruck von bis zu 40 bar zum Behälterversagen (Kriechbruch).

Bisher wurden 9 FOREVER-Experimente durchgeführt, deren Daten aufgrund der guten Zusammenarbeit zwischen KTH und FZR zum größten Teil digital verfügbar sind. Für die bisher ausgewerteten Experimente wurden die Rohdaten der KTH so aufbereitet, dass sie in EXCEL-Tabellen und – Diagrammen vorliegen. Falls notwendig wurden Erläuterungen verfasst, die auch eine spätere Analyse der Daten durch Dritte ermöglicht.

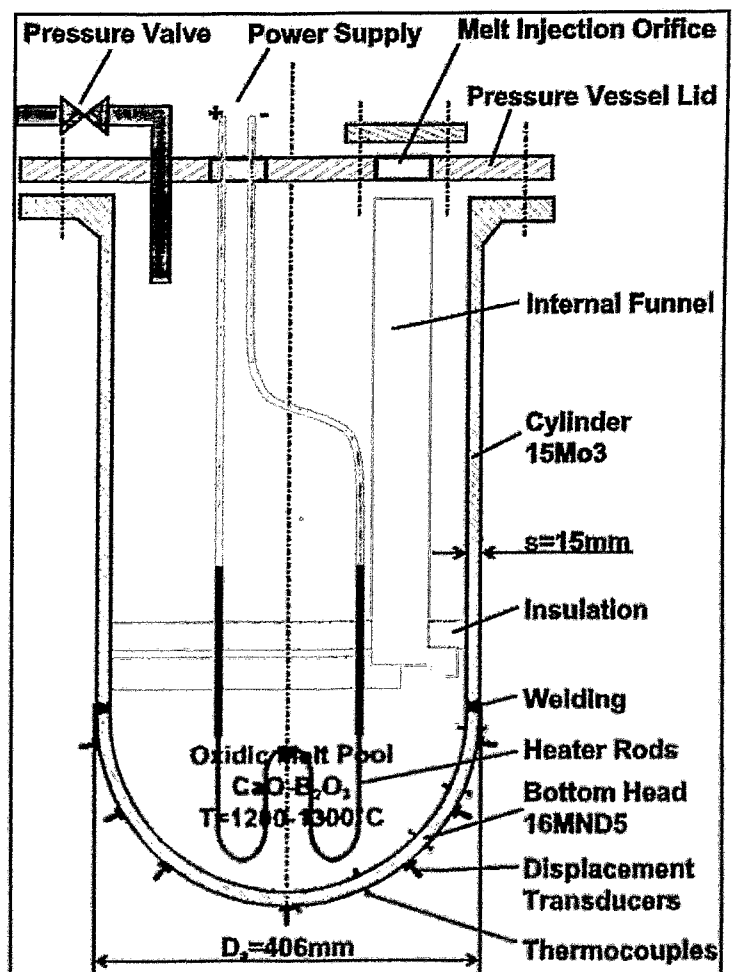


Bild 6: Prinzipieller Aufbau der FOREVER-Experimente.

Bisher wurden die Messdaten der FOREVER-Experimente C2 (durchgeführt am 04.06.1999), EC-2 (02.11.2000), EC-3b (26.07.2001), EC-4 (14.02.2002) und EC-5 (18.06.2002) aufbereitet. Bild 7 zeigt beispielhaft für andere FOREVER-Experimente die Verteilung der Thermoelemente in EC-3b. In Bild 8 sind die dazugehörigen Temperaturverläufe in einem EXCEL-Diagramm dargestellt, wobei Werte ausgefallener Thermoelemente nicht wiedergegeben sind.

Die experimentellen Daten bezüglich der gemessenen Verschiebungen an der Außenseite der FOREVER-Behälter wurden in entsprechender Weise aufgearbeitet.

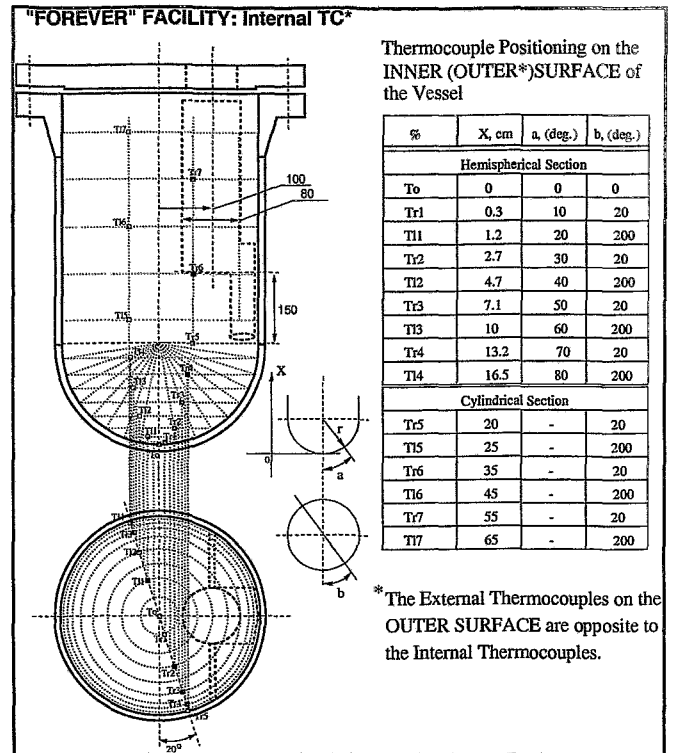


Bild 7: Position der Thermoelemente in EC-3b.

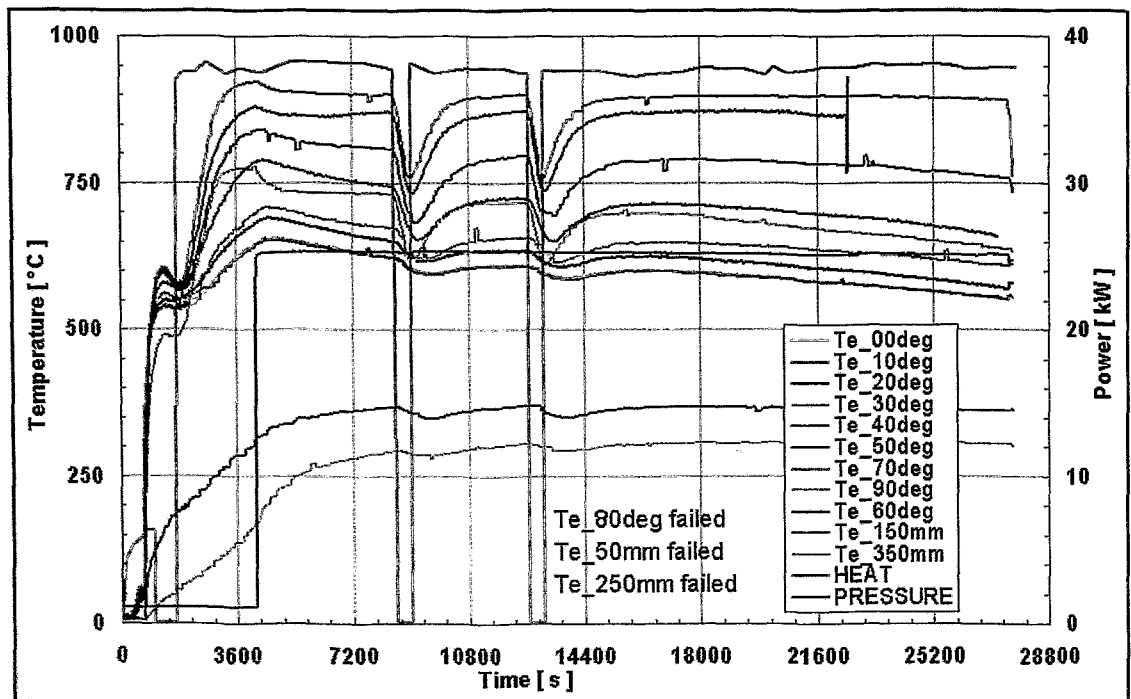


Bild 8: Gemessener Temperaturverlauf des Experiments FOREVER-EC-3b an der Außenseite.

5. Temperaturfeldberechnung für FOREVER

Die Bodenkalotte und die erstarrte oder flüssige Schmelze werden mit thermischen bzw. Fluidelementen modelliert, um die Konvektion der Oxid-Schmelze sowie den Wärmeübergang in die Behälterwand zu berechnen. Bild 9 zeigt einen Elementplot des Computational Fluid Dynamics Modul FLOTRAN von ANSYS. Dargestellt ist die Behälterwand aus Stahl (magenta), das Gebiet der flüssigen Schmelze (orange) und der Schmelzekruste (blau). Die zeitabhängige Dicke der Schmelzekruste ergibt sich aus der Temperatur der betreffenden Elemente. Wird die Solidustemperatur in allen Knoten eines Fluidelements unterschritten wird die Materialnummer des Elements geändert, wodurch sich gleichzeitig ergibt, dass das Element nicht länger zum Fluidgebiet zählt, sondern zum Festkörpergebiet gehört. Umgekehrt verhält es sich bei der Überschreitung der Liquidustemperatur. Die durch dieses Modell entstehende Hysterese ist physikalisch nicht ganz exakt, hat sich aber numerisch als sinnvoll und stabil erwiesen und liefert bei einem Vergleich zu den FOREVER-Experimenten sehr gute Ergebnisse. Eine typische Temperaturverteilung ist in Bild 10 wiedergegeben. Temperaturen unterhalb von 1160 K sind hier zur Hervorhebung der Schichtung im Fluidgebiet grau dargestellt.

Beispielhaft für alle FOREVER-Tests ist der gemessene und der berechnete Temperaturverlauf entlang der Behälterinnen- beziehungsweise -außenseite für die Experimente EC-2 und EC-4 in Bild 11 dargestellt. Qualitativ stimmen die gemessenen und berechneten Kurvenverläufe überein. Insbesondere die Position des Hot Focus wird vom Code richtig wiedergegeben. Der quantitative Vergleich zwischen den Kurven erscheint zunächst nicht zufriedenstellend. Die Ursache für die Abweichung liegt jedoch in der Position, an der die Thermoelmen-

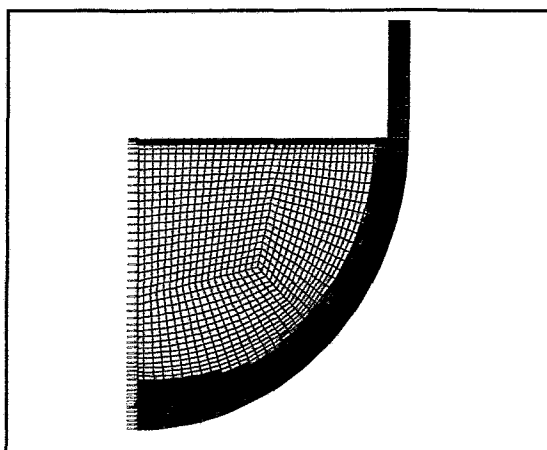


Bild 9: Elementplot des CFD-Modells.

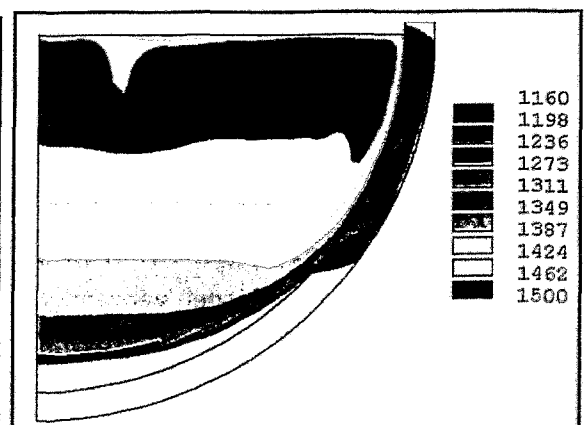


Bild 10: Berechnetes Temperaturfeld für Schmelze und Behälterwand [K].

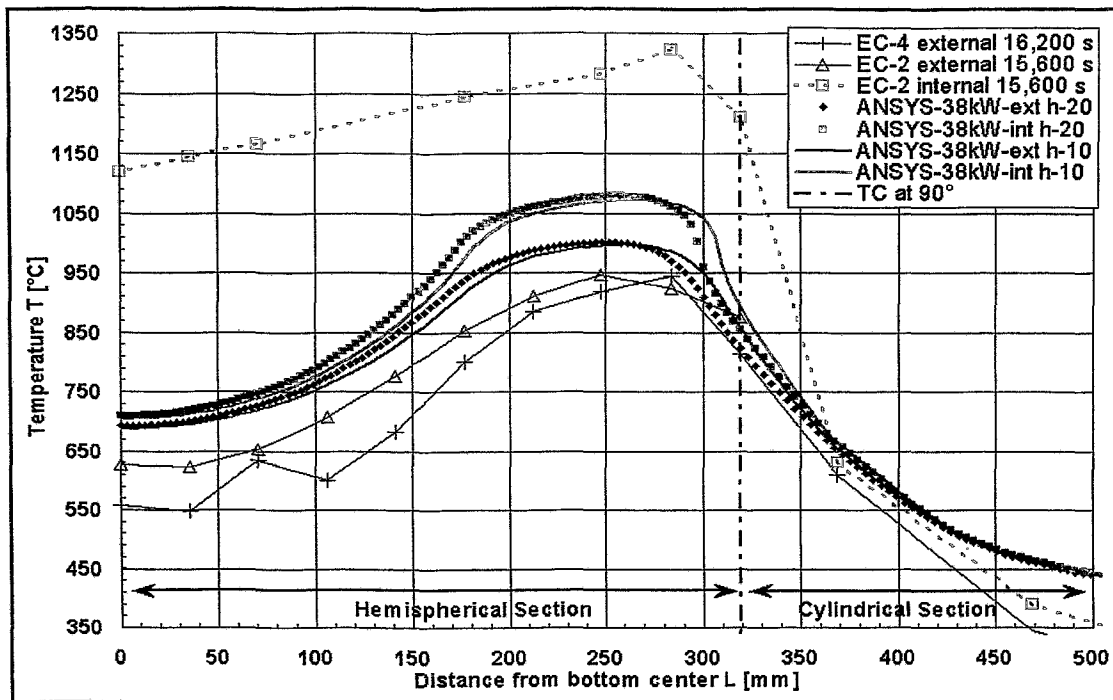


Bild 11: Temperaturverlauf entlang der Behälterwand ausgehend vom Südpol der Bodenkalotte über die Schweissnaht in den zylindrischen Teil des Behälters in EC-2 bzw. EC-4.

te messen. Da die Thermoelemente auf der Außenseite mit Bügeln gehalten werden, können sie - auch aufgrund ihrer eigenen Dicke - nicht exakt die Behälteroberflächentemperatur messen. Folglich muss aufgrund der Richtung des Wärmestroms die gemessene Außentemperatur niedriger sein als die tatsächliche. Umgekehrt sind die Verhältnisse auf der Innenseite: die gemessene Temperatur ist höher als die tatsächliche. Auf der Innenseite kommt noch hinzu, dass die Thermoelemente wegen der aggressiven Schmelze in Schutzrohren verlegt sind, welche sich teilweise während des Experiments von der Wand lösten. Dies führt aufgrund des sehr großen Temperaturgradienten in der Grenzschicht (vgl. Bild 10) zu Abweichungen von ca. 200 K zwischen Messung und Rechnung im Bereich des Hot Focus (vgl. Bild 11).

Das neueste thermische FE-Modell erstreckt sich auf den gesamten FOREVER-Behälter mit Strahlungswärmeübergang zwischen den inneren Strukturen sowie kombinierter Strahlung/Konvektion an der Außenseite. Bei der Modellierung wurde das ECCM (Effective Conduction-Convection Model) verwendet. Dieses Modell wird notwendig für prototypische Szenarien, da sich CFD-Modelle bisher nicht für Probleme mit Rayleigh-Zahlen im Bereich von 10^{14} bis 10^{16} eignen /DIN 1997/. Das ECC-Modell wird derzeit noch überarbeitet und getestet.

6. Strukturmechanische Pre- und Posttestrechnungen für FOREVER

Die Bodenkalotte wird mit Strukturelementen unter Berücksichtigung des Materialverhaltens bei hohen Temperaturen modelliert. Hierfür wird der Finite-Elemente-Code ANSYS® (Versionen 5.7, 6.1 und zukünftig 7.0) mit selbst entwickelten User-Routinen für das Kriechen und die Materialschädigung verwendet.

Die Voraus- und Nachrechnungen zu den einzelnen FOREVER-Tests wurden mit den experimentellen Daten verglichen. Metallographische Befunde an Proben der Behälter von C2 und EC-2 wurden mit der vom FE-Modell berechneten Materialschädigung verglichen. Es liegen Resultate für die zeitabhängigen Behälterverschiebungen, Kriechdehnungen und Materialschädigungen der Experimente FOREVER-C2, EC-1, EC-2, EC-3b, EC-4 und EC-5 vor, sowie vorläufige Ergebnisse für EC-6. Als Beispiel werden im folgenden die Ergebnisse im Zusammenhang mit FOREVER-EC-2 diskutiert.

Es kann eine gute Vorhersage der Versagenszeit festgestellt werden (Vorausrechnung: 14600 s nach Kriechbeginn, Experiment: 11800 s nach Kriechbeginn, vgl. **Bild 12**). Dabei ist in Rechnung zu stellen, dass unvorhergesehene Transienten in der Heizleistung und im Be-

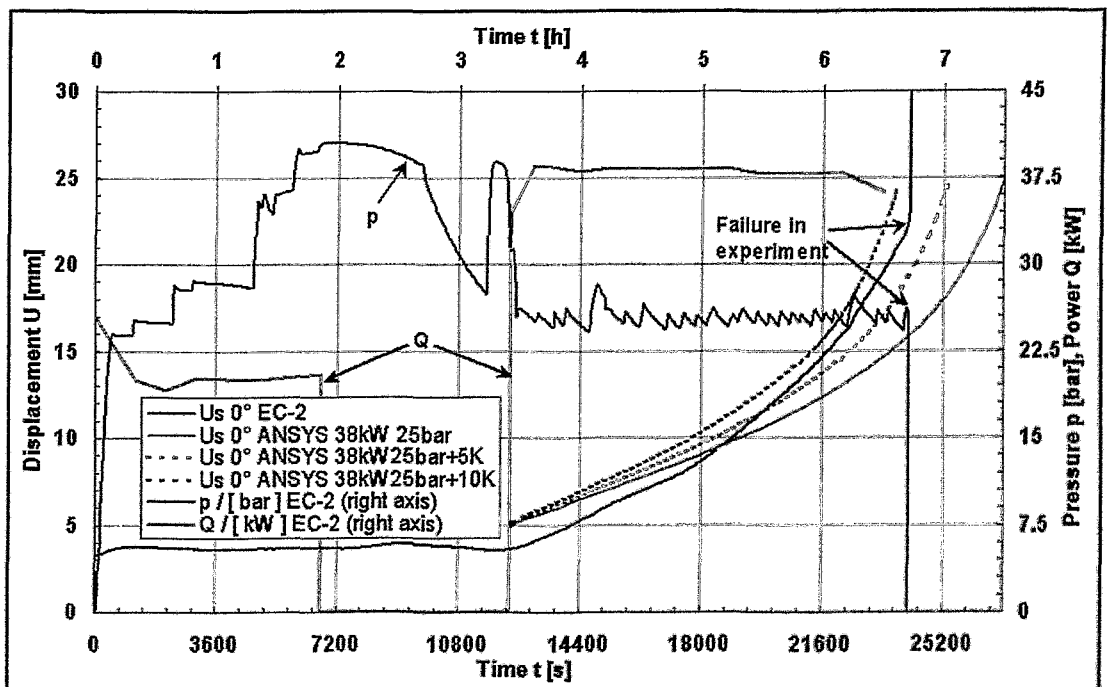


Bild 12: Heizleistung, Druck und gemessene bzw. berechnete Verschiebung des Behältersüdpols im Experiment FOREVER-EC-2.

hälterdruck in der Vorausrechnung nicht berücksichtigt werden konnten. In der Nachrechnung konnte der Kriechverlauf des Behälters durch eine leichte Anhebung des Temperaturniveaus (5 K bzw. 10 K) mit dem experimentellen Verlauf nahezu zur Deckung gebracht werden. Das zeigt u.a. auch die hohe Temperatursensitivität der Kriechdehnrate.

Bezüglich der Versagensposition wurde eine sehr gute Voraussage erreicht. In der Rechnung wurde ein Versagen etwa 50 mm unterhalb der Schweißnaht zwischen Zylinder und Kalotte bestimmt. Im Experiment trat ein Riss auf, der sich in Umfangsrichtung etwa über ein Drittel des Behälters erstreckte und ca. 60 mm unterhalb der Schweißnaht verlief.

Metallographische Nachuntersuchungen an Proben des zerstörten Behälters (durchgeführt im Institut für Sicherheitsforschung des FZR) haben drüber hinaus gezeigt, dass die lokale Verteilung der Materialschädigung (in Form von Kriechporen) qualitativ gut mit dem in der Rechnung verwendeten Schädigungsmodell korrespondiert (vgl. Bild 13 und Bild 14). Dieses Schädigungsmodell bewirkt unter anderem auch, dass das Aufreißen des Behälters – wie im Experiment bestätigt – an dessen Außenfläche beginnt.

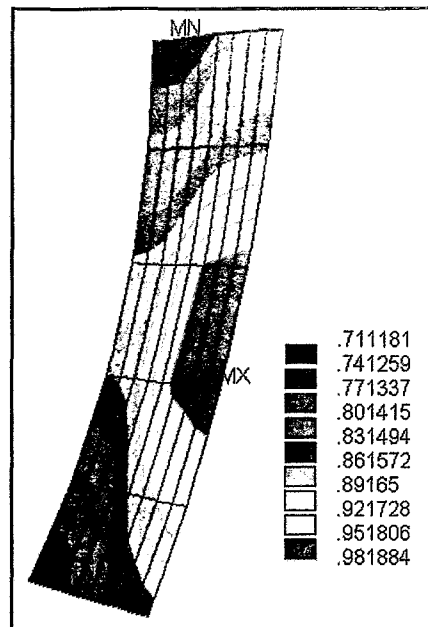


Bild 13: Berechnete Schadensverteilung.

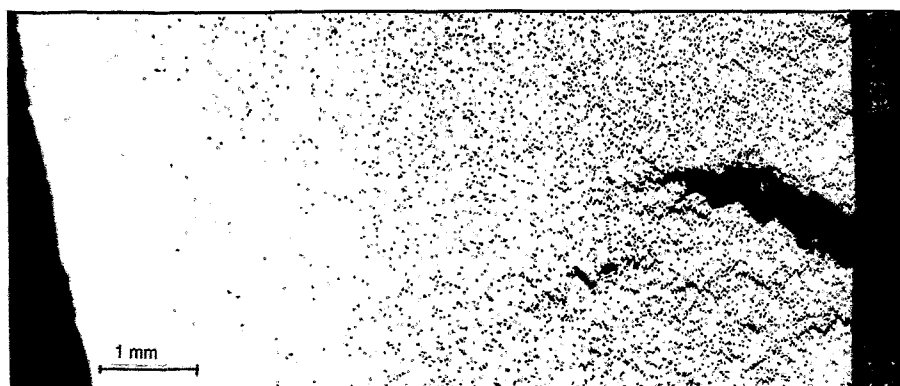


Bild 14: Metallographische Aufnahme des FOREVER-EC-2-Behälterstahls auf Höhe der Versagensposition: links Innenseite, rechts Außenseite.

7. Bisher im Rahmen des Vorhabens gewonnene Erkenntnisse

Eine der wesentlichen Fragestellungen im Vorfeld der numerischen Analysen der FOREVER-Experimente betraf die Identifizierung einer geeigneten, aber möglichst einfachen Messgröße, die es erlaubt online während des Experiments Aussagen bezüglich des Kriechstadiums beziehungsweise des Schädigungsfortschritts zu machen. Die Analyse der transienten FE-Rechnungen ergab, dass die Gesamtverschiebung des Behältersüdpols ein geeigneter Indikator für die Schädigung des Behälters ist. Denn sofern ein Kriechvorgang stattfindet, ist dies in jedem Fall mit einer Verschiebung des Zentrums der Bodenkalotte verbunden. Diese Verschiebung ist abhängig vom Temperaturniveau, der Schmelzehöhe und vom Druck sowie etwaiger vorheriger Transienten. Die hieraus abgeleitete Größe der Verschiebungsgeschwindigkeit des Südpols erlaubt sogar noch genauere Rückschlüsse auf den Fortgang des Experiments.

Die weitergehende Analyse der Experimente und der Simulationen führte zu folgenden Schlussfolgerungen:

- Der Kriechvorgang wird nur durch das Zusammenwirken genügend hoher Temperaturen ($>600\text{ °C}$) und Drücke ($>1\text{ MPa}$) verursacht. Bei niedrigeren Drücken und hoher Temperatur beobachtet man nur die reversible thermische Expansion, weil die Belastung durch das Eigengewicht von Bodenkalotte und Schmelze vernachlässigbar ist. Im umgekehrten Fall – hoher Druck, niedrigere Temperatur – ist die Festigkeit des Stahls ausreichend hoch, um der Belastung stand zu halten.
- Falls der Kriechvorgang eingeleitet wird, dann stellt im betrachteten Szenario die Hot Focus-Zone den gefährdeten Bereich dar. Hier treten die höchsten Kriechdehnraten auf, was zu einer lokalen Wanddickenabnahme führt, die den Kriechvorgang geometrisch beschleunigt.
- Die exakte Höhe des Temperaturniveaus und des Drucks beeinflussen im wesentlichen nur die Versagenszeit, aber nicht die Versagensposition.
- Die Versagensposition befindet sich dort wo die höchsten Temperaturen auftreten. Die Höhe des Hot Focus hat einen geringen zusätzlichen Einfluss: mehr zum zylindrischen Teil hin ist die Gefährdung größer als an niedrigeren Positionen in der Bodenkalotte. Dies wird verständlich, wenn man die Kesselformeln für Zylinder und Kugel betrachtet.

- Im Gegensatz zur Hot Focus Region weist das tiefergelegene Zentrum der Bodenkalotte aufgrund der niedrigeren Temperaturen eine höhere Festigkeit auf. Diese untere „Schale“ behält ihre Form und verlagert sich nur vertikal nach unten.

Aufgrund dieser Erkenntnisse kann man annehmen, dass es möglich ist das Versagen des Behälters zu verzögern oder zu verhindern, in dem die feste „Schale“ unterstützt wird, wodurch die Spannungen in der Hot Focus Region reduziert werden. Dieses Konzept des „Kriechschemels“ führt zumindest zu einem verlangsamten Kriechprozess wie in einer Rechnung für ein FOREVER-Szenario nachgewiesen werden konnte /WIL 2002a/.

8. Zusammenfassung und Ausblick

Es wurde eine Material- und Kriechdatenbasis entwickelt und validiert. In verschiedenen Analysen wurden der deutsche RDB-Stahl 20MnMoNi5-5 und der französische Stahl 16MND5 betrachtet. Das Kriechverhalten der chemisch äquivalenten Stähle 16MND5 und 20MnMoNi5.5 zeigt gewisse Unterschiede. Die Streuung zwischen den einzelnen Ergebnissen mit gleichem Material (einachsige Zeitstandsversuche) liegt jedoch in derselben Größenordnung wie die Unterschiede zwischen den beiden Materialien. Daher erscheint es gerechtfertigt, für die FEM-Simulation eine Kriechdatenbasis zu verwenden, die das Kriechverhalten von 16MND5 und 20MnMoNi5.5 konservativ abdeckt /WIL 2002b/.

Im Rahmen der Kooperation mit der Königlichen Technischen Hochschule Stockholm besteht Zugang zu allen Daten der FOREVER-Experimente. Die Daten wurden aufbereitet und archiviert.

Es wurde ein FE-Modell entwickelt, das es ermöglicht sowohl qualitativ als auch quantitativ die FOREVER-Experimente voraus- bzw. nachzurechnen. Dies betrifft das thermische wie das mechanische Verhalten dieser skalierten Experimente.

Es werden weitere Modelle entwickelt, um mit den gewonnenen Erfahrungen in Zukunft prototypische Szenarien mit realer Reaktorgeometrie zu rechnen und Aussagen über das transiente Verhalten der Bodenkalotte eines RDB im Falle einer Kernschmelze treffen zu können.

9. Literatur

- /ALT 2000/ E. Altstadt, Th. Moessner. *Extension of the ANSYS® creep and damage simulation capabilities*. Report, FZR-296, Forschungszentrum Rossendorf, Dresden, Germany, 2000.
- /ANS 2001/ ANSYS®, *Programmer's Manual*, ANSYS®, Inc., 2001.
- /CHU 1999/ T.Y. Chu, M.M. Pilch, J.H. Bentz, J.S. Ludwigsen, W.Y. Lu, L.L. Humphries: *Lower Head Failure Experiments and Analyses*. Report, NUREG/CR-5582, SAND98-2047, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, USA, 1999.
- /DIN 1997/ T.N. Dinh, R.R. Nourgaliev: *Turbulence modelling for large volumetrically heated liquid pools*. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, vol 169, pp 131-150, 1997.
- /IMA 2001/ M. Kadner, Prüfbericht Nr. A191/1, Chemical Analysis of a steel specimen, Dresden, 2001.
- /IKO 1999/ Ikonen, K., *Creep Model Fitting Derived from REVISA Creep, Tensile and Relaxation Measurements*, Technical Report MOSES-4/99, VTT-Energy, Espoo, Finland, 1999.
- /LEM 1996/ J. Lemaitre, *A Course on Damage Mechanics*, ISBN 3-540-60980-6, 2nd edition Springer-Verlag Berlin, Heidelberg, New York, 1996.
- /MON 1999/ Ph. Mongabure, M. Desmet, *RUPHTHER Test#14 - Rupture test at 1000°C and variable pressure 8 then 6 bars*, Report SEMT/LISN/RT/99-003/A, CEA, France, 1999.
- /OBS 1988/ V.-D. Obst, A. Klenk, P. Julisch, K. Maile, *Versuche zum Versagen einer Hauptkühlmittelleitung infolge Kriechbruch unter hohem Systemdruck*, Report MPA 1500 771, Stuttgart, Germany, 1988.
- /OBS 1989/ V.-D. Obst, K. Maile, *Versuche zur Schaffung einer Datenstruktur für die inelastische Berechnung von Kriechvorgängen in thermisch belasteten Komponenten*. Report MPA 1500 785, Stuttgart, Germany, 1989.
- /REM 1993/ J.L. Rempe, S.A. Chávez, G.L. Thinnis, C.M. Allison, G.E. Korth, R.J. Witt, J.J. Sienicki, S.K. Wang, L.A. Stickler, C.H. Heath, S.D. Snow: *Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis*. Report NUREG/CR-5642, Idaho Falls, 1993.
- /SAI 1998/ C. Sainte Catherine, *Tensile and creep tests material characterization of pressure vessel steel (16MND5) at high temperatures (20 up to 1300°C)*, Rapport SEMT/LISN/RT/98-009/A, CEA, France, (experimental data files), 1998.
- /SEH 1999/ Sehgal, B.R., Nourgaliev, R.R., Dinh, T.N., Karbojian, A., *FOREVER experimental program on reactor pressure vessel creep behaviour and core debris retention*, Proceedings of the 15-th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-15), Seoul, Korea, August 15-20, 1999.
- /THF 1997/ T.G. Theofanous, C. Liu, S. Additon, S. Angelini, O. Kymäläinen, T. Salmassi. *In-vessel coolability and retention of a core melt* Nucl.Eng. Des. 169 1-48 1997
- /WIL 2001/ H.-G. Willschütz, E. Altstadt, B.R. Sehgal, and F.-P Weiss: *Coupled thermal structural analysis of LWR vessel creep failure experiments*, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, vol 208, pp 265-282, 2001.
- /WIL 2002a/ Willschuetz, H.-G., E. Altstadt, F.-P. Weiss, and B. R. Sehgal: *Scaled Vessel Failure Experiment Analysis and Investigation of a Possible Vessel Support*. Jahrestagung Kerntechnik 2002, Tagungsbericht S. 173-178, Stuttgart, Germany, May 14-16, 2002.

/WIL 2002b/ Willschütz, H.-G., E. Altstadt: Generation of a High Temperature Material Data Base and its Application to Creep Tests with French or German RPV-steel. Wissenschaftlich-Technische Berichte / Forschungszentrum Rossendorf; FZR-353, ISSN 1437-322X, August 2002.

10. Veröffentlichungen im Zusammenhang mit diesem Vorhaben

- Willschütz, H.-G., E. Altstadt, B. R. Sehgal, and F.-P. Weiss: FEM-Calculation of Different Creep-Tests with French and German RPV-Steels. Proceedings of 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, SMiRT 17, Prague, Czech Republic, August 17-22, 2003 (to be published).
- Willschuetz, H.-G.: Simulation of Scaled Vessel Failure Experiments and Investigation of a Possible Vessel Support against Failure. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, (submitted).
- Willschuetz, H.-G., E. Altstadt: Post Test Calculation of Tube Creep Failure Experiments. Jahrestagung Kerntechnik 2003, Tagungsbericht, Berlin, Germany, May 20-22, 2003 (to be published).
- Willschütz, H.-G., E. Altstadt, B. R. Sehgal, and F.-P. Weiss: Post-Test Calculations of Medium Scaled Pressure Vessel Creep Failure Experiments. Proceedings of the ICAPP, Cordoba, Spain, May 4-7, 2003 (to be published).
- Willschütz, H.-G., E. Altstadt, B. R. Sehgal, and F.-P. Weiss: Simulation of Creep Tests with French or German RPV-steel and investigation of a RPV-support against failure. ANNALS OF NUCLEAR ENERGY (accepted contribution).
- Altstadt, E., Willschütz, H.-G.: Nachrechnung von mittelskaligen Experimenten zum Kriechbruchversagen von Druckbehältern. 2. Workshop "Kompetenzverbund Kerntechnik" vom 18. - 19. 09. 2002 in Köln, Tagungsband.
- Willschütz, H.-G., E. Altstadt: Integral Vessel Failure Experiment Analysis and Investigation of a Possible Vessel Support. WWW-Beitrag, Webseite der Arthur-und-Aenne-Feindt-Stiftung, Hamburg.
- Willschütz, H.-G., E. Altstadt: Generation of a High Temperature Material Data Base and its Application to Creep Tests with French or German RPV-steel. Wissenschaftlich-Technische Berichte / Forschungszentrum Rossendorf; FZR-353, ISSN 1437-322X, August 2002.
- Willschütz, H.-G., E. Altstadt, B.R. Sehgal, and F.-P Weiss: Validation of a creep and plasticity model for French and German RPV-steel. OECD Meeting "OLHF Seminar 2002", Steering Committee for Nuclear Energy, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Madrid, Spain, June 26-27, 2002.
- Willschuetz, H.-G., E. Altstadt, F.-P. Weiss, and B. R. Sehgal: Scaled Vessel Failure Experiment Analysis and Investigation of a Possible Vessel Support. Jahrestagung Kerntechnik 2002, Tagungsbericht S. 173-178, Stuttgart, Germany, May 14-16, 2002.
- Willschuetz, H.-G., E. Altstadt, F.-P. Weiss, and B. R. Sehgal: Analysis and insights about FE-Calculations of the EC-Forever-Experiments. Conference Proceedings on CD of the 10th International Conference on Nuclear Engineering, Arlington, Virginia, USA, April 14-18, 2002

- Willschütz, H.-G.; E. Altstadt, B. R. Sehgal, and F.-P. Weiß: Simulation of Scaled Reactor Pressure Vessel Creep Failure Experiments. Paper to the participants of NUSIM 02, 11th annual Nuclear Societies Information Meeting, Dresden, Germany, March 13-15, 2002.
- Altstadt, E., and H.-G. Willschütz: Pre-test Calculations for a Core Meltdown Experiment. Conference Proceedings on CD of the 19th CAD-FEM Users' Meeting, Potsdam, Germany, 17.-19. Oktober 2001.

11. Schlussbemerkung

Die erfolgreiche Arbeit im Bereich der Reaktorsicherheitsforschung, welche durch dieses Vorhaben ermöglicht wurde, wurde im Forschungszentrum Rossendorf mit dem jährlich verliehenen Forschungspreis des Forschungszentrums ausgezeichnet. Diese Auszeichnung fand unter anderem Erwähnung in den Nachrichten der Internationalen Zeitschrift für Kernenergie, atw 48. Jg. (2003) Heft 1, Januar 2003.