

KfK 3422
Oktober 1982

Stand und Ergebnisse der Untersuchungen des PNS zum LWR-Brennstabverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen

Zusammengestellt von A. Fiege
Projekt Nukleare Sicherheit

Kernforschungszentrum Karlsruhe

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Projekt Nukleare Sicherheit

KfK 3422

Stand und Ergebnisse der Untersuchungen des PNS zum
LWR-Brennstabverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen

Zusammengestellt von A. Fiege
mit Beiträgen von

M. Boček	IMF	E. Karb	IT
H. Borgwaldt	INR	S. Leistikow	IMF
G. Class	IRE	S. Malang	IRB
F. Erbacher	IRB	R. Meyder	IRE
A. Fiege	PNS	C. Petersen	IMF
W. Gulden	PNS	S. Raff	IRE
K. Hain	IT	G. Schanz	IMF
G. Hofmann	IRB	L. Sepold	IT
P. Hofmann	IMF	K. Wiehr	IRB
P. Ihle	IRB	H. Zimmermann	IMF

Als Manuskript vervielfältigt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt den Stand des Wissens Mitte 1982 über das LWR-Brennstabverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen.

Die mitgeteilten Ergebnisse stützen sich zum überwiegenden Teil auf die im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit durchgeführten Untersuchungen. Zum Teil werden auch die Ergebnisse kooperierender Forschungsstellen aus dem Erfahrungsaustausch auf internationaler Ebene herangezogen.

Der Bericht ist in zwei in sich abgeschlossene Teile gegliedert:

Teil I

gibt eine Übersicht über die wichtigsten Ergebnisse der theoretischen und experimentellen Forschungsvorhaben zum Brennstabverhalten.

Teil II

beschreibt in ausführlicheren Einzel Darstellungen den Stand und die Ergebnisse der wichtigsten Schwerpunktthemen.

Status and Results of the PNS Investigations on LWR Fuel Behavior
under LOCA Conditions

Summary

This report summarizes the state of the art of fuel behavior investigations under LOCA conditions (Status July 1, 1982).

Most of the results described have been derived from PNS investigations. Partly, also the results of cooperating research establishments and from international information exchange are referred to.

The report has been subdivided into two separate parts:

Part I

provides a comprehensive review of the most significant results.

Part II

describes by detailed individual presentations the status and results of the different tasks of the PNS program.

Inhaltsverzeichnis - Teil I

	<u>Seite</u>
1. Problembeschreibung	5
2. Zielsetzung	5
3. Forschungsprogramm	6
4. Wesentliche Ergebnisse der bisherigen Untersuchungen	7
4.1 Deformations- und Berstverhalten von Zircaloy-Hüllrohren und Kühlbarkeit des Reaktorkerns bei Kühlmittelverluststörfällen	7
4.2 Hochtemperatur-Wasserdampfoxidation und Versprödung des Hüllrohrmaterials	10
4.3 Einfluß von Brennstoff und Spaltprodukten auf das Deformations- und Berstverhalten von Zircaloy-Hüllrohren	12
4.4 Spaltproduktfreisetzung bei Kühlmittelverluststörfällen	13
4.5 Rechenprogramm zur Beschreibung des Brennstabverhaltens bei Störfällen (SSYST)	14
5. Zusammenfassung und Ausblick	16
6. Literaturhinweise	18

Inhaltsverzeichnis - Teil II

1. Einleitung	37
2. Einzeleffektuntersuchungen zum Materialverhalten von Zircaloy bei Störfällen	42
2.1 Das mechanische Verhalten von Zry-Hüllrohrmaterial	42
2.2 Die Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation von Zry-Hüllrohren	54
2.3 Der Einfluß von Oxidbrennstoff und Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zry-Hüllrohren	71

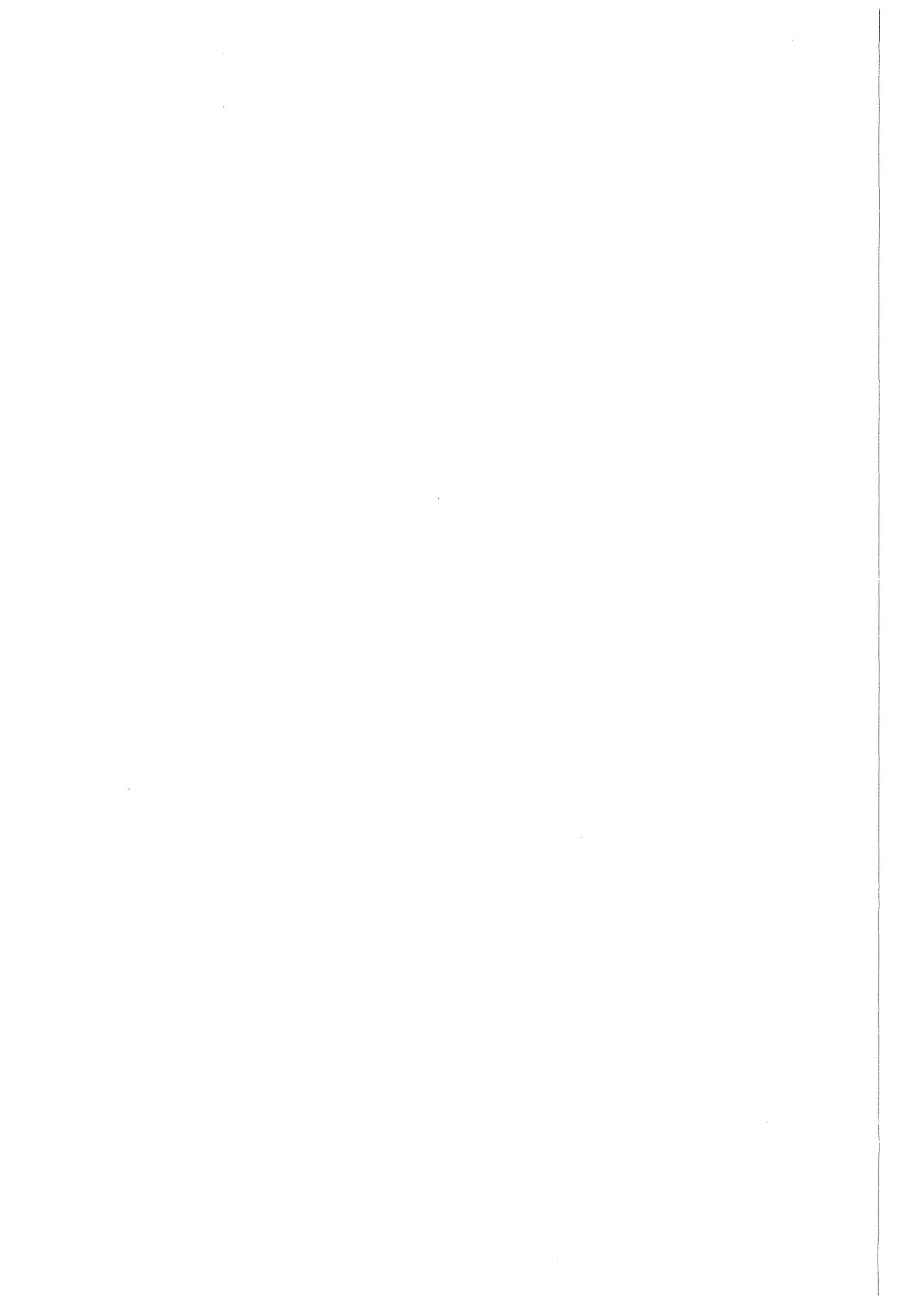
	<u>Seite</u>
3. Untersuchungen zum Brennstab- und Brennelementverhalten unter realistischen thermohydraulischen Randbedingungen	87
3.1 Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalles (COSIMA-Programm)	87
3.2 In-pile-Versuche im FR2-Reaktor zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlust-Störfall (KVS)	100
3.3 Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden Zircaloy-Hüllrohren und einsetzender Kernnotkühlung (REBEKA-Programm)	113
4. Auswirkungen von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung	121
4.1 Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA-Programm)	121
4.2 Langzeitkühlbarkeit eines durch große Blockaden teilweise versperrten Kerns	134
5. Spaltgasverhalten in UO_2 bei Kühlmittelverluststörfällen	140
6. Entwicklung und Verifizierung des Programmsystems SSYST zur Beschreibung des Brennstabverhaltens bei Störfällen	149
7. Verzeichnis der Abkürzungen	163

TEIL I

ÜBERSICHT ÜBER DIE WICHTIGSTEN ERGEBNISSE DER
UNTERSUCHUNGEN DES PNS ZUM BRENNSTABVERHALTEN BEI
KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFÄLLEN

BEWERTUNG UND FOLGERUNGEN FÜR DAS WEITERE VORGEHEN

(A. Fiege, PNS-PL)



1. Problembeschreibung

Bei bestimmten Reaktorstörfällen, insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen (KVS), können die Temperaturen im Reaktorkern so hohe Werte erreichen, daß die Brennstabhüllrohre, die eine wichtige Barriere gegen das Austreten der Spaltprodukte darstellen, versagen.

Je nach Ablauf des Störfalles können sich die aus Zircaloy bestehenden Hüllrohre unter der Wirkung des inneren Überdrucks plastisch verformen (aufblähen) oder durch Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme so stark verspröden, daß sie beim Wiederfluten des Kerns zerspringen. Die plastische Hüllrohrdehnung hat deshalb ein besonders Gewicht, weil die Kühlkanäle verengt bzw. blockiert werden und dadurch die langfristige Nachwärmeabfuhr und mit ihr die Kernintegrität in Frage stehen können.

Trotz möglicher Brennstabschäden muß aber die kurz- und langfristige Kühlbarkeit des Reaktorkerns gewährleistet sein und die Spaltproduktfreisetzung aus den beschädigten Hüllrohren innerhalb zulässiger Grenzen bleiben.

2. Zielsetzung

Ziel der im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit (PNS) durchgeführten Forschungsarbeiten ist daher die Untersuchung der physikalischen und chemischen Phänomene, die beim Versagen der Zircaloy-Hüllrohre von Bedeutung sind, sowie die Bereitstellung von experimentell verifizierten Rechenmodellen für realistische Störfallanalysen.

Von besonderer Bedeutung sind in diesem Zusammenhang:

- Die Ermittlung des Schadensumfanges im Reaktorkern, d.h. die Zahl der verformten bzw. geborstenen Stäbe, das Ausmaß der plastischen Verformungen, die Hüllrohrversprödung durch Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme während des Störfallablaufes und die Reduktion der Kühlkanalquerschnitte.
- Die Untersuchung der Auswirkung von Brennstabschäden auf die Kühlbarkeit des Kerns und auf die Spaltproduktfreisetzung und

- die Quantifizierung der Sicherheitsreserven.

3. Forschungsprogramm

Abb. 1 zeigt in stark vereinfachter Form einen Überblick über das Forschungsprogramm des PNS zum transienten Brennstabverhalten /1, 2/.

Das Gesamtprogramm umfaßt zunächst einmal umfangreiche Einzeleffektuntersuchungen zum Materialverhalten, d.h. zum plastischen Verhalten der Zircaloy-Hülle, zur Hochtemperatur-Oxidation und Versprödung der Hüllrohre in Wasserdampf und zur Wechselwirkung des Hüllrohrmaterials mit Brennstoff und Spaltprodukten.

Diese Einzeleffektuntersuchungen liefern die Basis für ein Rechenmodell, mit dessen Hilfe das Deformationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren in Abhängigkeit von Temperatur, Differenzdruck, Werkstoffzustand und Umgebungseinflüssen beschrieben werden kann. Außerdem wird ein qualitatives Verständnis der dominierenden Einflüsse auf das Hüllrohrverhalten erreicht, so daß Aussagen darüber möglich werden, inwieweit die relevanten Phänomene vollständig erfaßt sind.

Die Tragfähigkeit der erarbeiteten Rechenmodelle wird dann mit Hilfe von out-of-pile und in-pile-Integral- Experimenten zur Untersuchung der Brennstab- und Bündel-Systemeffekte überprüft. Bei diesen Experimenten wird das Verhalten der Einzelstäbe und Stabbündel unter realistischen Bedingungen, das heißt im Zusammenwirken aller relevanten Phänomene und unter Einbeziehung der thermohydraulischen Randbedingungen, getestet. Thermohydraulische Einzeleffektuntersuchungen [3,4] und Untersuchungen zum Einfluß von Kühlkanalblockaden auf die Kühlbarkeit verformter Brennstabgeometrien runden das Programm ab.

Die auf der Grundlage dieses experimentellen Programms erarbeiteten Modellvorstellungen werden schrittweise verbessert und in das modulare Rechenprogrammssystem SSYST eingebaut. SSYST ist eine gemeinsame Entwicklung des Kernforschungszentrums Karlsruhe und des Stuttgarter Instituts für Kerntechnik und Energiesysteme (IKE); es ermöglicht sowohl eine deterministische Einzelstabanalyse über den gesamten Störfallablauf als auch eine probabilistische Schadensumfangsanalyse für den Reaktorkern.

Nicht dargestellt sind in Abbildung 1 die Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung, die in enger Zusammenarbeit zwischen dem Kernforschungszentrum Karlsruhe und dem Oak Ridge National Laboratory durchgeführt werden. Diese Untersuchungen sind in Oak Ridge auf Kühlmittelverluststörfälle, in Karlsruhe auf Kernschmelzenunfälle ausgerichtet.

Die meisten Forschungsarbeiten zum Brennstabverhalten wurden 1972/73 begonnen und konzentrierten sich zunächst auf die bei schweren Kühlmittelverluststörfällen mit großen Bruchquerschnitten zu erwartenden Randbedingungen, d.h. schneller Abfall des Systemdrucks, Temperaturen bis ca. 1200 °C und KVS-typischen Zeiten von wenigen Minuten.

In zunehmendem Umfang werden auch Untersuchungen zu anderen Störfällen durchgeführt, die nach den vorliegenden Risikostudien einen höheren Beitrag zum Gesamtrisiko liefern können. Hierzu gehören kleine Lecks im Primärsystem und sogenannte Spezielle Transienten mit zusätzlichem zeitweisem Ausfall eines Sicherheitssystems.

Alle Arbeiten des PNS werden in den zuständigen Sachverständigenkreisen mit den an anderer Stelle, z.B. bei der KWU in Erlangen, durchgeführten Forschungsvorhaben abgestimmt. Sie sind darüberhinaus auf der Grundlage spezieller Zusammenarbeitsverträge eng mit den entsprechenden Forschungsprogrammen in USA, Japan, Frankreich und Großbritannien verknüpft. Besonders hervorzuheben ist die langjährige erfolgreiche Zusammenarbeit mit der USNRC.

Im folgenden werden der Stand und die wichtigsten Forschungsergebnisse zum Brennstabverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen dargestellt und ein kurzer Überblick über das weitere Vorgehen gegeben.

4. Wesentliche Ergebnisse der bisherigen Untersuchungen

4.1 Das Deformations- und Berstverhalten von Zircaloy-Hüllrohren und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns bei Kühlmittelverluststörfällen

Das Deformations- und Berstverhalten von Zircaloy-Hüllrohren im Hochtemperaturbereich ist im Grunde ein sehr komplexes Problem und wird von einer Vielzahl von Einzeleffekten beeinflusst, die alle außerordentlich empfindlich von der Temperatur und von der Zeit abhängen bzw. von der Geschwindigkeit, mit der die verschiedenen Temperaturbereiche durchlaufen werden.

Bei Temperaturen zwischen 500 und 800 °C wird die Verformung z.B. in erster Linie durch ein dynamisches Gleichgewicht zwischen Verfestigungs- und Erholungsvorgängen bestimmt. Im Bereich von etwa 820 bis 980 °C ändert sich die Kristallstruktur des Zircaloy. Es findet die Phasenumwandlung von der hexagonalen α -Phase in die kubisch raumzentrierte β -Phase statt.

Außerdem überlagern sich diesen Strukturveränderungen noch stark thermisch aktivierte Wechselwirkungen mit der Umgebung, wie die Oxidation in Wasserdampf und die Wechselwirkung mit dem Brennstoff und den Spaltprodukten, die ebenfalls die Festigkeit, Stabilität und Enddehnung der Hüllrohre beeinflussen.

Aufgrund umfangreicher Grundlagenuntersuchungen sind alle diese Effekte heute gut verstanden und einer quantitativen Beschreibung zugänglich /5, 6, 7, 8, 9/.

Abb. 2 zeigt die Bersttemperatur von Zircaloy-Hüllrohren über dem Berstdruck. Es wird deutlich, daß die Bersttemperatur bei gegebenem Druck von der Aufheizrate beeinflusst wird /9/. Je höher die Aufheizrate, desto höher ist die erreichte Bersttemperatur. Wie man sieht, liegen die in-pile gemessenen Daten gut im Feld der out-of-pile-Ergebnisse /10, 11/.

Die Bersttemperatur ist ein wichtiges Kriterium für die Zahl der defekten Stäbe und die Ermittlung der resultierenden Spaltproduktfreisetzung; sie kann mit den heute verfügbaren Modellen zumindest für den α -Bereich des Zircaloy mit hoher Präzision vorausgesagt werden.

Bei der Berstumfangsdehnung ist neben der Aufheizrate auch die azimutale und axiale Temperaturverteilung am Hüllrohr von Bedeutung.

Abb. 3 zeigt die Berstumfangsdehnung, aufgetragen über der azimutalen Temperaturdifferenz am Hüllrohr. Die Daten stammen aus out-of-pile-Experimenten mit indirekt beheizten Brennstabsimulatoren. Man sieht, daß bei großen azimutalen Temperaturdifferenzen die Deformation vorwiegend an der Heißstelle erfolgt und dort auch zum Bruch führt. Die gesamte Umfangsdehnung ist relativ klein. Bei gleichmäßiger Temperaturverteilung ist auch die Deformation des Hüllrohres gleichmäßig über den Umfang verteilt und die resultierende Umfangsdehnung ist relativ groß /14/.

In Abb. 4 soll der kombinierte Einfluß von Aufheizrate und azimuthaler Temperaturverteilung verdeutlicht werden: In dem für Kühlmittelverluststörfälle sicherheitstechnisch besonders relevanten α -Bereich um $800\text{ }^{\circ}\text{C}$ sind die Umfangsdehnungen um so größer, je kleiner die Aufheizrate und je gleichmäßiger die Temperaturverteilung auf dem Umfang des Hüllrohres ist. (Im sicherheitstechnisch nicht so relevanten β -Bereich kehrt sich der Einfluß der Aufheizrate wegen der versprödenden Wirkung des Sauerstoffs um!) Extrem gleichmäßige Temperaturverteilungen findet man z.B. bei Kriechberstversuchen an direkt elektrisch beheizten Hüllrohren, die gepunktet dargestellt sind /12/.

Je größer die Aufheizrate und je ungleichmäßiger die Temperatur auf dem Hüllrohrumfang ist, desto geringer sind im α -Bereich die Berstumfangsdehnungen. Sehr ungleichmäßige Temperaturverteilungen findet man z.B. bei den out-of-pile-Bündelversuchen des ORNL und des KfK, die weitaus realistischer mit indirekt beheizten Brennstabsimulatoren und unter Einbeziehung reaktorähnlicher thermohydraulischer Randbedingungen durchgeführt wurden /13, 14/, ebenso bei den in-pile-Experimenten im DK-Loop des FR 2-Reaktors, die mit frischen und hochabgebrannten Brennstäben gefahren wurden /10, 11/. Man sieht, daß bei möglichst realistischer Versuchsführung die Mehrzahl der Stäbe auch im Bündelverband Umfangsdehnungen von weniger als 60 % erreicht.

Wichtig für die Beurteilung der Kühlfähigkeit ist allerdings nicht nur die Umfangsdehnung der einzelnen Stäbe, sondern auch ihre axiale Verteilung im Kern und die erst im Zusammenhang hiermit zu beurteilende Kühlkanalverengung.

Abb. 5 zeigt die Umfangsdehnung der 9 zentralen Brennstabsimulatoren und die resultierende Kühlkanalverengung aus dem REBEKA-Bündelversuch 3 /14/. Dieser Versuch wurde mit einem 25-Stab-Bündel voller Länge unter thermohydraulischen Randbedingungen durchgeführt, die für die Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles typisch sind. Man sieht, daß sich als Folge der axialen Leistungsverteilung und unter dem Einfluß des von unten nach oben strömenden Zweiphasengemisches, das nicht im thermischen Gleichgewicht ist und an jeder Abstandshalterebene neu verwirbelt wird, nur relativ kleine und lokal begrenzte Hüllrohrverformungen ausbilden. Die resultierende Kühlkanalversperrung beträgt an der engsten Stelle etwa 52 % (Abb. 6, 7).

Einzeleffektuntersuchungen zur Auswirkung von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung lassen erwarten, daß selbst bei sehr konservativ angenommenen koplanaren Blockaden von 90 % und relativ niedrigen Flutraten von etwa 2 - 3 cm/s die maximalen Hüllrohrtemperaturen in der Flutphase nicht sehr über die Temperatur unblockierter Brennelemente ansteigen (Abb. 8) /15, 16/.

Die Untersuchungen wurden allerdings mit relativ kleinen Anordnungen von maximal 25 Stäben unter Zwangsflutung durchgeführt. Sie sollen im Rahmen des 2D/3D-Projektes mit Hilfe von größeren teilblockierten Bündelanordnungen abgesichert werden, bei denen auch die Umströmung der Teilblockaden repräsentativer simuliert werden kann /30/.

Tests zur Langzeitkühlbarkeit eines gefluteten Kerns mit Teilblockaden haben gezeigt, daß Kühlkanalversperrungen in der Größenordnung von 90 % auch bei großer Länge und radialer Ausdehnung die langfristige Kühlbarkeit des Kerns nicht gefährden, solange es gelingt, diesen mit Kühlwasser bedeckt zu halten (Abb. 5) /17/.

Zusammenfassend läßt sich also sagen, daß bei funktionierender Notkühlung und dann praktisch immer gegebenen ungleichförmigen Temperaturverteilungen im Kern die Hüllrohrdehnungen auf relativ kleine lokale Bereiche der Hülle konzentriert sind, so daß große Umfangsdehnungen, die sich auch über große axiale Bereiche erstrecken und die für die Wirksamkeit der Notkühlung gefährlich werden könnten, verhindert werden.

4.2 Hochtemperatur-Wasserdampfoxidation und Versprödung des Hüllrohrmaterials

Die Oxidationskinetik von Zircaloy-4 in Wasserdampf bei KVS-typischen Zeiten und Temperaturen ist heute auf der Grundlage umfangreicher Untersuchungen bei KfK, ORNL und JAERI voll verstanden und kann mit guter Genauigkeit von Rechenprogrammen wie SIMTRAN oder BILD 5 beschrieben werden. Diese Codes sind in der Lage, die Sauerstoffaufnahme, das Wachstum der ZrO_2 -Schicht und der sauerstoffstabilisierten α -Phase des Zry sowie das Sauerstoffkonzentrationsprofil für isotherme und transiente Versuchsführung zu berechnen /18, 19/.

Abb. 10 zeigt als Beispiel gemessene und mit SIMTRAN berechnete Werte für das Wachstum der ZrO_2 -Schicht in Abhängigkeit von der Zeit bei verschiedenen Temperaturen. Die Übereinstimmung zwischen den gemessenen und gerechneten Daten ist sehr gut.

Abb. 11 zeigt die Sauerstoffaufnahme in Abhängigkeit von der Zeit bei verschiedenen Temperaturen. Die Sauerstoffaufnahme läßt sich bei KVS-typischen Zeiten durch ein kubisches bzw. parabolisches Zeitgesetz beschreiben und ist insbesondere bei Temperaturen $> 1000\text{ }^\circ\text{C}$ um ca. 25 % geringer als nach der heute noch vielfach verwendeten Beziehung von Baker-Just.

Das bedeutet beim Kühlmittelverluststörfall weniger Oxidation, weniger Wasserstofferzeugung und weniger Reaktionswärme als in den bisherigen Sicherheitsanalysen angenommen.

In den z.Z. gültigen Notkühlkriterien soll durch die Begrenzung der maximalen Hüllrohrtemperatur auf $1200\text{ }^\circ\text{C}$ und der maximalen Oxidationstiefe auf 17 % der Hüllrohrwandstärke sichergestellt werden, daß die versprödeten Hüllrohre auch den Thermoschockspannungen beim Flutprozeß und den mechanischen Belastungen beim Ziehen und Hantieren der Brennelemente standhalten.

Alle bisher vorliegenden Untersuchungen haben gezeigt, daß dieses 17 %-Kriterium in der Tat sehr konservativ ist. Normale Thermoschock-Belastungen beim Fluten führen z.B. in ANL-Versuchen erst bei $\geq 28\%$ versprödeter äquivalenter Hüllrohrwandstärke zum Versagen.

Physikalisch sinnvoller als die Begrenzung der maximalen Oxidationstiefe ist die Festlegung einer verbleibenden Mindestwandstärke des Zircaloy-Hüllrohres, bestehend aus der duktilen β -Phase. In diese Richtung zielt eine Empfehlung des ANL, die in den USA bereits zunehmend verwendet wird. Sie lautet (vgl. Abb. 12):

- Im Hinblick auf Thermoschockbelastungen beim Fluten nach einem Kühlmittelverluststörfall muß die berechnete Wandstärke des Hüllrohres mit einem Anteil von max. 0,9 Gew. % O_2 an jeder axialen Position $> 0,1\text{ mm}$ sein.

- Im Hinblick auf die Handhabung, den Transport und die Zwischenlagerung oxidiertener Brennelemente muß die berechnete Wandstärke mit einem O_2 -Anteil von $< 0,7 \text{ Gew.}\% > 0,3 \text{ mm}$ sein.

(Die versprödende Wirkung des bei hohen Temperaturen insbesondere an der Innenseite gebrochener Hüllen aufgenommenen Wasserstoffs ist in diesen Versprödungskriterien implizit mit erfaßt.)

4.3 Einfluß von Brennstoff und Spaltprodukten auf das Deformations- und Berstverhalten von Zircaloy-Hüllrohren

Out-of-pile-Untersuchungen zum Einfluß der Spaltprodukte auf das Verformungsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren haben gezeigt, daß elementares Jod das Potential hat, die Berstdehnungen und die tangentialen Bruchspannungen über den Mechanismus der Spannungsrißkorrosion drastisch zu reduzieren.

Die zur Auslösung der Spannungsrißkorrosion notwendige kritische Jodkonzentration ist allerdings stark temperaturabhängig (Abb. 13). Sie liegt bereits bei Temperaturen $> 700 \text{ }^\circ\text{C}$ höher als das Jodangebot in hochabgebrannten Stäben (Abb. 14).

Dies bedeutet, daß bei Kühlmittelverluststörfällen, bei denen die Bersttemperaturen generell über $700 \text{ }^\circ\text{C}$ liegen, der Jodeinfluß vernachlässigt werden kann /22, 23/.

Bei anderen Störfällen, insbesondere sogenannten Speziellen Transienten, ist der Jodeinfluß allerdings zu beachten.

Chemische Wechselwirkungen zwischen der Zircaloy-Hülle und dem Brennstoff findet man nur bei bestehendem Festkörperkontakt, wie er bei sogenannten Power-Cooling-Mismatch-Bedingungen vorliegt, dann allerdings unabhängig von der Höhe des Kontaktdruckes an der UO_2 -Zr-Phasengrenze. Da zwischen UO_2 und Zircaloy kein binäres Gleichgewicht existiert, wird das UO_2 bei hohen Temperaturen durch das Zircaloy teilweise reduziert. Es bilden sich eine uranreiche Uran-Zircaloy-Mischphase, α -Uran sowie sauerstoffstabilisiertes α -Zirkon (Abb. 15).

Die Sauerstoffaufnahme der Zircaloy-Hüllen aus dem UO_2 (Innenkorrosion) ist bei Festkörperkontakt etwa genauso stark wie die durch die Reaktion mit dem Wasserdampf auf der Außenseite (Außenkorrosion) /24/.

4.4 Spaltproduktfreisetzung bei Kühlmittelverluststörfällen

Die bisher vorliegenden Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung stammen im wesentlichen aus out-of-pile-Experimenten, die im ORNL bei Kühlmittelverluststörfallbedingungen und bei KfK für hypothetische Kernschmelzenunfälle durchgeführt wurden.

In begrenztem Umfang können zusätzliche Informationen aus Glühexperimenten gewonnen werden, die im Kernforschungszentrum Karlsruhe im Rahmen der Nachuntersuchung zu den in-pile-Experimenten im FR2 durchgeführt wurden.

Die in Oak Ridge durchgeführten Experimente mit induktiv bzw. durch Strahlung aufgeheizten Proben aus abgebrannten Leistungsreaktorbrennelementen haben ergeben, daß bei Kühlmittelverluststörfällen, d.h. bei Temperaturen von max. 1200 °C, die gemessenen Freisetzungsraten von Xenon, Krypton, Jod und Cäsium deutlich kleiner sind als die Annahmen in der deutschen und amerikanischen Risikostudie. (Die Oak-Ridge-Werte der Spaltgasfreisetzung sind konsistent mit den im KfK ermittelten Spaltgasfreisetzungswerten.)

Dieser Sachverhalt ist in Abb. 16 dargestellt. Die Abbildung zeigt (in der rechten Spalte), daß nach einem von ORNL entwickelten Modell z.B. die Gesamtfreisetzung von Cäsium um den Faktor 200 und die Gesamtfreisetzung von Jod um den Faktor 60 niedriger liegt als in der deutschen und amerikanischen Risikostudie angenommen.

Die Annahmen in den Risikostudien sind also offensichtlich sehr konservativ.

Zur Absicherung und Untermauerung der out-of-pile-Experimente werden z.Z. von der KfA in Jülich in-pile-Experimente im HFR Petten zur Untersuchung der Gapfreisetzung von Jod aus bestrahlten Brennstäben geplant.

Diese Untersuchungen konzentrieren sich auf folgende Problemkreise:

- Freisetzungsmenge von Jod aus einem defekten Stab
- chemische Form des freigesetzten Gases
- Einfluß des umgebenden Mediums (Wasser, Dampf)
- Einfluß von Druck, Temperatur und Zeit
- Einfluß von Brennstoff- und Bestrahlungsparametern
(z.B. Abbrand)

Es wird erwartet, daß die ersten Ergebnisse aus diesem Programm Ende 1983/Anfang 1984 vorliegen.

4.5 Rechenprogramm zur Beschreibung des Brennstabverhaltens bei Störfällen (SSYST)

Zur modellmäßigen Beschreibung des transienten Brennstabverhaltens und zur realistischen Abschätzung des Schadensumfangs im Reaktorkern nach Störfällen wurde gemeinsam von KfK und IKE Stuttgart das Programmsystem SSYST entwickelt /25, 26/.

Abb. 17 zeigt in stark vereinfachter Form den Aufbau des Programmsystems.

SSYST ist modular aufgebaut und besteht im wesentlichen aus einer zentralen Datei, einem Steuerprogramm und verschiedenen Modulen, die die eigentlichen Rechnungen durchführen.

Für die transiente Brennstabanalyse ist es notwendig, zunächst den Ausgangszustand der Brennstäbe und die thermohydraulischen Randbedingungen mit Hilfe geeigneter Codes wie COMETHE oder RELAP vorzugeben. Das transiente Stabverhalten, insbesondere die Deformation in Abhängigkeit von Temperatur, Differenzdruck und Umgebungseinflüssen, wird dann mit Hilfe einer größeren Zahl separater und austauschbarer Module beschrieben, die die wichtigsten physikalischen Phänomene erfassen.

SSYST ist, wie alle anderen verfügbaren Brennstabverhaltenscodes, ein Einzelstabmodell, das z.Z. systematisch verifiziert und verbessert wird.

Parallel zu diesen Arbeiten werden Methoden entwickelt, mit deren Hilfe es möglich ist, auf der Basis des Einzelstabmodells realistische Aussagen über den Schadensumfang im Reaktorkern zu machen.

In den bisherigen Sicherheitsanalysen sind in erster Linie deterministisch-konservative Methoden zum Einsatz gekommen, bei denen z.B. für verschiedene Stabgruppen gleicher Leistungs- und Abbrandgeschichte Einzelstabanalysen unter möglichst pessimistischen Randbedingungen durchgeführt und auf dieser Basis der Gesamtschadensumfang und die resultierende Kühlkanalversperrung im Kern abgeschätzt wurden. Dieses Vorgehen kann jedoch infolge der extremen Temperaturempfindlichkeit der Deformation leicht zu unrealistisch pessimistischen Abschätzungen des Brennstabverhaltens führen, insbesondere wenn es darum geht, daß Ausmaß stark verformter oder geborstener Hüllrohre zu quantifizieren.

Realistischere Ergebnisse erhält man bei der Abschätzung der Brennstabschäden mit Hilfe probabilistischer Methoden, wie sie vom IRE und INR der KfK entwickelt wurden. Hierbei wird der Einfluß von Unsicherheiten in den Modellparametern und Eingabevariablen auf die interessierende Systemantwort (also Hüllrohrtemperatur und Dehnung) untersucht. Die Arbeiten auf diesem Gebiet sind unter Verwendung der sogenannten Response-Surface-Methode in Kombination mit Monte-Carlo-Verfahren abgeschlossen und können sowohl bei der Analyse von Einzelstäben als auch bei der Analyse von Stabbündeln angewendet werden /28/.

Abb. 18 zeigt als Beispiel Ergebnisse einer solchen probabilistischen Schadensumfangsanalyse für ein hochbelastetes DWR-Brennelement /28/.

Im Bild sind links die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion und die Verteilungsfunktion der maximalen Hüllrohrtemperatur und rechts dieselben Funktionen der Anzahl Brennstäbe im Referenzbrennelement dargestellt, die maximale Hüllrohrumfangsdehnungen $> 30\%$ erwarten lassen. Bei Hüllrohrumfangsdehnungen von 30% oder mehr infolge plastischer Hüllrohrdeformationen können sich benachbarte Brennstäbe aneinander anlegen und lokale blockadeähnliche Kühlkanalverengungen bewirken.

Die z.Z. verfügbaren Methoden zur probabilistischen Schadensumfangsanalyse müssen zwar noch verifiziert werden und sind zweifellos noch verbesserungsfähig. Sie sind aber bereits heute ein wertvolles Hilfsmittel bei der Durchführung von Sensitivitätsstudien und bei der Identifizierung der dominierenden Einflußparameter auf die Systemantwort. Sie erlauben außerdem Rückschlüsse auf den Sicherheitsabstand zwischen tolerierbaren Systemantworten und kritischen Grenzwerten.

5. Zusammenfassung und Ausblick

Wie bereits eingangs erläutert, konzentrierten sich die meisten Arbeiten zum transienten Brennstabverhalten zunächst auf Kühlmittelverluststörfälle mit großen Bruchquerschnitten.

Diese Untersuchungen sind weitgehend abgeschlossen und haben wichtige Ergebnisse gebracht. Insbesondere sind die wichtigsten Phänomene des Brennstabverhaltens, wie z.B. die Deformations- und Versagensmechanismen der Hüllrohre, die Hochtemperatur-Wasserdampfoxidation, der Einfluß der Bestrahlung, des Brennstoffs und der Spaltprodukte auf das Deformationsverhalten der Hülle sowie die Wechselwirkung zwischen Brennstabverhalten und Thermohydraulik, heute bekannt.

Deformationsmodelle und Versagenskriterien stehen in allerdings noch verbesserungswürdigen Versionen zur Verfügung. Sie werden ebenso wie das Programmsystem SSYST zur Zeit mit Hilfe von Integralexperimenten verifiziert.

Die bisher durchgeführten Einzelstabexperimente und Bündelversuche mit maximal 25 Stäben, in denen die wichtigsten Einzeleffekte in sinnvoller Weise mit einander kombiniert wurden, lassen erwarten, daß bei funktionierender Notkühlung die auftretenden Brennstabschäden in beherrschbaren Grenzen bleiben und die kurz- und langfristige Kühlbarkeit des Kerns nicht gefährdet ist.

Die zur Zeit noch laufenden Arbeiten zum Kühlmittelverluststörfall mit großen Bruchöffnungen konzentrieren sich bei KfK auf out-of-pile-Bündelexperimente zur Untersuchung der Stab-zu-Stab-Wechselwirkung und potentiellen Schadenspropagation. Der größte Teil dieser Untersuchungen wird 1983 abgeschlossen.

Parallel dazu erfolgt eine Schwerpunktverlagerung hin zur Untersuchung kleiner Lecks und spezieller Transienten, die bei zusätzlichem Ausfall eines der angeforderten Sicherheitssysteme zu einer Überhitzung der Brennstäbe und schweren Kernschäden führen können. Die Notwendigkeit dieser Schwerpunktverlagerung zeichnete sich bereits vor einigen Jahren als Ergebnis der Risikostudien ab: sie hat durch den Störfall von Three Mile Island eine besondere Aktualisierung erfahren. Im Mittelpunkt dieser

Untersuchungen steht das Brennstabverhalten bei relativ langsamen Transienten, die von Betriebsbedingungen bis zum Schmelzen der Zircaloy-Hüllrohre und bis zur Bildung schmelzflüssiger Phasen zwischen Hüllrohr und Brennstoff laufen.

Von besonderem Interesse sind:

- Die chemischen Wechselwirkungen zwischen Zircaloy und Brennstoff sowie Art, Ausmaß und Auswirkungen von Schmelzfronten im Spalt zwischen Hüllrohr und UO_2 -Pellets,
- die Oxidationskinetik und Versprödung des Zircaloy bei Temperaturen $> 1200^\circ\text{C}$, längeren Haltezeiten und evtl. abnehmendem Dampfangebot,
- die resultierende Wasserstoffbildung bei Zircaloy-Wasserdampfreaktionen bis zur Schmelztemperatur des Zircaloy,
- die Kühlbarkeit eines Reaktorkerns, der bis zum Anschmelzen an der Grenzfläche Hüllrohr/ UO_2 aufgeheizt wurde und
- die Spaltproduktfreisetzung bei "langsamen" Kühlmittelverluststörfällen und BE-Bedingungen über 1200°C .

Aufgrund von out-of-pile-Experimenten des KfK sind die wichtigsten dieser Phänomene bereits qualitativ bekannt.

Die weiteren Arbeiten sind darauf ausgerichtet, sie auch quantitativ zu erfassen und dann die erarbeiteten Rechenmodelle in das Programmsystem SSSYST zu integrieren.

6. Literaturhinweise

- /1/ A. Fiege (Hrsg.) et al.
KfK-Ext. 28/78-1, Sept. 1978

- /2/ A. Fiege
1. GRS-Fachtagung über Reaktorsicherheitsforschung,
Ergebnisse und Tendenzen, Köln, 29.-30. Mai 1980

- /3/ G. Class, K. Hain, R. Meyder
In KfK 2770, Febr. 1979

- /4/ G. Class, R. Meyder, K. Hain
In KfK 3070, Febr. 1981

- /5/ M. Boček, P. Hofmann, C. Petersen
Special Techn. Publications, Nr. 633, ASTM 1977, S. 66

- /6/ M. Boček
Journ. of Nucl. Materials 82 (1979) 329, 339

- /7/ M. Boček, C. Petersen, L. Schmidt, E.H. Toscano
NEA/CSNI Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behaviour
in Off-Normal and Accident Conditions, Espoo, SF,
Sept. 1-4, 1980

- /8/ S. Raff, R. Meyder
NEA/CSNI Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behaviour
in Off-Normal and Accident Conditions, Espoo, SF,
Sept. 1-4, 1980

- /9/ F. Erbacher, H.J. Neitzel, H. Rosinger, H. Schmidt, K. Wiehr
5th Internat. Conf. on Zirconium in the Nucl. Industry,
Boston, Mass., Aug. 4-7, 1980

- /10/ E. Karb
Nucl. Safety 21 (1980) 26-37

- /11/ E. Karb, L. Sepold, P. Hofmann, C. Petersen, G. Schanz, H. Zimmermann
KfK 3028 (Oktober 1980)
- /12/ H.G. Weidinger, G. Cheliotis, H. Watzinger, H. Stehle
OECD/CSNI Specialists Meeting on Fuel Element Behaviour,
Spåtind, Norway, Sept. 13-16, 1976
- /13/ R. Chapman
ORNL/NUREG/TM-322, June 1979
ORNL/NUREG/TM-337, Aug. 1979
ORNL/NUREG/TM-360, Jan. 1980
- /14/ F. Erbacher
Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior,
Sun Valley, Idaho (USA), August 2-6, 1981
- /15/ K. Rust, P. Ihle
Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Saratoga, N.Y.
Oct. 7-9, 1980
- /16/ P. Ihle
8th WRSIM, Gaithersburg, MD,
Oct. 27-31, 1980
- /17/ G. Hofmann, W. Baumann
7th WRSIM, Gaithersburg, MD,
Nov. 1979
- /18/ S. Malang
ORNL 5083, Nov. 1975
- /19/ OECD/CSNI Specialists Meeting on Fuel Element Behaviour,
Spåtind, Norway, Sept. 13-16, 1976
- /20/ S. Leistikow, G. Schanz, H. v. Berg
KfK 2587 und KfK 2810 (1979)
- /21/ B. Bennek-Kammerichs, J. Franz, S. Leistikow, G. Schanz
KfK 3052 (1980)

- /22/ P. Hofmann
J. Nucl. Materials 87 (1979) 49-69
- /23/ P. Hofmann, J. Spino
J. Nuclear Materials, Vol. 107 (1982)
- /24/ P. Hofmann, C. Politis
J. Nuclear Materials 87 (1979) 357-397
- /25/ W. Gulden et al.
KfK 2496 (1977)
- /26/ R. Meyder
KfK 2966 (1980)
- /27/ H. Borgwaldt, W. Gulden
KfK 3359, Juni 1982
- /28/ W. Sengpiel, H. Borgwaldt
ANS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Knoxville, Tenn.,
April 8-11, 1980
- /29/ W. Sengpiel
KfK 2965 (1980)
- /30/ F. Mayinger
1. GRS-Tagung Reaktorsicherheitsforschung
Ergebnisse und Tendenzen, Köln, 29.-30. Mai 1980

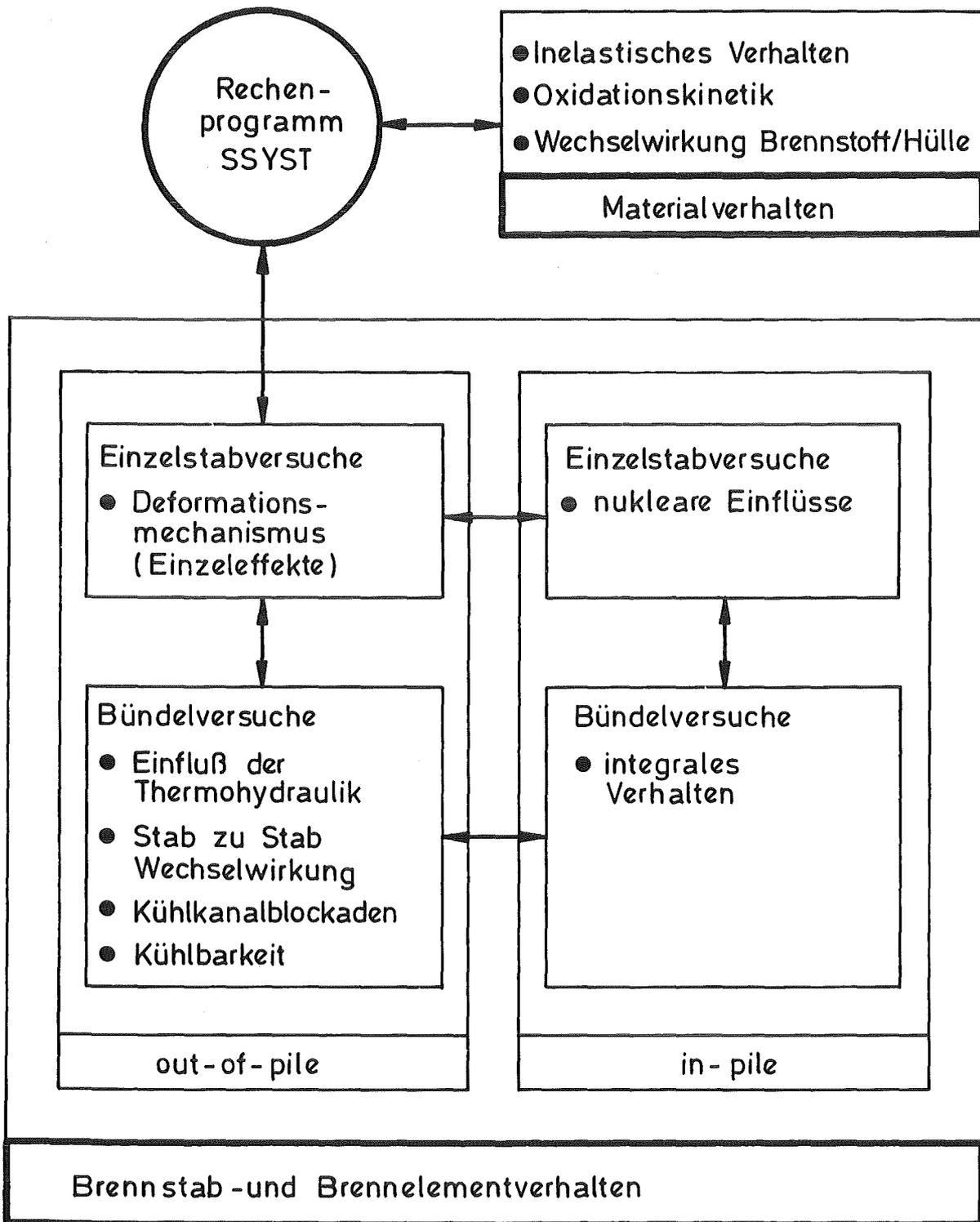


Abb. 1



Lösungskonzept der Forschungsarbeiten zum LWR-Brennstabverhalten

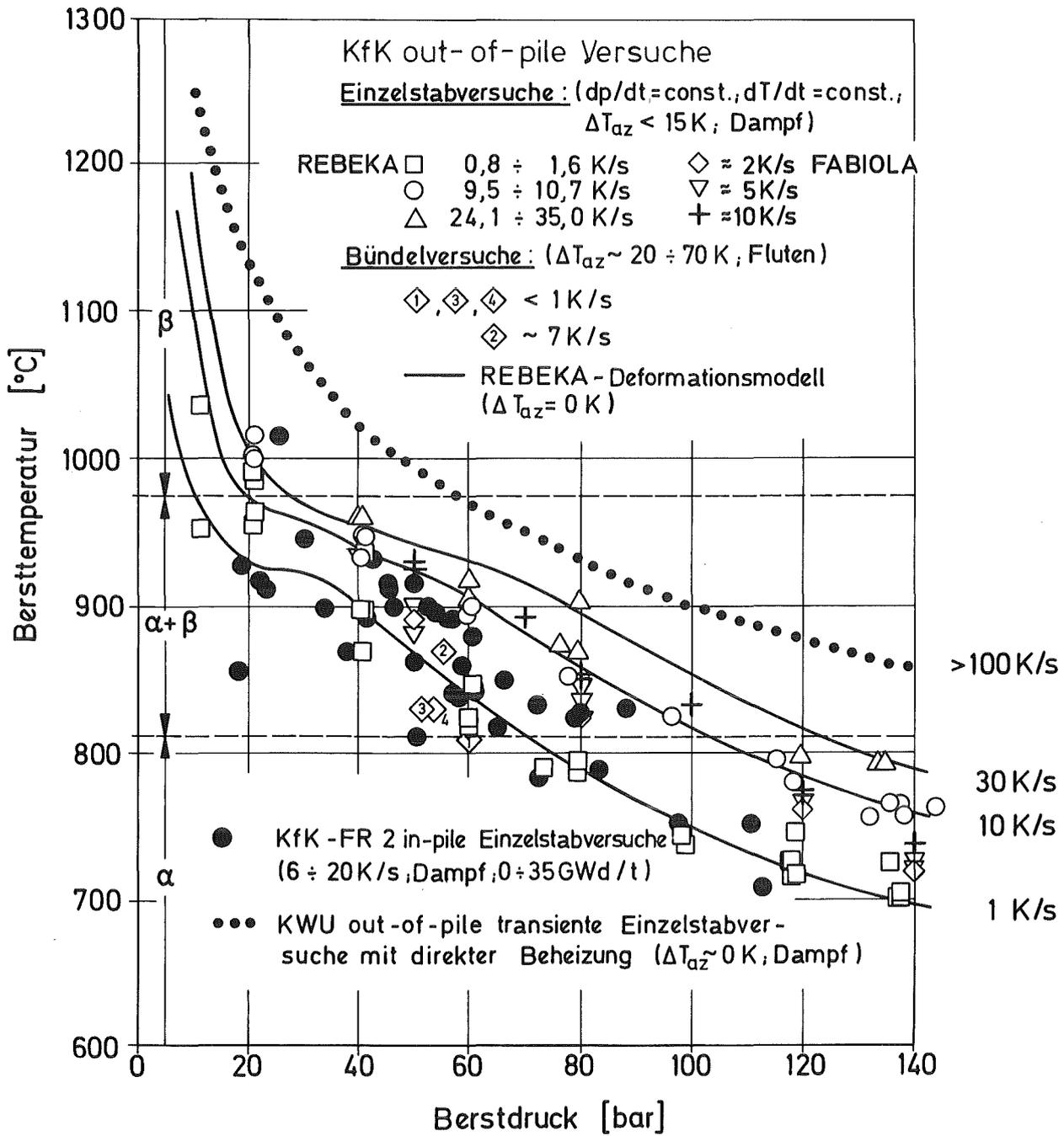


Abb. 2

Bersttemperatur über Berstdruck von Zirkaloy-hüllrohren

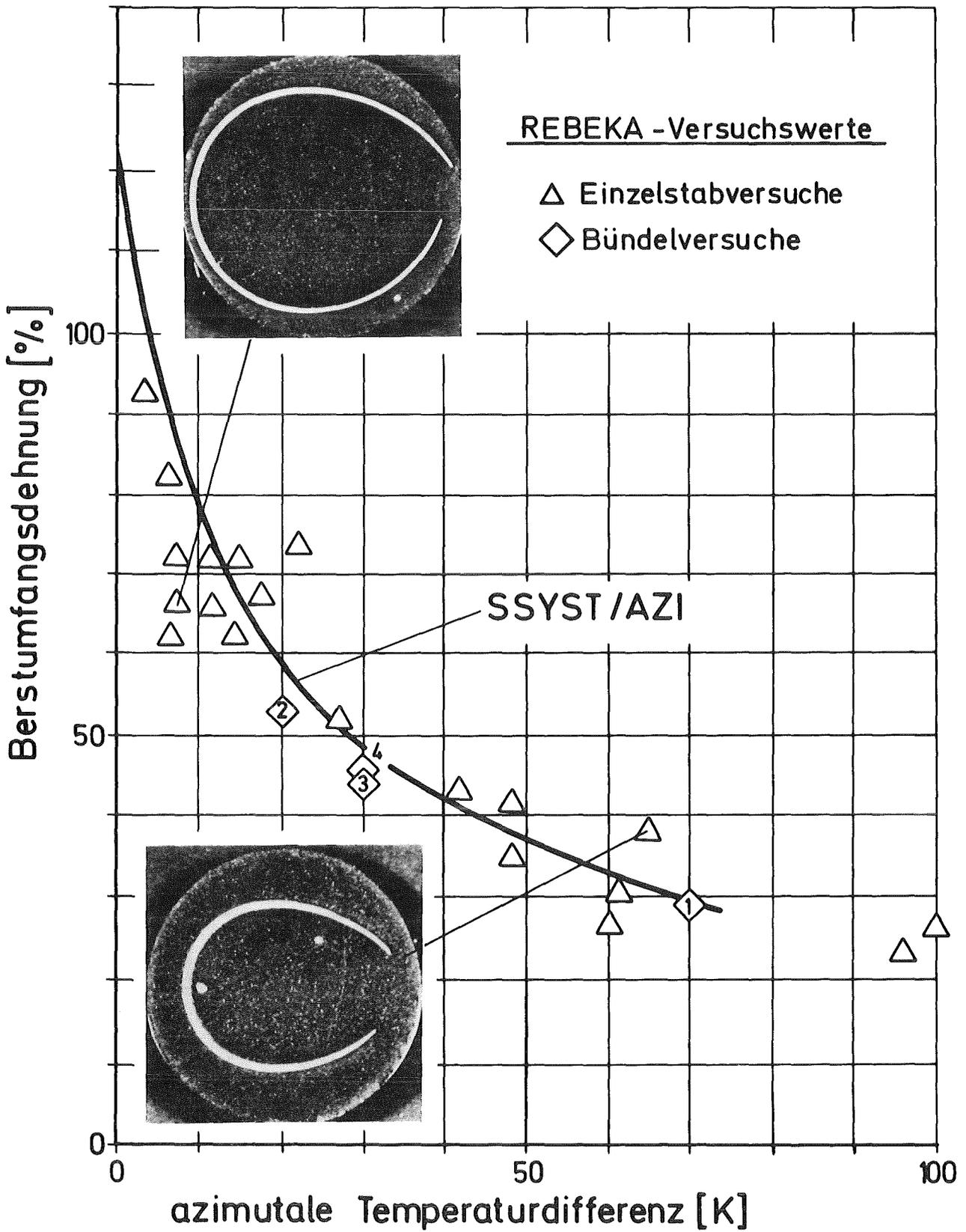


Abb. 3



Berstumfangsdehnung über azimuthaler Temperaturdifferenz

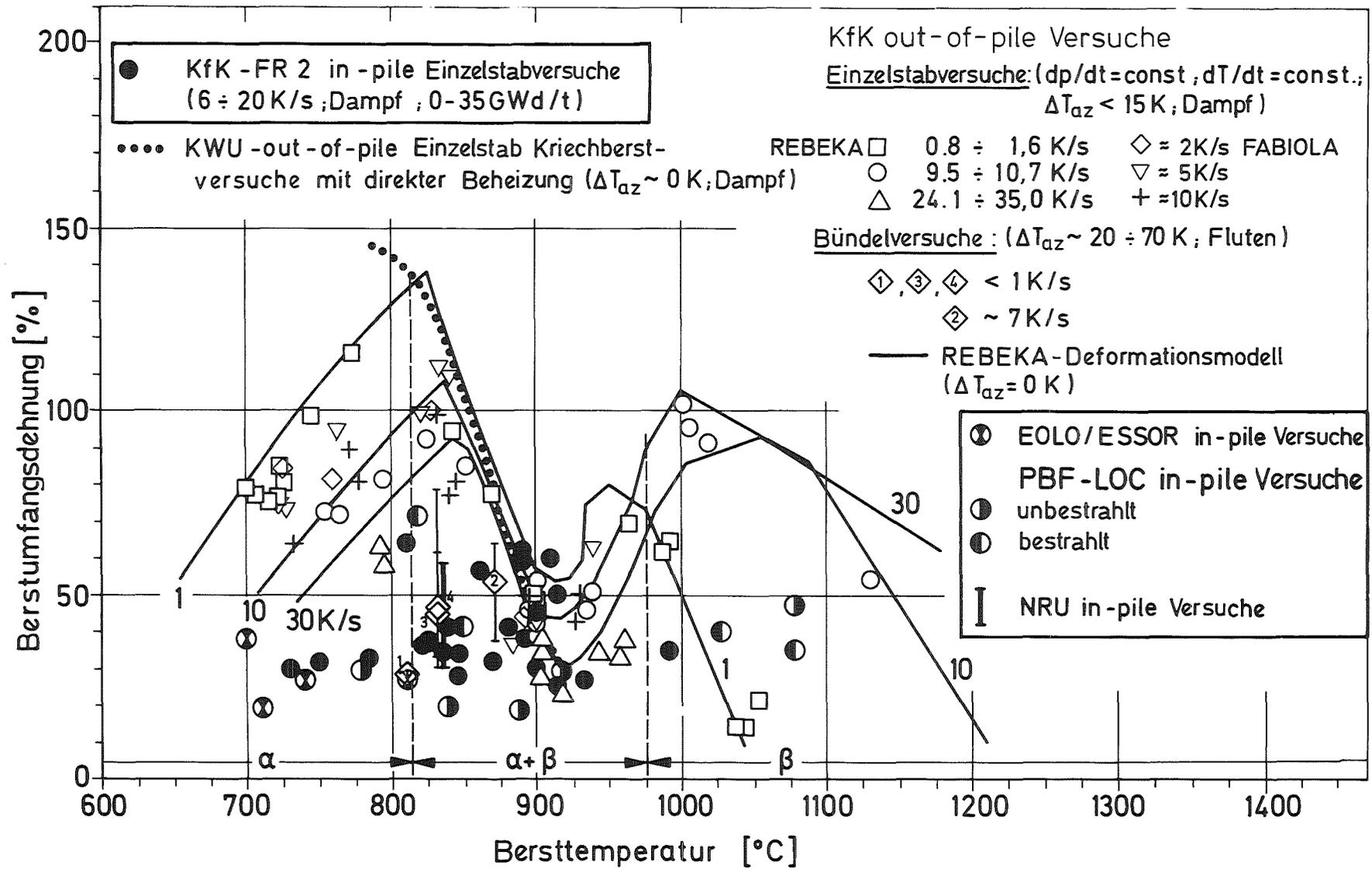


Abb. 4

Berstumsfangsdehnung über Bersttemperatur von Zirkaloyhüllrohren



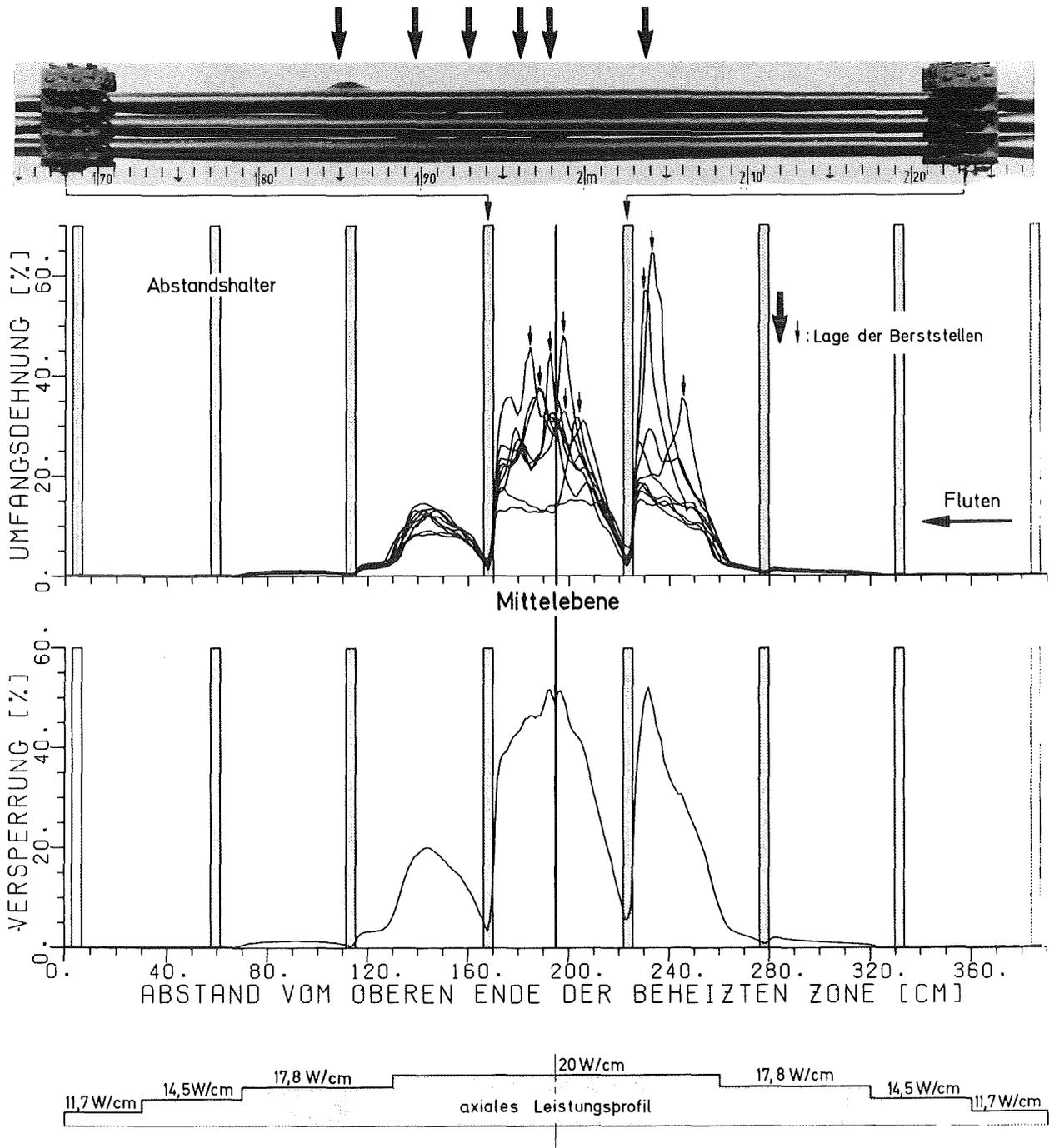


Abb. 5

REBEKA 3

Umfangsdehnung der 9 Zircaloy - Hüllrohre
und Kühlkanalversperrung

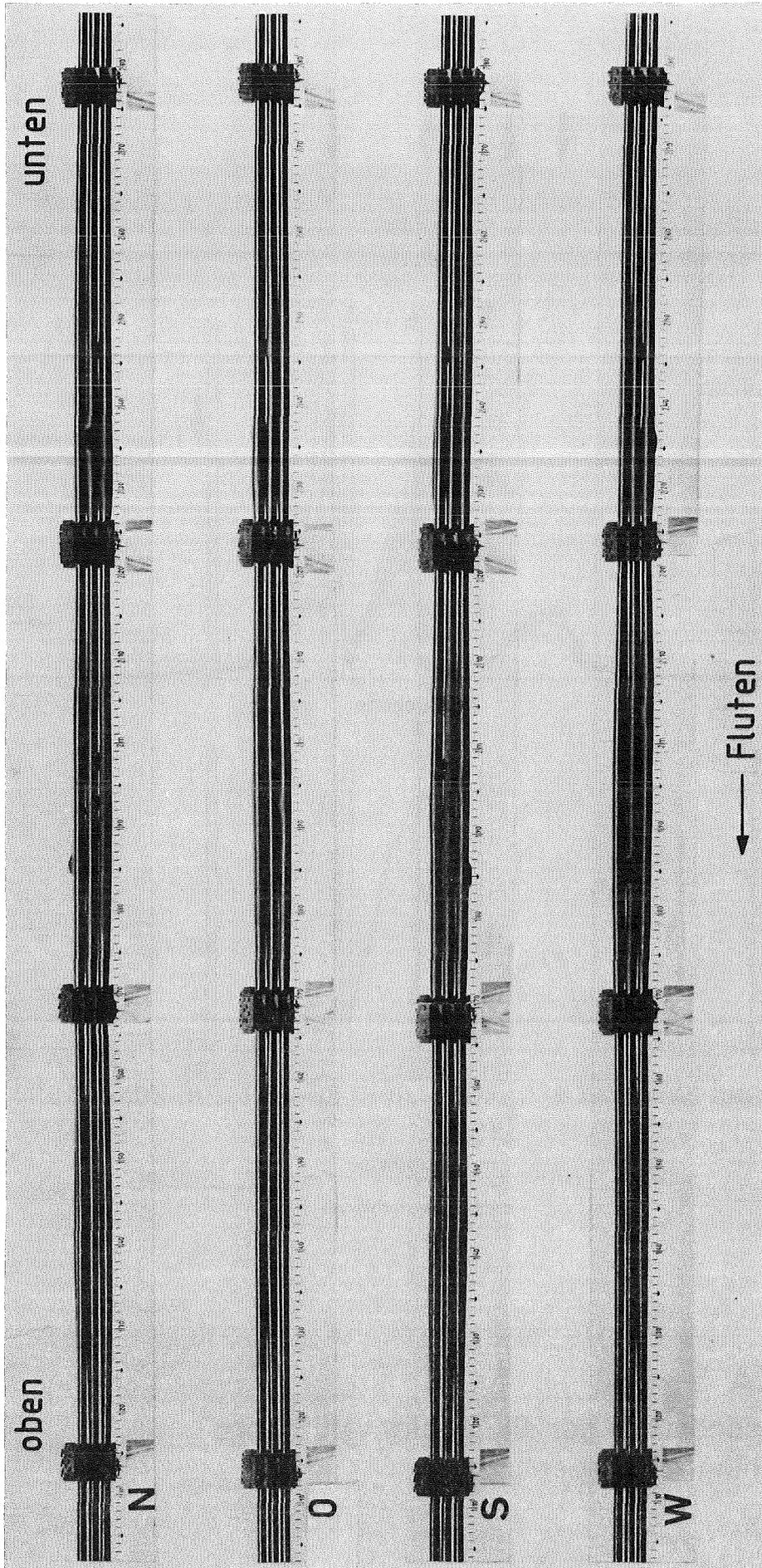
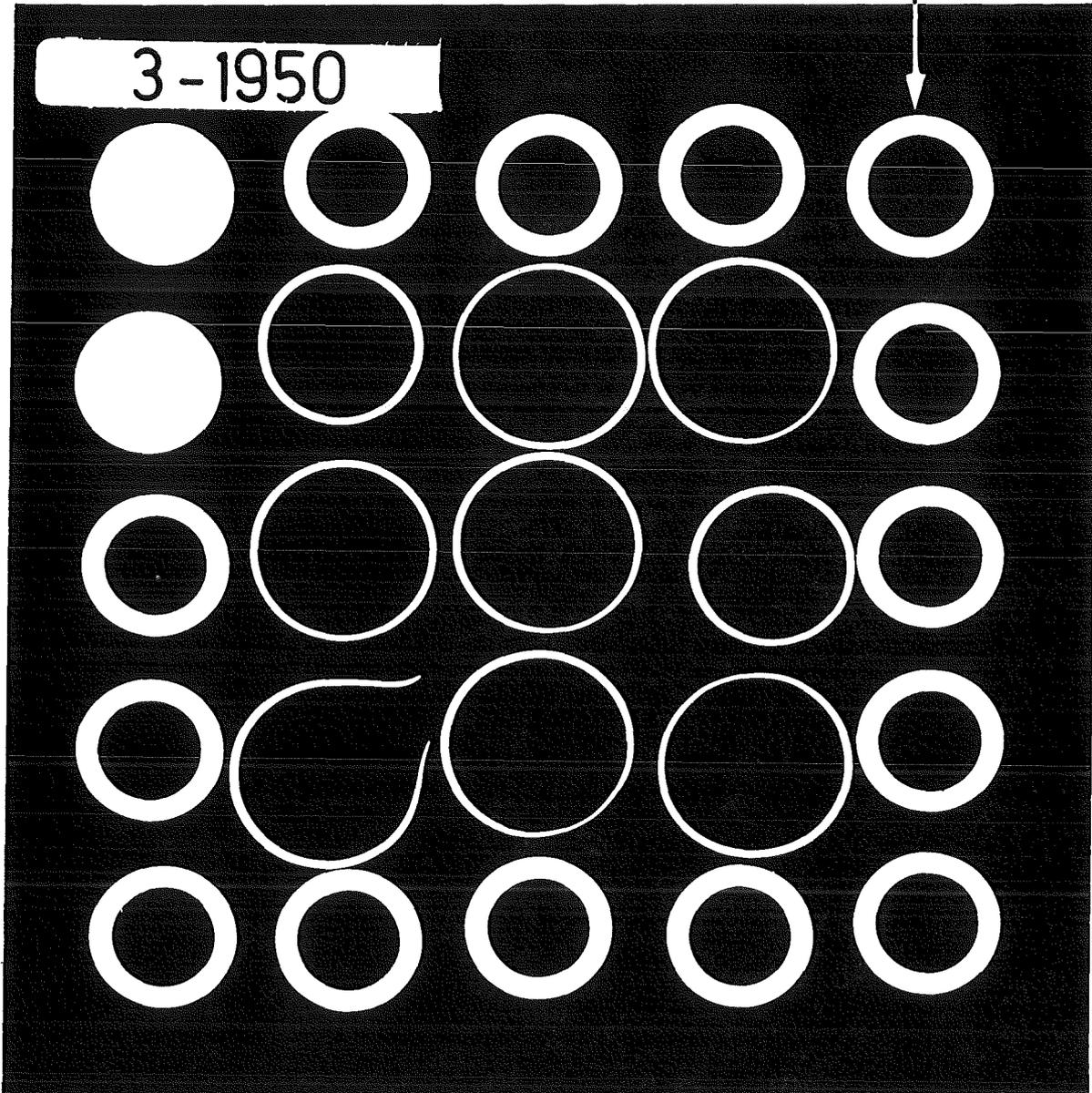


Abb. 6 **REBEKA 3**
Deformation der inneren 3x3-Stäbe

Attrappen



axiale Mittelebene

max. Kühlkanalversperrung: 52%

Abb. 7



REBEKA 3
Bündelquerschnitt

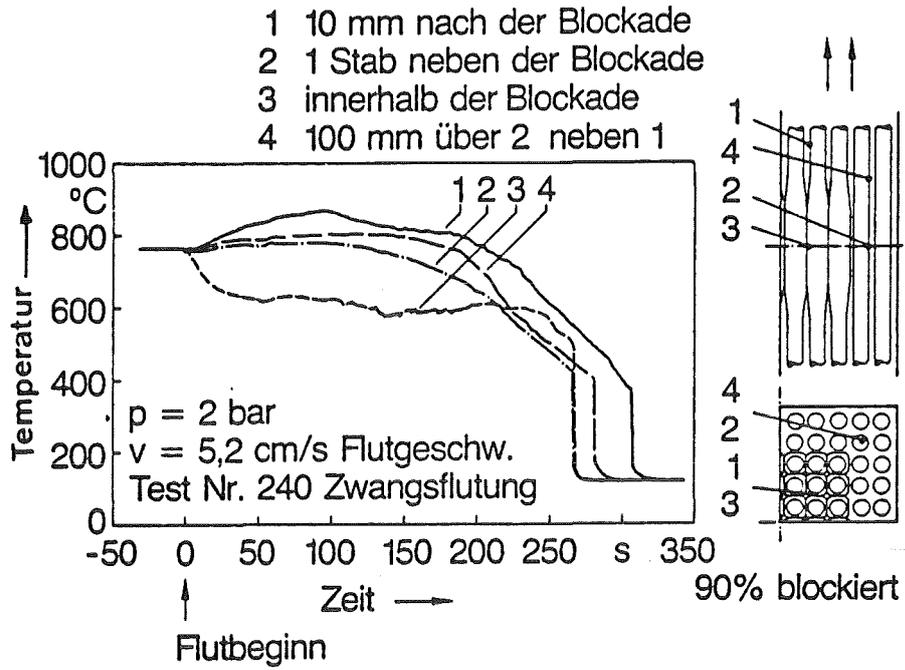


Abb. 8

KÜHLBARKEIT EINES TEILBLOCKIERTEN KERNS IN DER FLUTPHASE

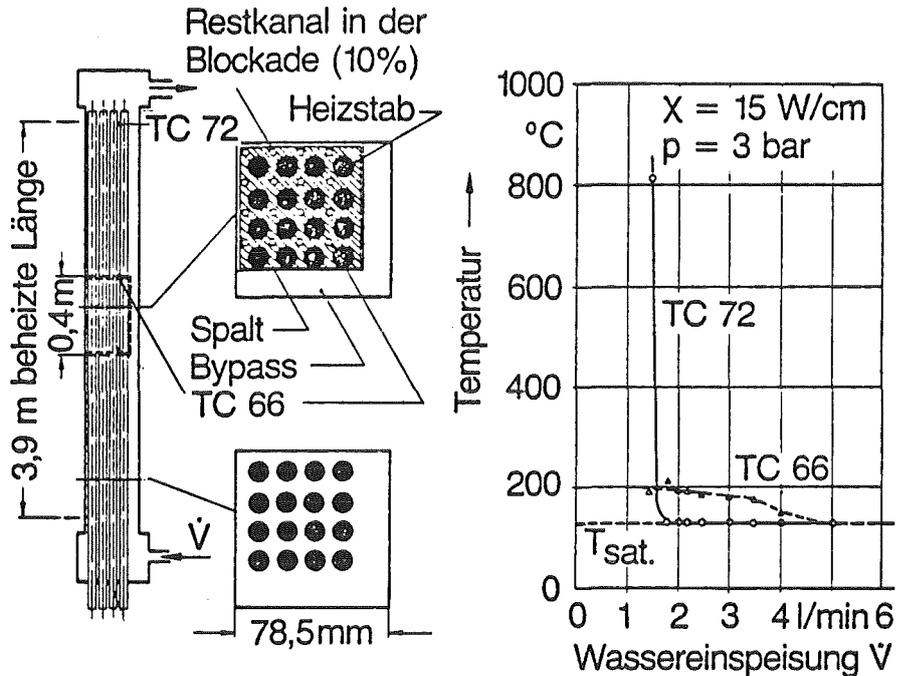
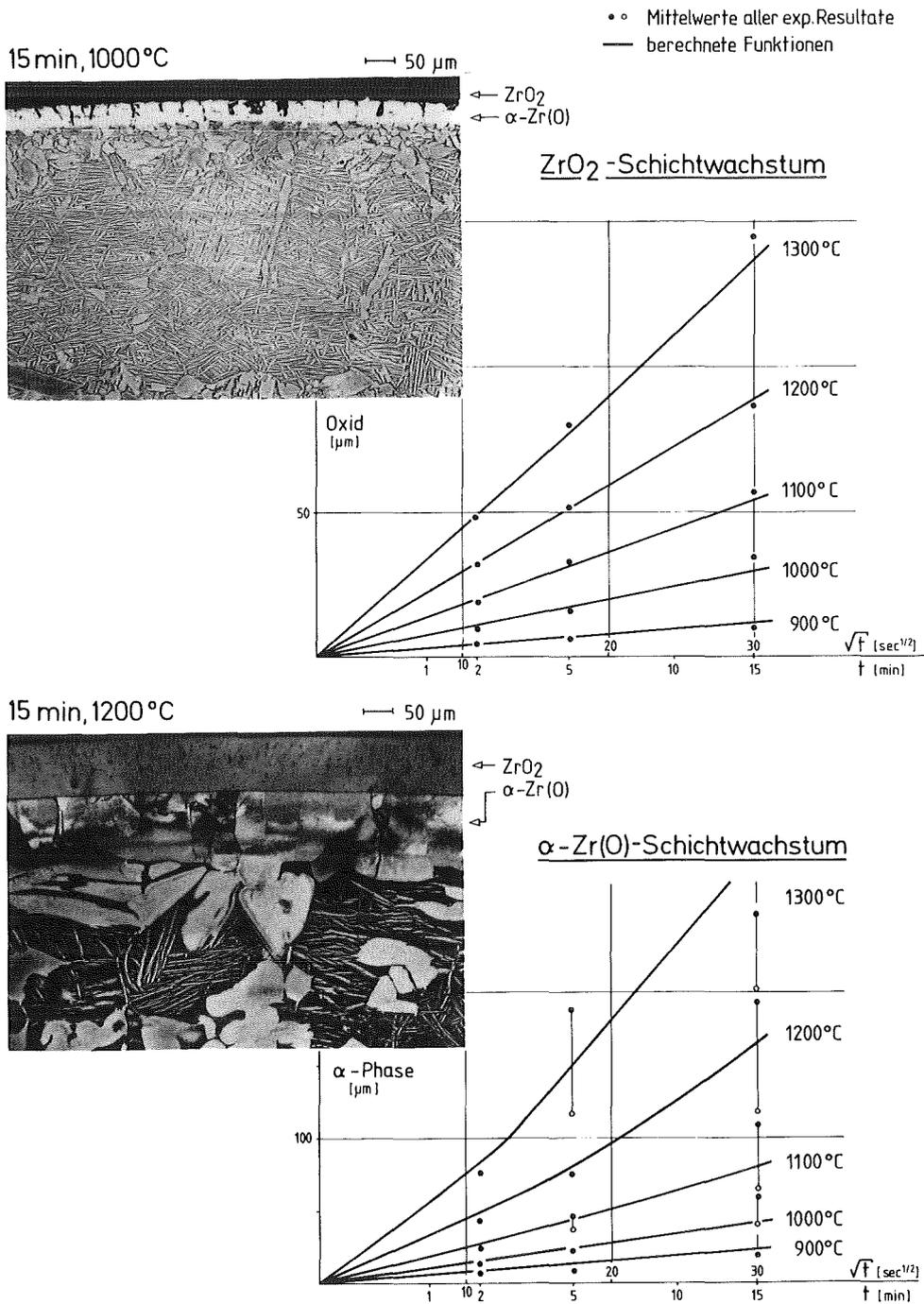


Abb. 9

LANGZEITKÜHLBARKEIT EINES TEILWEISE BLOCKIERTEN KERNS

Abb. 1o

Vergleich experimenteller und nach SIMTRAN-Code berechneter Ergebnisse der Oxidationskinetik von Zircaloy 4 in Wasserdampf bei hohen Temperaturen



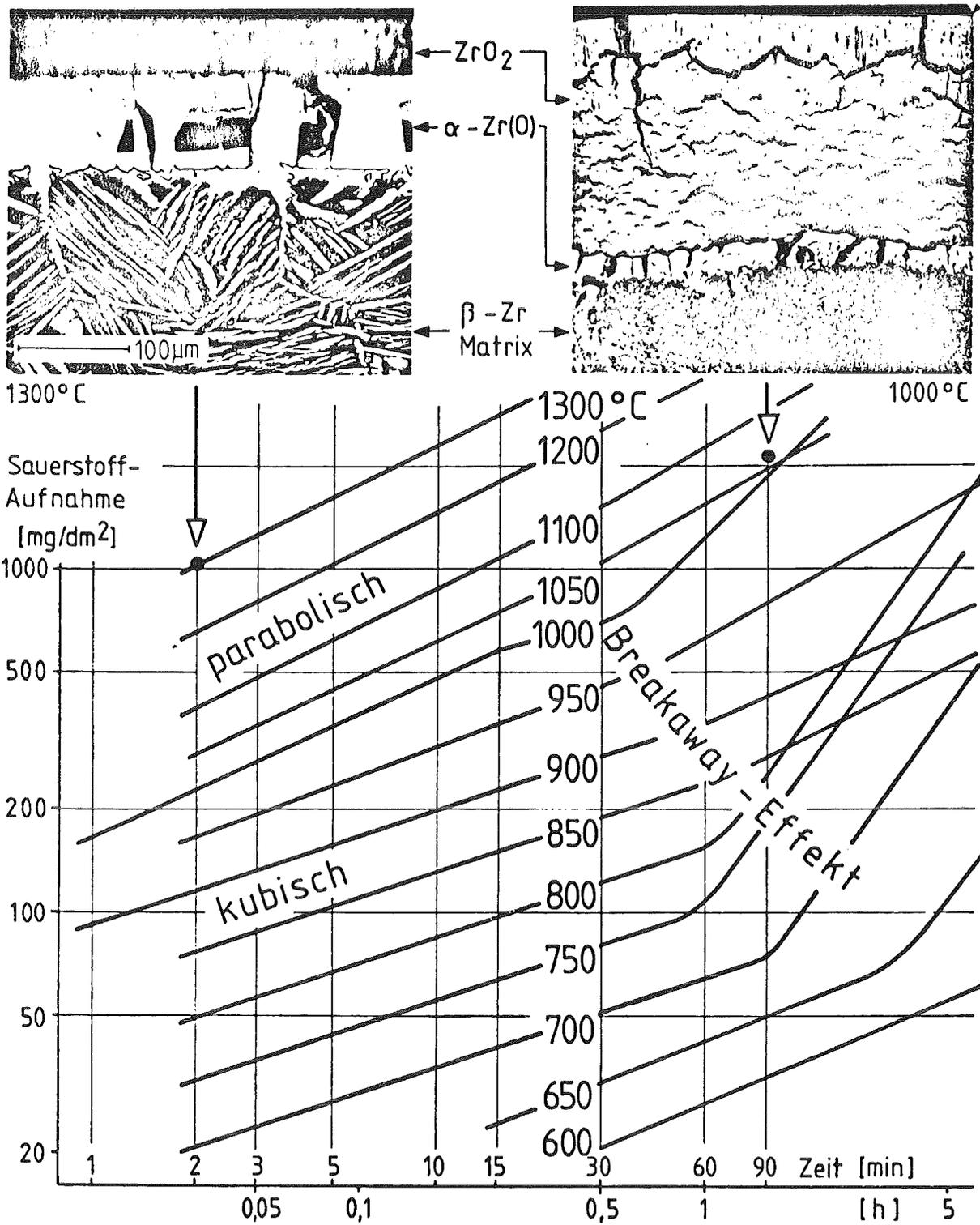
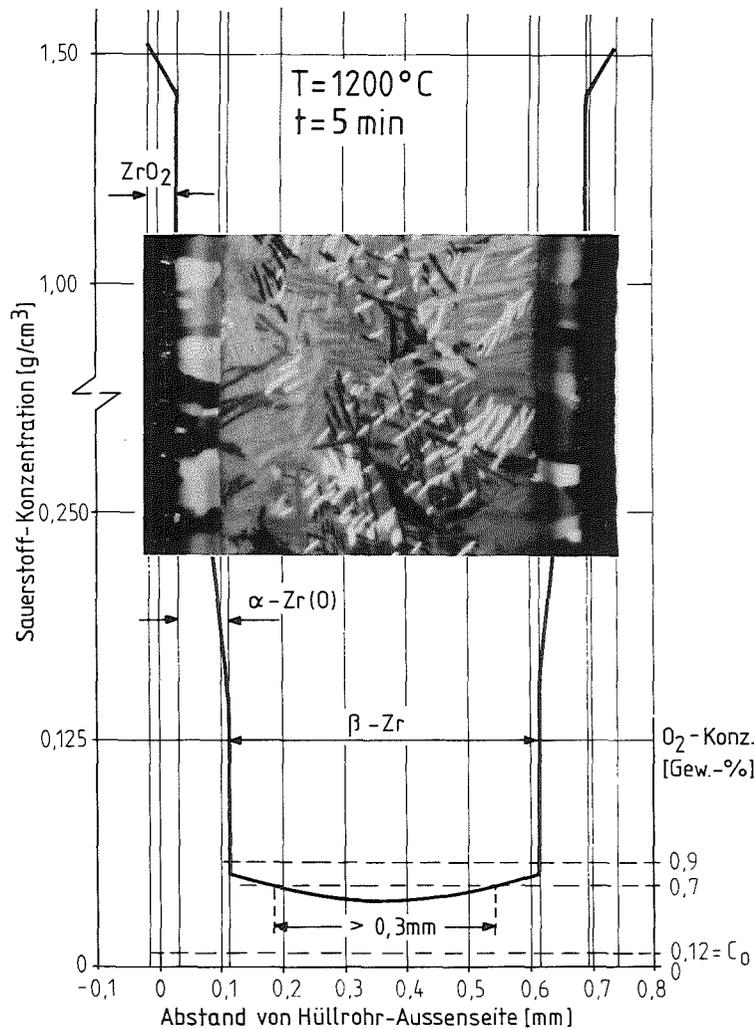


Abb. 11

Kinetik der Zircaloy 4 / Dampf-Hochtemperatur-Oxidation, Einfluss des Breakaway-Effektes



A - Zur Zeit gültiges Versprödungskriterium:

Begrenzung der maximalen Hüllrohrtemperatur und der maximalen Oxidationstiefe

$$T_{\max} \leq 1200 \text{ °C}$$

$$s_{\text{Zr} (+\text{O}_2 \text{ ges. rechn. } \rightarrow \text{ZrO}_2)} \leq 17\% s_{\text{Wand}}$$

B - Vorschlag des ANL:

Festlegung einer minimalen duktilen Restwanddicke

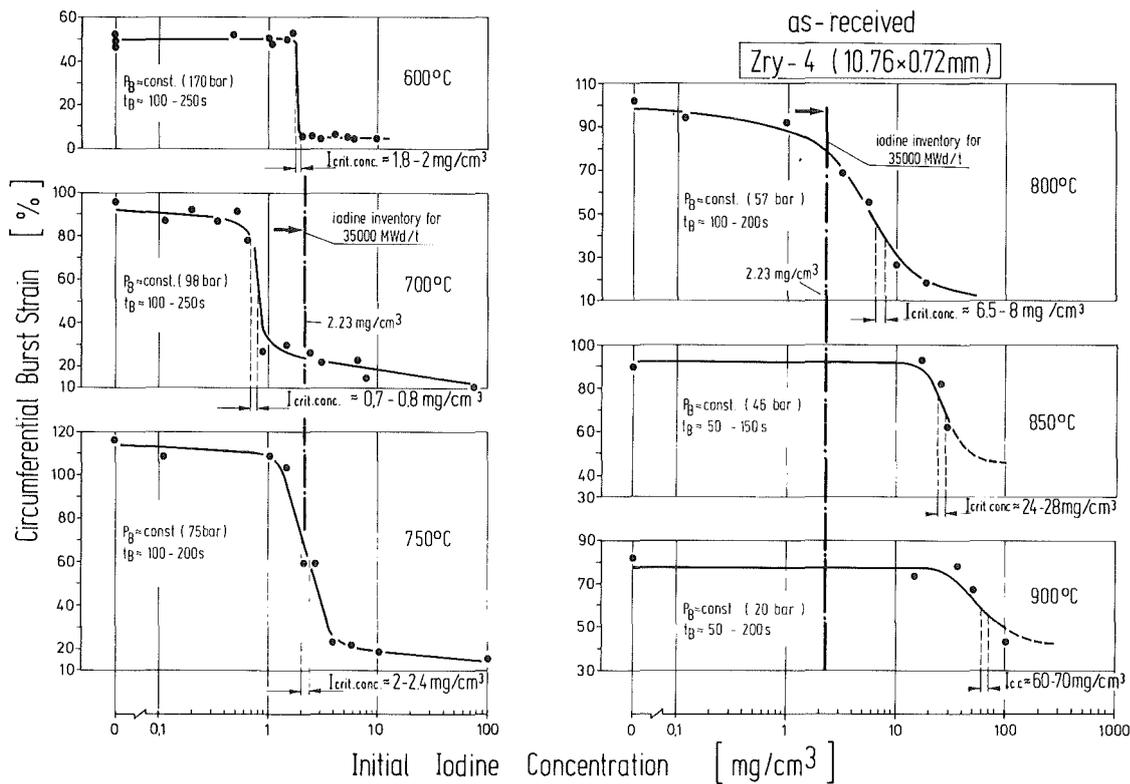
- im Hinblick auf Thermoschockbelastungen beim Fluten:

$$s_{0,9 \text{ Gew.}\% \text{ O}_2} > 0,1 \text{ mm}$$

- im Hinblick auf Handhabung, Transport und Zwischenlagerung oxidierte Brennelemente:

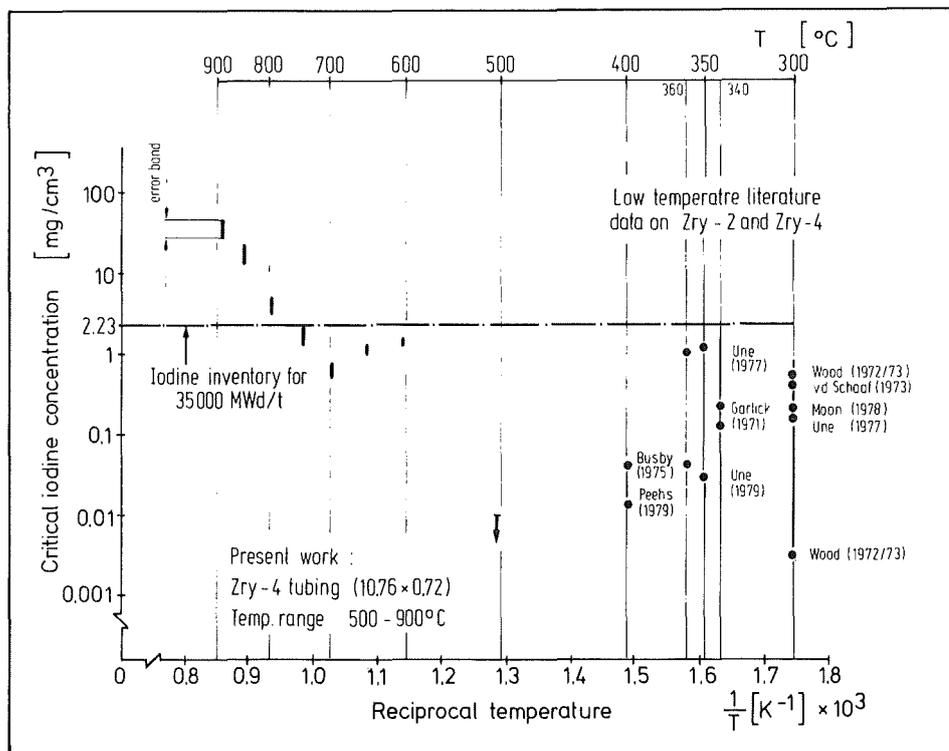
$$s_{0,7 \text{ Gew.}\% \text{ O}_2} > 0,3 \text{ mm}$$

Abb. 12



KfK IMF 1

Abb. 13 Influence of the initial iodine concentration on the burst strain of as-received Zircaloy - 4 tubing between 600°C and 900°C



KfK IMF 1

Abb. 14 Arrhenius plot of the critical iodine concentration resulting in SCC failure of as-received Zry-4 tubing between 500 and 900°C

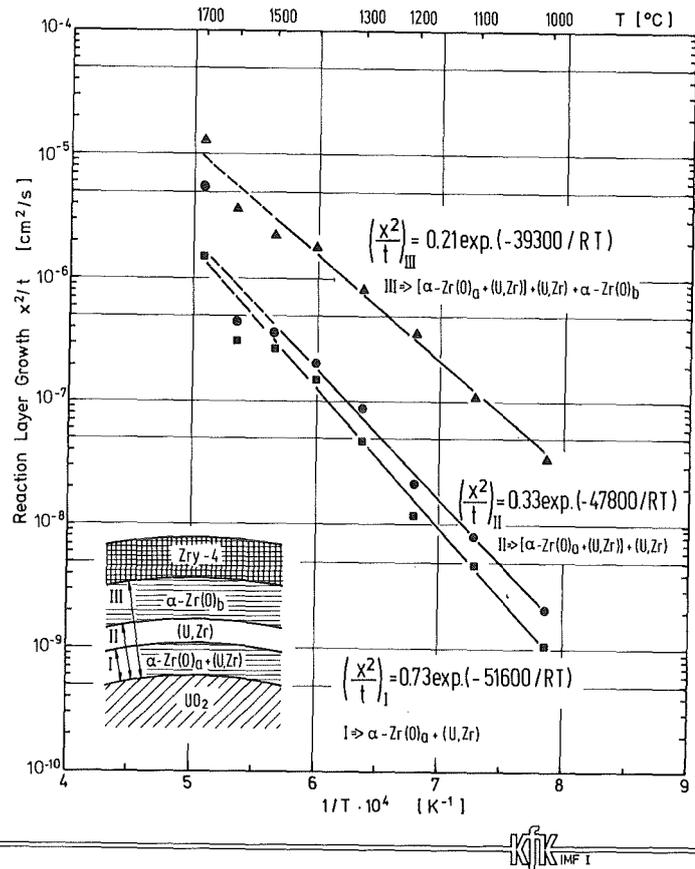


Abb. 15

UO₂ / Zry - 4 reaction layer growth as a function of reciprocal temperature
(reaction layer III has not been corrected with respect to the initial UO₂/Zry interface)

Element	GAP-Inventar * (% des Gesamtinventars)		Freisetzung aus dem GAP (% des GAP-Inventars)		Gesamtfreisetzung * (% des Gesamtinventars)	
	deutsche u. amerik. Risiko-studie	ORNL-Mod.	deutsche u. amerik. Risiko-studie	ORNL-Mod.	deutsche u. amerik. Risiko-studie	ORNL-Mod.
Xe Kr	8 (3)	1,27	100	100	8 (3)	1,27 **
Cs	15	2,79	33	0,89	5	0,025
I	10 (5)	2,79	33	1,91	3,3 (1,7)	0,053

* Berechnet für stabile und langlebige Isotope, in Klammern GAP-Inventar bzw. Gesamtfreisetzung v. ¹³¹I und ¹³³Xe
Beim Bersten der Hülle werden zusätzlich ca. 1,5 % des Gesamtinventars an gasförm. Spaltprodukten freigesetzt

Abb. 16

SPALTPRODUKTFREISETZUNG BEIM
KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFALL

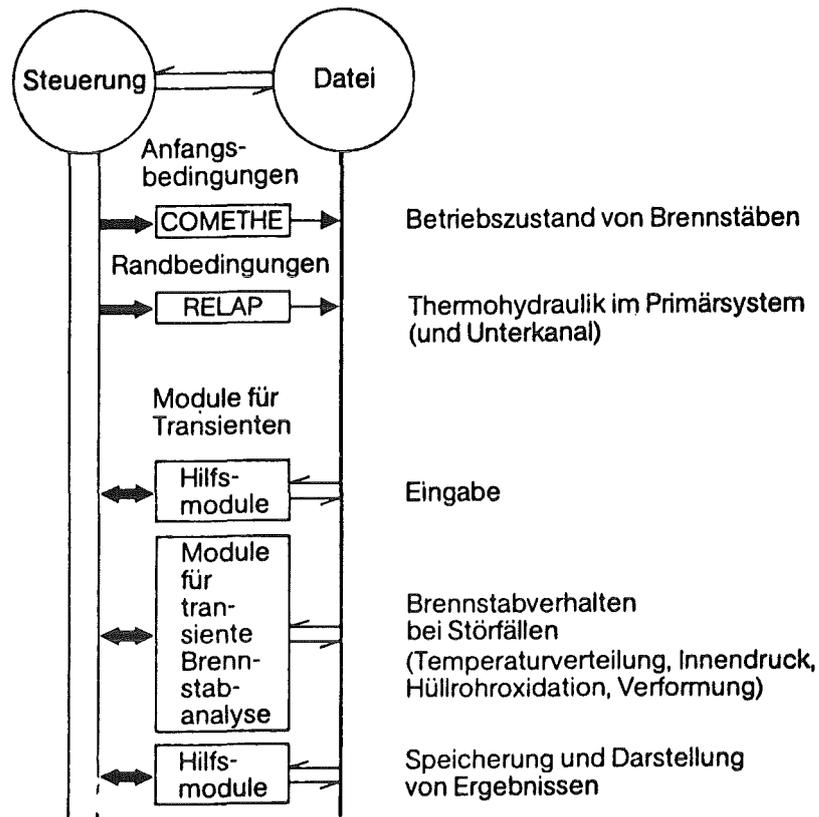
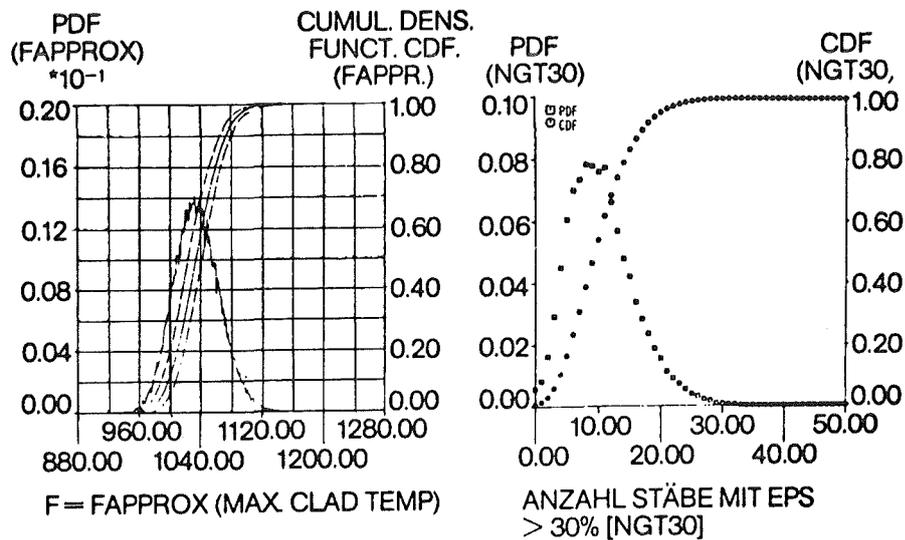


Abb. 17

AUFBAU DES PROGRAMMSYSTEMS SSYST



Dichtefunktion (PDF) und Verteilungsfunktion (CDF, mit 95%-Konfidenzintervallen) der max. Hüllrohrtemperatur (K) für einen Brennstab

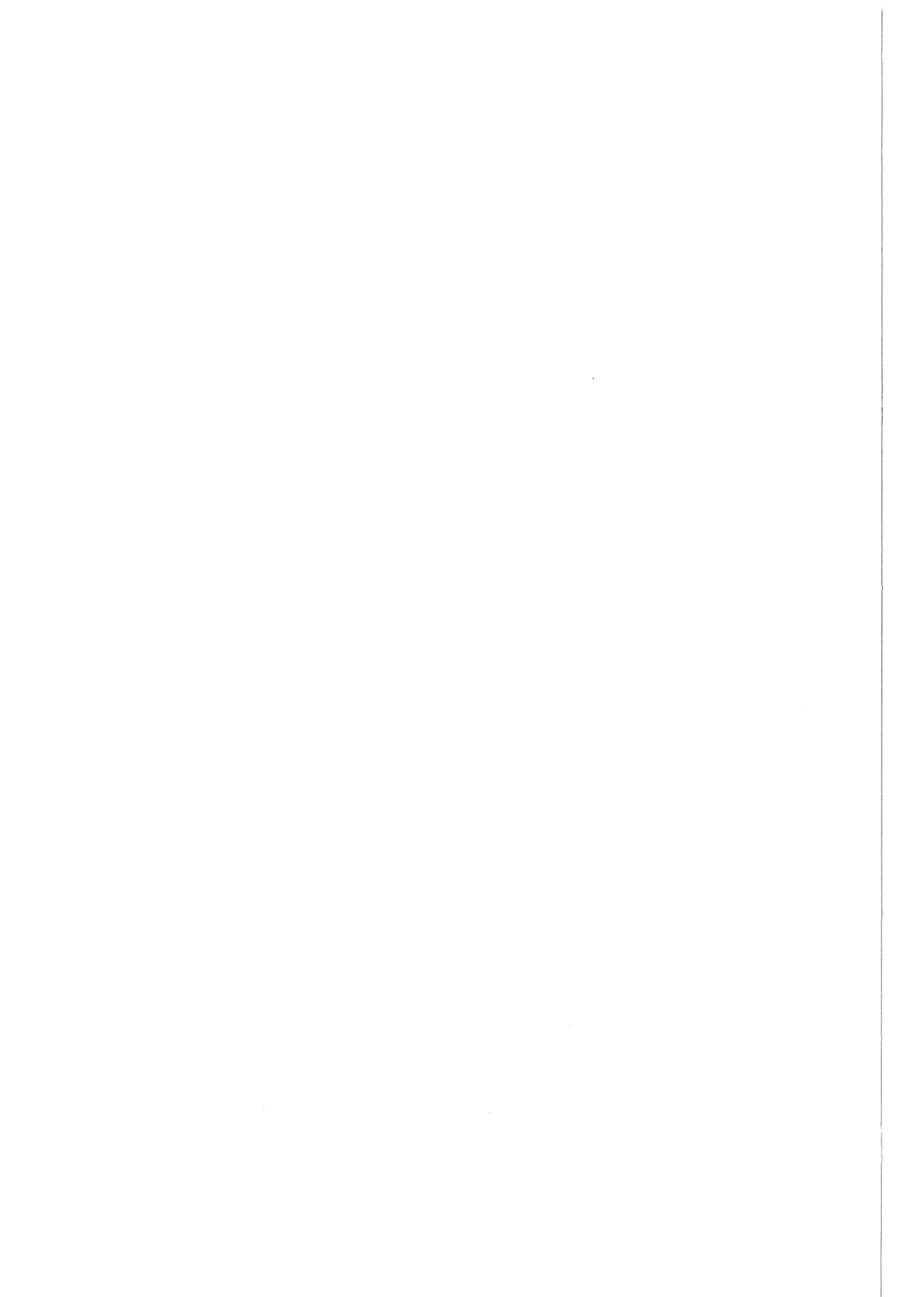
Geschätzte Dichte- und Verteilungsfunktionen der Anzahl Brennstäbe im Referenz-BE mit max. Hüllrohrumfangsdehnung > 30%

Abb. 18

SCHADENSUMFANGSANALYSE MIT SSYST FÜR EIN HOCHBELASTETES DWR-BE

TEIL II

EINZELDARSTELLUNGEN DER UNTERSUCHUNGEN DES PNS
ZUM BRENNSTABVERHALTEN BEI REAKTORSTÖRFÄLLEN



1. Einleitung

(A. Fiege, PNS-PL)

1.1 Problembeschreibung

Nach den derzeit gültigen RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

(vgl. 3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981)

wird im Rahmen von Sicherheitsanalysen u.a. der rechnerische Nachweis verlangt, daß

- keine Änderungen in der Geometrie des Reaktorkerns auftreten, die eine ausreichende Kühlung des Kerns verhindern und
- die Freisetzung von Spaltprodukten infolge von Hüllrohrschäden innerhalb zulässiger Grenzen bleibt.

Um diesen Nachweis führen zu können, ist es notwendig, die Versagensmechanismen der Brennstäbe bzw. der Brennelemente in Abhängigkeit von den wichtigsten Parametern, wie z.B. Innendruck, Temperaturverlauf und Materialeigenschaften, genau zu kennen.

Vor allem müssen die Grenzwerte der maßgebenden Parameter, bei deren Überschreiten die Hülle versagt, quantitativ bekannt sein, ebenso das Ausmaß des Versagens, wenn diese Grenzen überschritten werden, sowie die Rückwirkung von Brennstabschäden auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlung.

Im Rahmen des deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramms wird daher vom PNS der KfK ein umfangreiches Programm zur Untersuchung des Brennstabverhaltens bei Störfalltransienten durchgeführt.

1.2 Zielsetzung

Das Ziel dieses Forschungsprogramms ist die Bereitstellung von experimentell verifizierten Methoden und Verfahren zur quantitativen Analyse des Brennstab- und Brennelementverhaltens bei schweren Reaktorstörfällen und der Auswirkung von Brennstabschäden auf die Wirksamkeit der Notkühlssysteme.

Diese Zielsetzung beinhaltet:

- die Untersuchung der relevanten Versagensmechanismen und ihrer Gültigkeitsbereiche,
- die quantitative Beschreibung des Brennstabverhaltens bei verschiedenen Reaktorstörfällen (schwerpunktmäßig Kühlmittelverluststörfälle),

- die quantitative Bestimmung des Schadensumfangs im Reaktorkern (Zahl der verformten bzw. geborstenen Stäbe, Ausmaß der plastischen Verformungen, Reduktion der Kühlkanalquerschnitte),
- die Untersuchung der Auswirkungen von Brennstabschäden auf
 - . die Kühlbarkeit des Kerns und
 - . die Spaltproduktfreisetzung
- sowie die Quantifizierung der Sicherheitsreserven.

1.3 Übersicht über das Untersuchungsprogramm (vgl. Abb. 1)

Die Grundphilosophie dieses Untersuchungsprogramms ist es, die Versagensmechanismen der Brennstäbe in Abhängigkeit von den wichtigsten Parametern, wie z.B. Innendruck, Temperaturverlauf und Materialeigenschaften, systematisch mit einem breiten Spektrum von out-of-pile-Experimenten zu untersuchen und diese out-of-pile-Experimente mit gezielten in-pile-Experimenten abzusichern.

Einen wesentlichen Teil dieses Programms, das in /1/ ausführlich beschrieben ist, stellen die Einzeleffektuntersuchungen zum Materialverhalten dar, die im rechten oberen Teil der Abb. 1 dargestellt sind. Diese Untersuchungen zum mechanischen Verhalten der Hülle, zur Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation und zur Wechselwirkung Hülle/Brennstoff werden mit Rohr- und Flachzugproben aus Zircaloy, aber auch mit verkürzten Brennstabsimulatoren unter definierten und idealisierten Druck- und Temperaturverläufen durchgeführt. Sie ermöglichen die Entwicklung erster Modellgesetze und ein qualitatives Verständnis der relevanten Einflüsse auf das Hüllrohrverhalten, so daß Aussagen darüber möglich werden, inwieweit die wichtigsten Phänomene vollständig erfaßt sind.

Die Tragfähigkeit der erarbeiteten Rechenmodelle wird dann mit Hilfe von out-of-pile- und in-pile-Integralexperimenten überprüft, die in der Abb. 1 oben links dargestellt sind. Bei diesen Experimenten, die in der Blowdown-Versuchsanlage COSIMA, im Flutversuchsstand REBEKA und im Dampf-Kondensationskreislauf des FR2-Reaktors durchgeführt werden, wird das Verhalten der Einzelstäbe und Stabbündel unter realistischen Bedingungen, d.h. im Zusammenwirken aller relevanten Phänomene und unter Einbeziehung der thermohydraulischen Randbedingungen, getestet.

Thermohydraulische Einzeleffektuntersuchungen und Untersuchungen in der Versuchsanlage FEBA zum Einfluß von Kühlkanalblockaden auf die Kühlbarkeit verformter Brennstabgeometrien runden das Programm ab (siehe Abb. 1 links unten).

Die auf der Grundlage dieses experimentellen Programms erarbeiteten Modellvorstellungen werden schrittweise verbessert und in das Rechenprogrammssystem SSYST eingebaut. SSYST ist eine gemeinsame Entwicklung des IRE, des INR und des Stuttgarter Instituts für Kerntechnik und Energiesysteme (IKE); es ermöglicht sowohl eine deterministische Einzelstabanalyse über den gesamten Störfallablauf als auch eine probabilistische Schadensumfangsanalyse für den Reaktorkern.

Die meisten Forschungsarbeiten zum Brennstabverhalten wurden 1973 begonnen und konzentrierten sich zunächst auf die bei schweren Kühlmittelverluststörfällen mit großen Bruchquerschnitten zu erwartenden Randbedingungen, d.h. schneller Abfall des Systemdrucks, Temperaturen bis ca. 1300 °C und Zeiten von wenigen Minuten.

In zunehmendem Umfang werden auch Untersuchungen zu anderen Störfällen durchgeführt, die nach den vorliegenden Risikostudien einen höheren Beitrag zum Gesamtrisiko liefern können. Hierzu gehören kleine Lecks im Primärsystem und sog. Spezielle Transienten mit zusätzlichem Ausfall eines Sicherheitssystems.

Alle Arbeiten des PNS zum Brennstabverhalten sind auf der Grundlage spezieller Zusammenarbeitsverträge eng mit den entsprechenden Forschungsprogrammen in USA, Japan, Frankreich und Großbritannien verknüpft. Besonders hervorzuheben ist die langjährige erfolgreiche Zusammenarbeit mit der USNRC.

Der vorliegende Bericht gibt einen Überblick über den Stand, die Ergebnisse und das weitere Vorgehen der PNS-Untersuchungen.

Die Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung, die in enger Zusammenarbeit zwischen dem Kernforschungszentrum Karlsruhe und dem Oak Ridge National Laboratory (ORNL) durchgeführt werden, sind in Oak Ridge auf Kühlmittelverluststörfälle, in Karlsruhe auf Kernschmelzunfälle ausgerichtet und werden in diesem Statusbericht nicht behandelt. Es wird

lediglich über die im Rahmen der Nachuntersuchung der FR2-inpile-Experimente durchgeführten Glühversuche zum Spaltgasverhalten in UO_2 bei Kühlmittelverluststörfällen berichtet.

1.4 Literatur

/1/ A. Fiege (Herausgeber) et al:

"Stand und Ergebnisse der theoretischen und experimentellen
Forschungsvorhaben zum LWR-Brennstabverhalten bei Reaktorstörfällen
- eine Zwischenbilanz, Stand: Dezember 1977 -"
KfK-Ext. 28/78-1

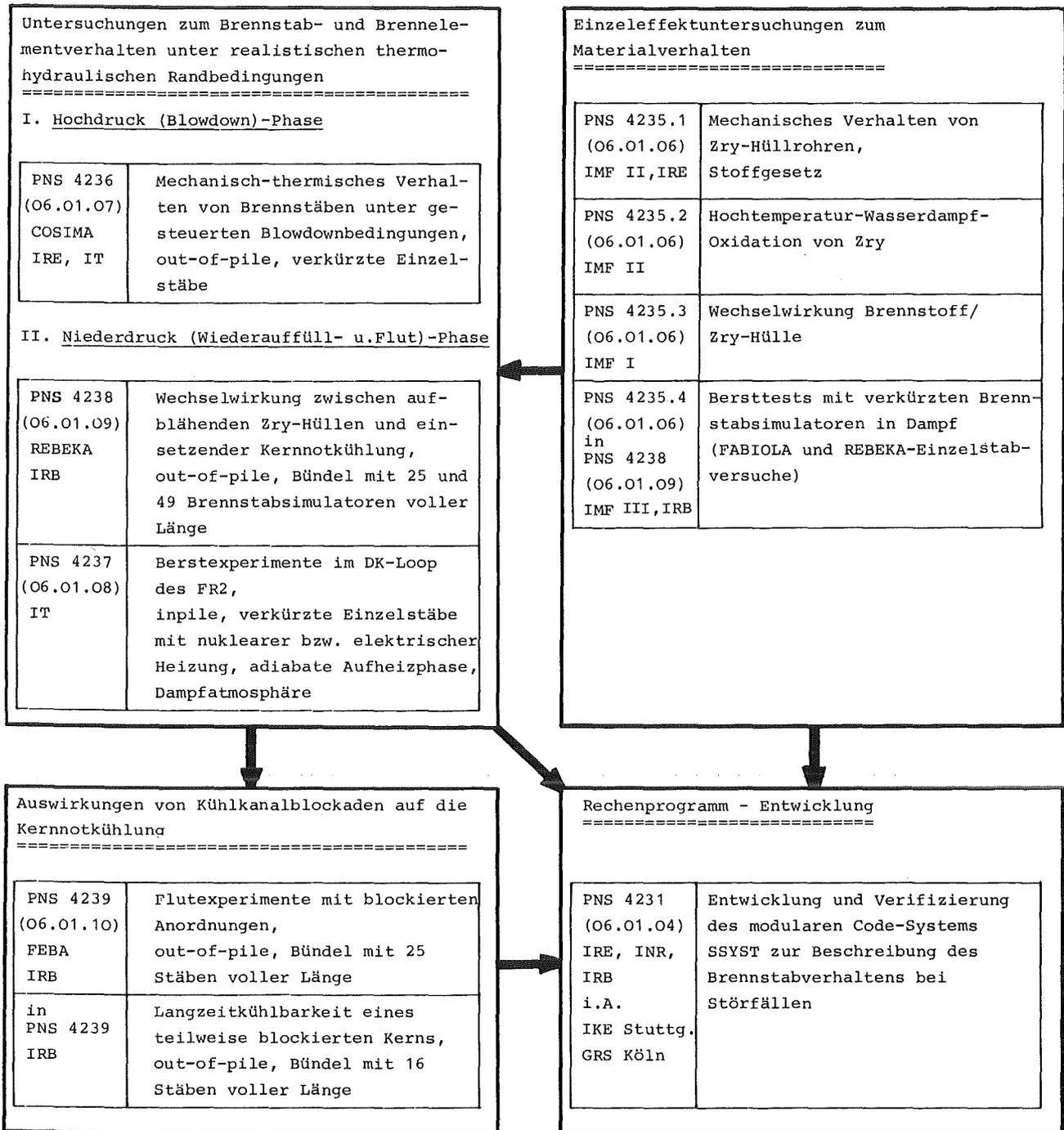


Abb. 1: UNTERSUCHUNGEN DES PNS ZUM LWR-BRENNSTABVERHALTEN BEI KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFÄLLEN

2. Einzeleffektuntersuchungen zum Materialverhalten von Zircaloy bei Störfällen

2.1 Das mechanische Verhalten von Zircaloy-Hüllrohrmaterial

(M. Boček, C. Petersen, IMF II)

Zielsetzung der Untersuchungen

Die Sicherheitsbestimmungen erfordern, daß bei Reaktorstörfällen die für eventuelle Kühlkanalblockaden entscheidenden Hüllrohrdeformationen sowie die Lebensdauer der Hüllrohre berechenbar sind. Dazu dienen theoretische Überlegungen und Untersuchungen des plastischen Verhaltens von Zircaloy-4 unter Loss of Coolant Accident (LOCA) - typischen Temperatur- und Spannungstransienten und in LOCA - typischer Umgebung mit dem Ziel, mechanische Zustandsgleichungen und Versagenskriterien zu erstellen, die jene Parameter enthalten, welche für den Störfallablauf maßgebend sind.

Untersuchungsprogramm

Einachsige Zugkriechversuche in isothermer Versuchsführung wurden im Temperaturbereich $T = 550 \text{ }^{\circ}\text{C} \div 1000 \text{ }^{\circ}\text{C}$ mit Spannungen σ von 1 MPa \div 150 MPa gefahren, bei minimalen Kriechgeschwindigkeiten $\dot{\epsilon}_{\min}$ von $3 \times 10^{-5} \text{ sec}^{-1} \div 2 \times 10^{\circ} \text{ sec}^{-1}$. Temperaturtransiente Rohrberstversuche deckten bei Innendrucken von 30 \div 150 bar und Aufheizgeschwindigkeiten von 1 \div 25 K/sec einen Bersttemperaturbereich von $550 \text{ }^{\circ}\text{C} \div 1000 \text{ }^{\circ}\text{C}$ ab. Diese Versuche sollten einerseits die Datenbasis für die analytische Beschreibung der phänomenologischen Zusammenhänge der plastischen Verformung unter LOCA - Bedingungen liefern und andererseits als Verifizierungsversuche zur Überprüfung der entwickelten Modelle dienen.

Versuchseinrichtungen

Als Grundlage für dieses Programm dienten Ergebnisse von Zugverformungsversuchen an Blechproben, deren Übertragbarkeit getestet wurde durch umfangreiche Berstversuche. Zum Teil wurden diese vorgenommen an kurzen Rohren (55 mm) im Vakuum mit Außenbeheizung in der TUBA - Berstanlage und an langen Rohren (550 mm) mit Simulatorbeheizung unter Dampf in der FABIOLA - Berstanlage.

Stand der Arbeiten

Die Zugversuche sind im wesentlichen abgeschlossen. Die Ergebnisse daraus dienen einesteils zur Entwicklung der Versagenskriterien, zum anderen

flossen diese auch ein bei der Entwicklung des NORA - Dehnungsmodells (Datenbank des IRE, KfK). In der FABIOLA - Anlage sind noch Versuche im Gange deren Ergebnisse sowohl zur Verifizierung der Summenregel der Lebensanteile (SRL, engl.: Life fraction rule) als auch zur Berechnung der Berstdehnung mit Hilfe der modifizierten Monkman - Grant - Beziehung (MMG) benötigt werden.

Entwickelte Modelle

1. Die Lebensdauervorhersage

Die Summenregel der Lebensanteile beruht auf zwei Annahmen: Erstens, daß die während der plastischen Hochtemperaturverformung fortschreitende (Bruch-) Schädigung D (Hohlraumbildung in den Korngrenzen) sich zeitlinear anhäuft und zweitens, daß die einzelnen Beiträge voneinander unabhängig sind. Ist dt das Zeitintervall, in dem das Material bestimmten Spannungs - $\sigma(t)$ und Temperaturbelastungen $T(t)$ ausgesetzt ist, so ist

$$df = \frac{dt}{\tau(\sigma, T)} \quad (1)$$

der infinitesimal verbrauchte Lebensanteil, und $\tau(\sigma, T)$ ist die von den Belastungsbedingungen abhängige sog. Zeitstandfunktion. Integriert man obige Gleichung über die Lebensdauer des Materials,

so folgt

$$\int_0^1 df = \int_{t=0}^{\tilde{t}} \frac{dt}{\tau(\sigma, T, t)} = 1 \quad (\text{SRL}) \quad (2)$$

wo τ die unbekannte Standzeit ist.

Die Zeitstandfunktion $\tau(\sigma, T)$ wird ermittelt aus stationären Zeitstandversuchen, und es gilt näherungsweise

$$\tau(\sigma) = \tau_0 \left(\frac{\sigma_0}{\sigma}\right)^n, \quad \text{für } T = \text{Konstant} \quad (3a)$$

und

$$\tau(T) = \tau_0 \exp[-P(1 - T_0/T)], \quad \text{für } \sigma = \text{Konstant} \quad (3b)$$

Die Konstanten σ_0 , T_0 und τ_0 bestimmen einen (beliebigen) Punkt auf der Zeitstandlinie, deren Neigung ist

$$\left(\frac{\partial \ln \sigma}{\partial \ln \tau}\right)_T = -\frac{1}{n} \quad (4)$$

Diese ist (bereichsweise) konstant, unabhängig von der Spannung σ . P ist eine von T_0 abhängige Konstante.

Anhand der SRL (Gl. (2)) und der Gleichung (3a) (3b) können die Standzeiten τ von Materialien berechnet werden, die auch sehr komplexen Belastungsbedingungen unterworfen sind. Die dazu notwendigen Werte sind in Tabelle I und Abb. 1 zusammengestellt.

1.1. Die Temperatur - Rampe ($T(t) = T_0 + ct$)

$$\frac{Pc\tau_0}{T_0} + 1 = \left\{ \left(\frac{\tilde{T}_B}{T_0} \right)^2 \exp [P(1-T_0/\tilde{T}_B)] \right\} \quad (5)$$

wo $c = dT/dt = \text{Konstant} \neq f(t)$ und \tilde{T}_B die Versagenstemperatur und T_0 die "Start-Temperatur" ist.

1.2. Die Spannungsrampe ($\sigma(t) = \sigma_0 + bt$)

$$\tilde{\sigma}_B = \left\{ \sigma_0^n [b\tau_0(n+1) + \sigma_0] \right\} \frac{1}{n+1} \quad (6)$$

wo $b = d\sigma/dt = \text{Konstant} \neq f(t)$ und $\tilde{\sigma}_B$ die Versagensspannung und σ_0 die "Start-Spannung" ist.

1.3. Überlagerte T- und σ -Rampe

$$\frac{c}{b} \frac{P}{T_0 \sigma_0^n (n+1)} \left\{ \sigma_0 + \frac{b}{c} [s_{\tilde{T}_B} - T_0] \right\}^{n+1} + \left(\frac{s_{\tilde{T}_B}}{T_0} \right)^2 \exp \left\{ P [1 - T_0/s_{\tilde{T}_B}] \right\} = 1 + \frac{P\tau_0 c}{T_0} + \frac{c}{b} \frac{P\sigma_0}{T_0(n+1)} \quad (7)$$

wo $s_{\tilde{T}_B}$ die Versagenstemperatur der überlagerten Rampe ist. Gl. (7) reduziert sich für den Fall, daß

$$\frac{b}{c} \ll \frac{\sigma_0}{(s_{\tilde{T}_B} - T_0)}$$

auf die durch Gl. (5) gegebene Lösung der simplen T-Rampe.

1.4. Zyklische Spannungsbelastung (Dreieck-Profil)

$$c_{\tau_T} = \frac{\tau_0(a-1)(n+1)}{a^{(n+1)} - 1}, \text{ für } N_f \gg 1, \quad a \neq 1, \quad (8)$$

wo $a = \sigma_{\max} / \sigma_0$ das Verhältnis der Maximal- zur Minimalspannung ist.

1.5. Zyklische Temperaturbelastung (Dreieck-Profil)

$$c_{\tau_{\sigma}} = \frac{P T_0 (A-1)}{A^2 \exp [P(1 - \frac{1}{A})] - 1} \quad (9)$$

wo $A = T_{\max} / T_0$ des Verhältnis der Maximal zur Minimaltemperatur ist.

1.6. Zyklische Belastung mit Haltezeiten

a) Spannungszyklisierung

$$c_{\tau_{T,H}} = \left[\frac{1}{c_{\tau_T}} \frac{v'}{v} + t_H v' \frac{\tau_{\max} + \tau_0}{\tau_{\max} \tau_0} \right]^{-1} \quad (10a)$$

b) Temperaturzyklisierung

$$c_{\tau_{\sigma,H}} = \left[\frac{1}{c_{\tau_{\sigma}}} \frac{v'}{v} + t_H v' \frac{\tau_{\max} + \tau_0}{\tau_{\max} \tau_0} \right]^{-1} \quad (10b)$$

mit $v = 1 / \delta$ (Abb. 2a) und $v' = 1 / \delta'$ (Abb. 2b). τ_{\max} und τ_0 sind die Standzeiten bei den entsprechenden Maximal- bzw. Minimalwerten von σ bzw. T .

1.7. Rampen mit anschließendem Plateau

a) Temperatur-Rampe

$$\tilde{\tau}_{\sigma,H} = \frac{T_R}{\epsilon} \left\{ 1 - \frac{T_0}{T_R} + \frac{1}{P(T_R)} \left[\left(\frac{\tilde{T}_B}{T_R} \right)^2 \exp \left\{ P(1 - T_R / \tilde{T}_B) \right\} \right] \right\} \quad (11a)$$

wo T_R die Rampen-Endtemperatur ist.

b) Spannungs-Rampe

$$\tilde{\tau}_{T,H} = \frac{\sigma_R}{b} \left\{ 1 - \frac{\sigma_0}{\sigma_R} + \frac{1}{n+1} \left[\left(\frac{\tilde{\sigma}_B}{\sigma_R} \right)^{n+1} - 1 \right] \right\} \quad (11b)$$

wo σ_R die Rampen-Endspannung ist.

Die Größen \tilde{T}_B und $\tilde{\sigma}_B$ folgen aus den Gleichungen (5) und (6).

Für andere Belastungsarten verweisen wir den Leser auf die Originalliteratur

a) Doppel-Rampen [1]

b) σ -Zyklisierung überlagert mit T-Rampe [2] und bei konstanter Temperatur [3]

- c) T-Zyklisierung überlagert mit σ -Rampe [4]
- d) Überlagerte σ - und T-Zyklisierung [5]

Die Ergebnisse dieser Rechnungen beruhen auf einer sehr allgemeinen Gesetzmäßigkeit (SRL), und diese ist ausgedrückt zum einen mittels Werten aus üblichen stationären Zeitstandversuchen (Einachsige Zug-Kriechversuche, s. Tabelle I) und zum anderen durch die jeweiligen Belastungsbedingungen (s. Zeitstandfunktion). Die Standzeitvoraussagen auf Grund der SRL erfolgen somit ohne die Zuhilfenahme von Anpassungsverfahren.

2. Die Vorhersage der Berstdehnungen

Dieses Verfahren der Berechnung der Versagensverformung beruht auf der Tatsache, daß im stationären Kriechversuch die Standzeit t_f , die minimale Kriechgeschwindigkeit $\dot{\epsilon}_{\min}$ und die Bruchdehnung ϵ_f durch die Beziehung

$$\dot{\epsilon}_{\min} \frac{t_f}{\epsilon_f} = C < 1 \quad (12)$$

verknüpft sind wo C eine von der Spannung und Temperatur unabhängige Konstante ist. Wie in [6] gezeigt, ist ϵ_f mit t_f durch die Schädigung D gekoppelt.

Um Gl. (12) auch für Fälle nicht-stationärer Belastungen verwenden zu können, muß $\dot{\epsilon}_m$ als Funktion der Belastungsbedingungen bekannt sein. Da, wie oben dargestellt, t_f mit Hilfe der SRL für solche Fälle ermittelt werden kann, läuft die Bestimmung von ϵ_f auf die experimentelle Bestimmung der Konstante C hinaus. In folgenden wird Gl. (12) angewendet auf den Fall einer σ - und T-Rampe.

2.1. σ -Rampe

Unter der Annahme, daß für die Spannung σ für $\dot{\epsilon} = \dot{\epsilon}_m$, $\sigma_m = \sigma_m(\epsilon, \dot{\epsilon})$, gilt

$$\frac{\dot{\sigma}}{\sigma_0} = \frac{1}{\sigma_0} \theta \dot{\epsilon}_{\min} \quad (13)$$

wo σ_0 die "Startspannung" ist.

Der Verfestigungskoeffizient $\theta \equiv \left(\frac{\partial \sigma}{\partial \epsilon}\right)$ ist bekanntlich spannungsabhängig (und somit abhängig von $\dot{\epsilon}$). Aus σ -Rampenexperimenten folgt, daß

$$\frac{\dot{\sigma}}{\sigma_0} = A \dot{\epsilon}_{\min}^m \quad (14)$$

mit $m \approx 1$, wobei A eine experimentelle Konstante ist.

Somit folgt aus den Gleichungen (12) und (14)

$$\epsilon_f = \left(\frac{\dot{\sigma}}{\sigma_0} \right)^{\frac{1}{m}} \frac{1}{A^{1/m} C} t_f \quad (15)$$

2.2. Die T-Rampe

Die Beziehung zwischen T und $\dot{\epsilon}_{\min}$ im stationären Kriechversuch kann für höhere Temperaturen beschrieben werden durch

$$\dot{\epsilon}_{\min}(T) = D(T) B \left(\frac{\sigma_0}{E} \right)^n \quad (16)$$

wo $D(T)$ der Diffusionskoeffizient der Selbstdiffusion ist, E ist der Dehnungsmodul und B, n sind temperaturunabhängige Konstanten.

Für den Fall einer T-Rampe ist es zweckvoll, eine effektive Temperatur T_{eff} einzuführen durch die Beziehung

$$T_{\text{eff}} = T - \frac{Q_D}{R \ln \theta} \quad (17)$$

wo Q_D die Aktivierungsenergie für die Selbstdiffusion und R die universelle Gaskonstante ist.

Die Größe θ ist definiert durch

$$\theta = \frac{1}{t_f} \int_0^{t_f} \exp \left[- \frac{Q_D}{Rct} \right] dt \quad (18)$$

wo $c = \frac{dT}{dt} = \text{konst.} \neq f(t)$

Die Kombination der Gleichungen (12) (16) (17) und (18) liefert schließlich

$$\epsilon_f = t_f K^{-1} \left[\frac{B D(T_{\text{eff}})}{(c t_f)^\beta} \left(\frac{\sigma_0}{E(T_{\text{eff}})} \right)^n \right]^{-\alpha} \quad (19)$$

wo $D(T_{\text{eff}}) = D_0 \exp \left[- \frac{Q_D}{RT_{\text{eff}}} \right]$

Die Konstanten B , K , n , α , β wurden aus Einzelstabexperimenten ermittelt und sind in Tabelle II wiedergegeben.

Wesentliche Ergebnisse

Die Einflüsse von Textur und Bestrahlung auf das mechanische Verhalten konnten nach Untersuchungen oberhalb $600\text{ }^{\circ}\text{C}$ ausgeschlossen werden. Lediglich die oxidierende Atmosphäre beeinflusst das Materialverhalten besonders bei höheren Temperaturen stark. So blieb die Aufgabe, die Ergebnisse der hier entwickelten Versagenskriterien entsprechenden Versuchsergebnissen möglichst unterschiedlicher Herkunft gegenüberzustellen. In Abb. 3 werden mit Rechnungen verglichen: Temperaturtransiente Einzelstabberstversuche in Dampfatmosfera aus den Anlagen REBEKA (IRB, KfK) [7] (für indirekt beheizte Prüflinge) und solche von KWU [8] sowie Battelle Northwest [9] für direkt beheizte Prüflinge.

Die Berstdehnung aus Versuchen in den Anlagen FABIOLA (IMF, KfK) [10] und REBEKA [7] sind mit denen gemäß der MMG vorhergesagten in Abb. 4 verglichen. Aus dem MMG-Modell folgt eine starke Abhängigkeit der Berstdehnung von der Aufheizrate, die deutlich aus dem Vergleich der Abb. 4a und 4b zu Tage tritt. In Abb. 4a wurde bei der Berechnung der Berstdehnungen eine konstante zeitunabhängige Temperaturrate über den ganzen Versuch angenommen, während in Abb. 4b die beim Bersten vorliegende Aufheizgeschwindigkeit zur Berechnung herangezogen wurde.

Beurteilung der Ergebnisse

Die Anwendbarkeit der SRL bezüglich der zuverlässigen Voraussage der Bersttemperatur und der Berstzeit wurde anhand von temperaturtransienten Berstdaten aus verschiedenen Labors bestätigt. Dabei zeigten sich größere Abweichungen erst am Anfang des β -Phasenbereiches wegen des dort einsetzenden starken Kornwachstums [11].

Die Zuverlässigkeit der Berstdehnungsvorhersage für Temperaturrampen anhand der MMG konnte für Rohrberstversuche zum Teil verbessert werden. In diesen Rechnungen bleiben mögliche azimutale Temperaturunterschiede (deren Einfluß auf die Umfangsdehnung als gesichert angesehen werden kann) unberücksichtigt. In Anbetracht dessen ist die Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung sehr zufriedenstellend [11].

Weiteres Vorgehen

Zur Zeit laufen Experimente in der FABIOLA - Anlage mit dem Ziel, die Genauigkeit der im MMG enthaltenen Konstanten zu verbessern. Nach Auswertung dieser Experimente sollen die Daten neuer Experimente (z.B. REBEKA und KWU) nachgerechnet werden und das Konzept der Lebensdauer- und Berstdehnungsvoraussage damit für temperaturtransiente Experimente zum Abschluß gebracht werden.

Literatur

- [1] Boček, M., Journal of Nuclear Materials, 82 (1979), 329
- [2] Boček, M. und Schneider, H., Journal of Nuclear Materials, 84 (1979), 237
- [3] Boček, M., Journal of Nuclear Materials, 82 (1979), 60
- [4] Boček, M., Res Mechanica, 1 (1980), 31
- [5] Boček, M. und Hoffmann, M., Journal of Nuclear Materials, 89 (1980), 62
- [6] Toscano, E.H. und Boček, M., Journal of Nuclear Materials, 96 (1981), 29
- [7] Erbacher, F., Persönliche Mitteilung
- [8] Cheliotis, G. und Ortlieb, E., KWU - Bericht, unveröffentlicht
- [9] Hann, C.R., Mohr, C.L. et al., EPRI - Report: NP - 526, Vol. 3, March 1978
- [10] Boček, M., Petersen, C. et al., CSNI Specialist Meeting, Espoo, Finland, 1.-4. Sept. 1980
- [11] Boček, M., Petersen, C. und Toscano, E.H., Enlarged HPG - Meeting, Hankö, Norwegen, 14.-18. Juni 1981

Tabelle I

Datenbasis zur Konstruktion der Zeitstandkurven von
Zircaloy - 4.

T_0 [K]	n	$K = \tau_0 \sigma_0^n$	τ_0 [sec]	σ_0 [MPa]
873	7,9	$2,6 \times 10^{17}$	1×10^4	49,9
973	5,7	$9,1 \times 10^{11}$	1×10^4	24,9
1073	5,1	$2,2 \times 10^9$	1×10^4	11,2
1123	3,0	$1,3 \times 10^6$	1×10^4	5,1
1173	2,9	$3,3 \times 10^5$	1×10^3	7,4

$$\tau = K \sigma^{-n}$$

Tabelle II

Konstanten zur Berstdehnungsvoraussage

$$B = 6,07 \times 10^{22}$$

$$K = 0,624$$

$$n = 4,52$$

$$\alpha = -0,1635$$

$$\beta = 3,876$$

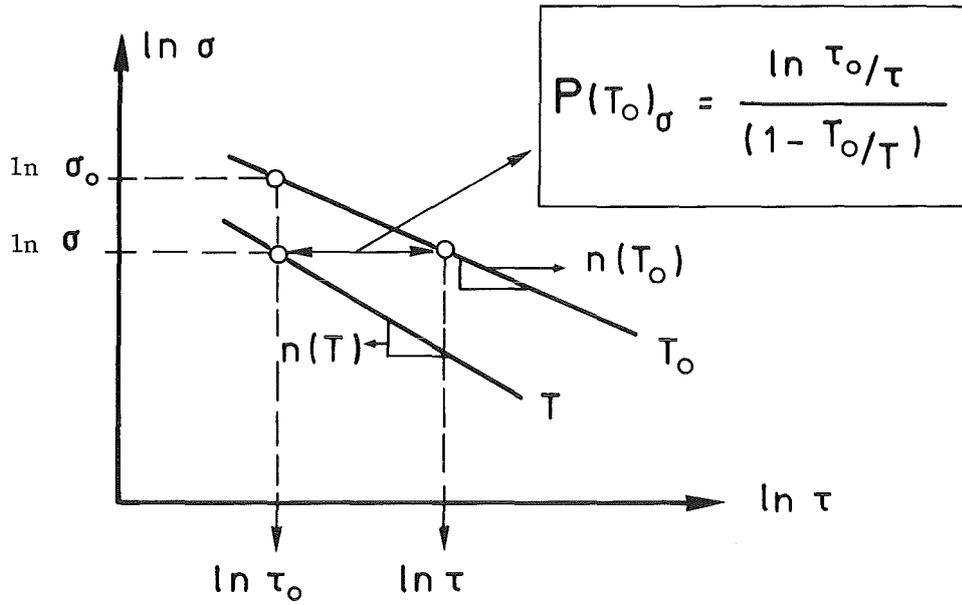


Abb. 1 Schema zur Ermittlung der Konstanten P.

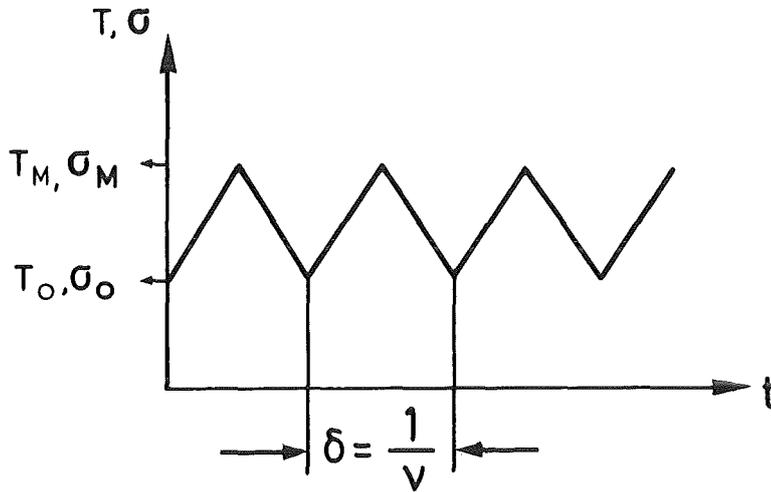


Abb. 2a Schema der Belastungsbedingungen bei Temperatur- und Spannungszyklen.

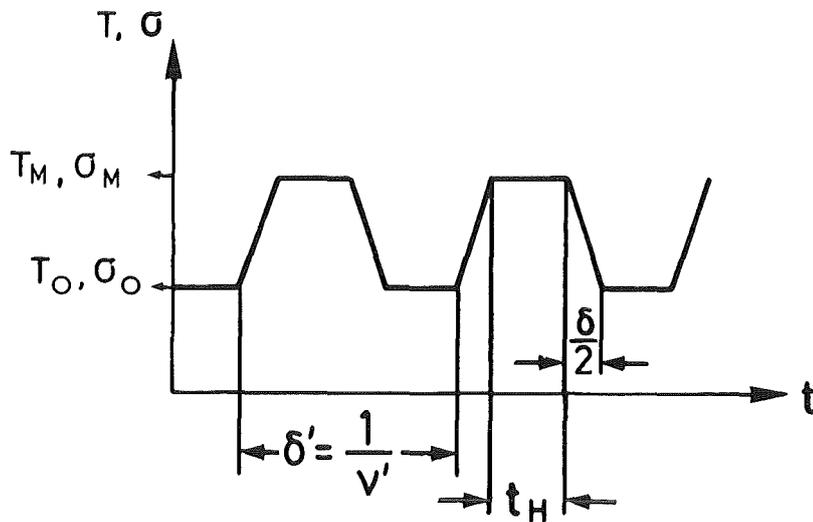


Abb. 2b Schema der Belastungsbedingungen bei Temperatur- und Spannungszyklen mit Haltezeiten.

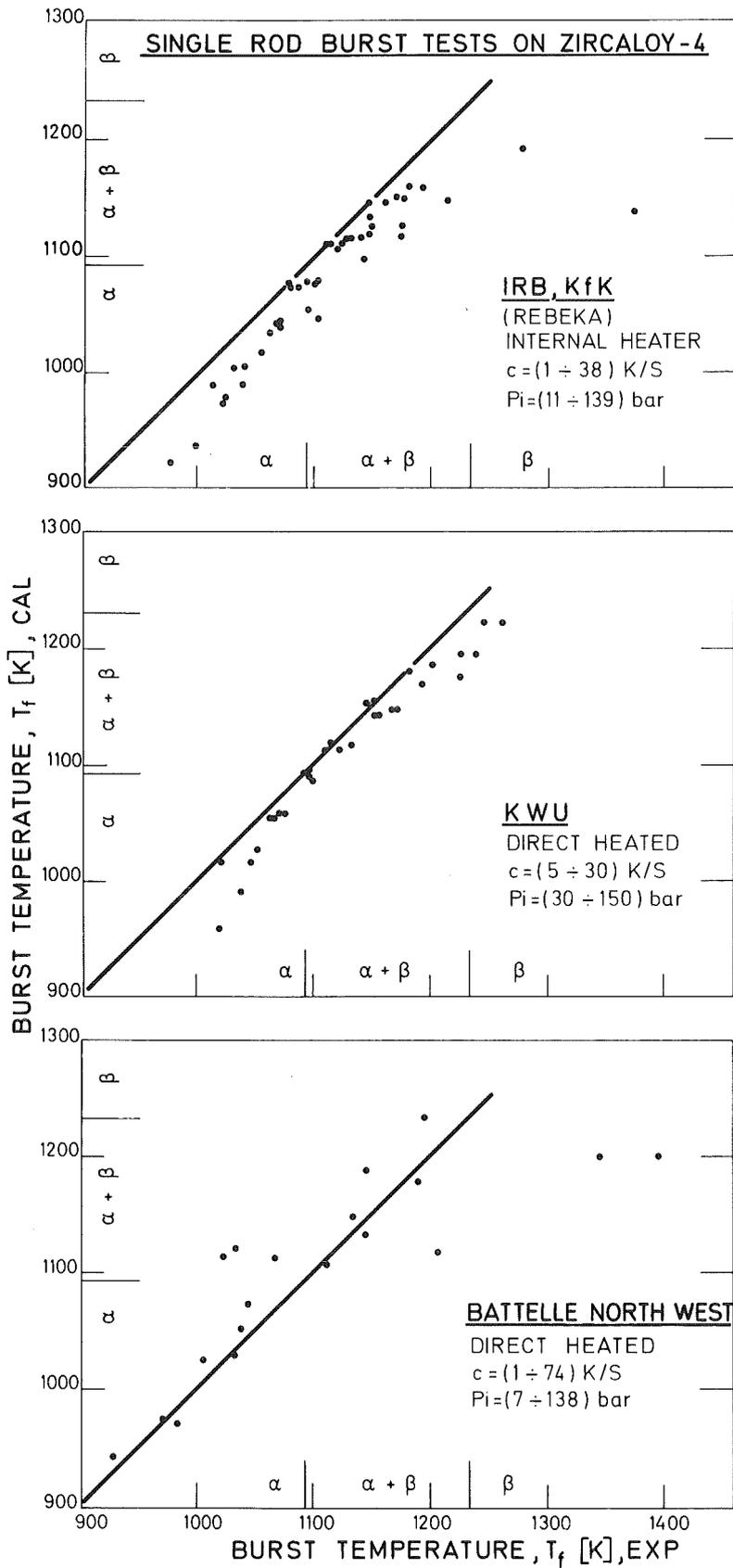


Abb. 3 Vergleich von Bersttemperaturen aus Experiment und Rechnung mit Hilfe der SRL.

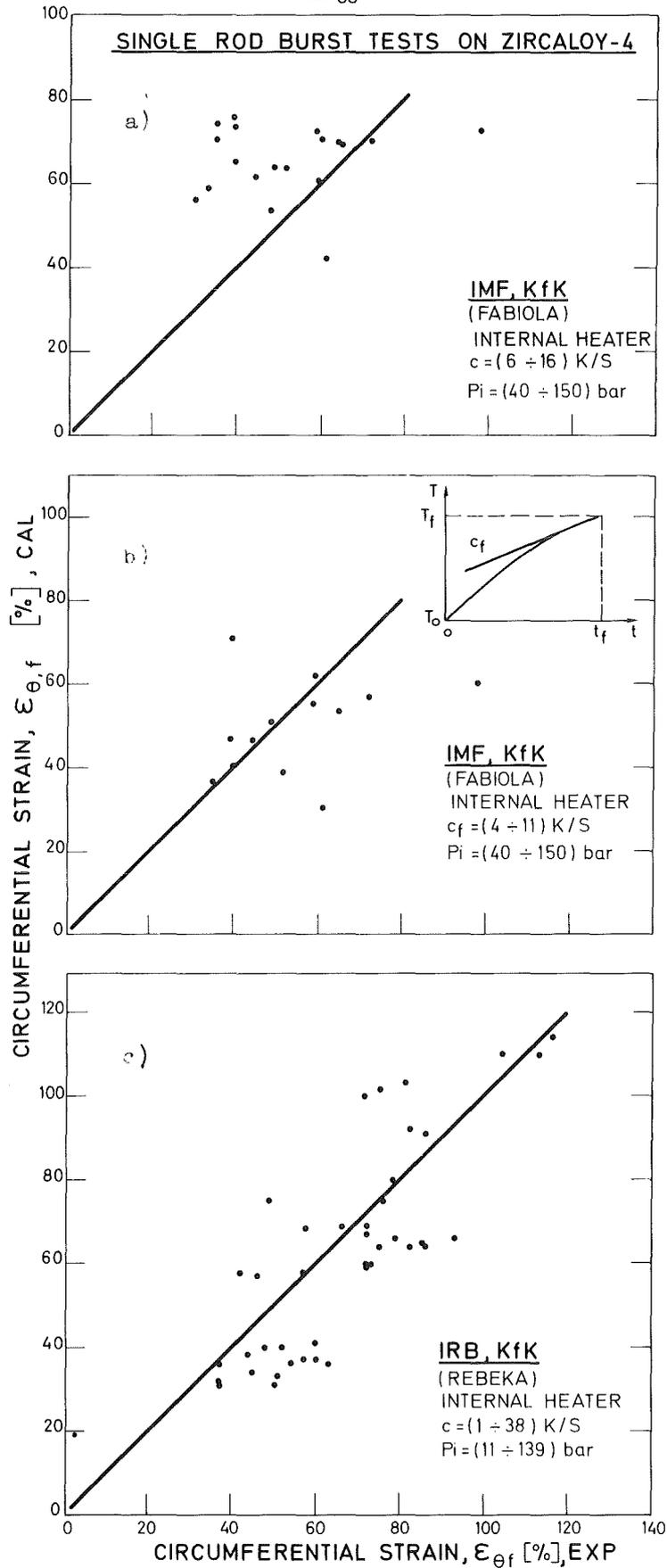


Abb. 4 Vergleich von Umfangsdehnungen aus Experiment und Rechnung mit Hilfe der MMG.

2.2. Die Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation von Zircaloy 4-Hüllrohren

(S. Leistikow, G. Schanz; IMF-11)

1. Hochtemperatur-Oxidation und ihr Einfluß auf die mechanischen Eigenschaften von Zircaloy 4

1.1 Zielsetzung

Untersuchung der Hochtemperatur-Oxidation von Zircaloy 4 in Wasserdampf im Hinblick auf das Verhalten von Hüllrohren beim Kühlmittelverluststörfall (KVS) und anderen Störfällen des LWR. Untersuchungen zum Einfluß des Oxidationszustandes auf das mechanische Verhalten und zum Oxidationsverhalten des verformten Hüllrohrmaterials.

1.2 Untersuchungsprogramm

Einsatz kurzer Hüllrohrabschnitte als Proben für Oxidationsuntersuchungen und von daraus hergestellten Druckkapselproben zur mechanischen Prüfung (Abb. 1). Bestimmung der Oxidationskinetik von Zircaloy 4 in strömendem Wasserdampf bei hohen Temperaturen, zunächst im isothermen Versuch, weiterhin im Verlauf speziell gewählter bzw. störfalltypischer Temperaturtransienten. Ermittlung des insgesamt aufgenommenen Sauerstoffs und seiner Verteilung auf die gebildeten Schichten ZrO_2 und $\alpha-Zr(O)$ sowie die Matrix des Zircaloy. Bestimmung des aufgenommenen Anteils des gebildeten Wasserstoffs in Abhängigkeit von Versuchsparametern. Kriech-Berst-Untersuchungen an dampfumströmten Zircaloy 4 Druckkapseln, zunächst im isothermen Versuch und bei konstantem Schutzgas-Innendruck, weiterhin im Verlauf spezieller Temperaturrampen bzw. störfalltypischer Temperaturtransienten und Druckerhöhungen. Vergleichende Untersuchungen unter Schutzgas zur Ermittlung des mechanischen Verhaltens des metallischen Werkstoffs sowie an Luft zum Einfluß des Oxidationsmediums. Untersuchungen zum Oxidationsverhalten aufgeblähter Hüllrohre sowie zur Festigkeit und Duktilität des oxidierten Werkstoffs. Parameter-Untersuchungen zum Einfluß der im Normal-

betrieb des Reaktors ablaufenden Vorkorrosion sowie zum versprödenden Einfluß des aufgenommenen Wasserstoffs in Fällen von Dampfverarmung bzw. Oxidschicht-Schädigung. Einbringen der oxidationskinetischen und der mechanischen Untersuchungsergebnisse in Computercodes zur Beschreibung des Materialverhaltens im Störfall.

1.3 Versuchseinrichtungen

Labor-Dampfkreisläufe mit offenbeheizter Testzone bzw. programmgesteuerter HF-Heizung zur Untersuchung des Oxidationsverhaltens. Entsprechende Versuchsstände mit Druckgas-Versorgung von Rohrkapselproben für die Kriechberst-Untersuchungen.

1.4 Stand der Arbeiten

Die Untersuchung der Kinetik und der Morphologie der Oxidation von Zircaloy 4 in Wasserdampf ist im Hinblick auf den Kühlmittelverluststörfall (KVS) weitestgehend abgeschlossen. Hinsichtlich spezieller Transienten und anderer Störfallverläufe nach kleinen Lecks im Primär-Kühlkreislauf sind weitere Untersuchungen im Gang. Außerdem wird bei höheren Temperaturen das Werkstoffverhalten bei "severe core damage" untersucht. Die Untersuchung des Kriech- und Berstverhaltens bei gleichzeitiger Dampf-Oxidation im Vergleich zum unoxidierten Material ist abgeschlossen. Ergänzende Parameteruntersuchungen zur Wechselwirkung zwischen Verformung und Oxidation hinsichtlich spezieller Störfallverläufe sind in Arbeit.

1.5 Wesentliche Ergebnisse

Die Kinetik der isothermen Oxidation von Zircaloy 4 in Dampf wird durch die Aufnahme von Sauerstoff und das Wachstum der gebildeten Schichten beschrieben. Da nur unbedeutende Anteile des freigesetzten Wasserstoffs aufgenommen werden, ist die gemessene Massenzunahme der aufgenommenen Sauerstoffmenge gleichzusetzen. Die Untersuchungsergebnisse (Abb. 2) sind in den folgenden kinetischen Gleichungen zusammengefaßt und lassen eine parabolische Zeitabhängigkeit und eine exponentielle

Temperaturabhängigkeit der Oxidation erkennen:

$$\begin{array}{ll} \text{Sauerstoffaufnahme } \tau \text{ [g/cm}^2\text{]} = 0.724 \sqrt{t \text{ [s]}} \exp(-10\,481/T \text{ [K]}) \\ \text{ZrO}_2\text{-Schicht } \phi \text{ [cm]} = 0.280 \sqrt{t \text{ [s]}} \exp(-10\,107/T \text{ [K]}) \\ \alpha\text{-Zr(O)-Schicht } \alpha \text{ [cm]} = 0.713 \sqrt{t \text{ [s]}} \exp(-10\,961/T \text{ [K]}) \\ \text{ZrO}_2 + \alpha\text{-Zr(O)} \quad \xi \text{ [cm]} = 1.29 \sqrt{t \text{ [s]}} \exp(-11\,043/T \text{ [K]}) \end{array}$$

Die Gleichungen wurden ursprünglich auf der Basis der Ergebnisse bei 1000-1300°C und 1-15 min aufgestellt /1/. Sie können jedoch, wie neuere Ergebnisse gezeigt haben, die Kinetik bis 1500°C mit guter Genauigkeit beschreiben.

Unterhalb 1000°C ist die Anwendung der Gleichungen bis 700°C lediglich eine brauchbare Näherungsbeschreibung, da im Temperaturbereich zwischen 1000 und 800°C ein Übergang zu der bei niedrigen Temperaturen gültigen kubischen Zeitabhängigkeit der Oxidation erfolgt. Oberhalb 1000°C wird die parabolische Zeitabhängigkeit der Oxidationskinetik erst durch den fortschreitenden Konsum der Hüllrohrwand begrenzt. Bei 1000°C und darunter haben sich Abweichungen von einfachen kinetischen Gesetzmäßigkeiten als Folge der Phasenumwandlung tetragonales in monoklines Oxid sowie des Verlusts der Schutzwirkung des Oxids durch mechanisches Versagen während langzeitiger Oxidation ergeben /2,3,4/. Die kinetische Beschreibung dieses Materialverhaltens ist noch nicht abgeschlossen.

Die Morphologie des oxidierten Werkstoffs ist nach metallographischen Untersuchungen umfassend beschrieben und interpretiert. Die grundsätzliche Übertragbarkeit der Ergebnisse auf die Oxidation während KVS-typischer und hypothetischer Temperaturtransienten ist anhand idealisierter Versuchstransienten nachgewiesen worden /5/. Die Schutzwirkung vorhandener Vorkorrosionsschichten bleibt wie im isothermen Fall nur bis zu Störfalltemperaturen unterhalb 1200°C im wesentlichen erhalten. Die kinetischen Ergebnisse der Untersuchungen sind in die Verifikation des Oxidationscodes SIMTRAN /6/ eingebracht worden /7/ (Abb. 3).

Die Kriech- und Kriechberst-Untersuchungen des unoxidierten Zircaloy 4 haben in Abhängigkeit von der Verformungsgeschwindigkeit hohe Dehnungen im oberen α - und im unteren $\alpha+\beta$ -Phasenbereich erbracht, die auch das Verhalten mäßig oxidierten Materials bestimmen. Stärkere Oxidation von Zircaloy in Dampf dagegen hat deutlich dehnungsvermindernden und festigkeitssteigernden Einfluß (Abb. 4 u. 5). Dieses Verhalten kann durch Oxidation an Luft nicht simuliert werden /8/. Die dehnungsbedingte Verstärkung der überlagerten Oxidation (Abb. 6) ist im wesentlichen auf das Ausmaß der Vergrößerung der dampfexponierten Rohroberfläche begrenzt. Mit zunehmender Temperatur verringert sich dieser Verstärkungsfaktor entsprechend den verminderten Berstdehnungen, die bei stärkerer Oxidation erreicht werden.

Die Ergebnisse der Kriech- und Kriechberst-Untersuchungen /9/ sind zur Ermittlung der Parameter eines Kriechgesetzes für Zircaloy nach Norton bereitgestellt worden und in die Formulierung eines Berstversagens-Kriteriums eingeflossen /10/.

1.6 Beurteilung der Ergebnisse

Die weltweit durchgeführten oxidationskinetischen Untersuchungen (z.B. /11-13/) werden hinsichtlich des KVS inzwischen als hinreichend zuverlässig und vollständig beurteilt. Die eigenen Ergebnisse /14/ sind in guter Übereinstimmung mit vergleichbaren Resultaten anderer Autoren (Tab. 1, Abb. 2).

Die den Genehmigungskriterien zugrundegelegte Korrelation nach Baker und Just wurde als konservative Beschreibung der Oxidation bestätigt. Nach ihr errechnen sich im Vergleich zu den eigenen experimentellen Ergebnissen für 1200°C um etwa $1/3$, für 1000°C um etwa $1/4$ höhere Werte der Sauerstoffaufnahme. Entsprechend pessimistisch werden mit der Baker-Just-Gleichung auch die Wasserstoff-Bildung beim KVS und die freigesetzte Reaktionswärme beurteilt. Über die Verteilung des aufgenommenen Sauerstoffs auf die gebildeten ZrO_2 - und $\alpha\text{-Zr(O)}$ -Schichten, von deren Wachstum das mechanische Verhalten des Hüllrohres maßgeblich beeinflusst wird, macht die Baker-Just-Gleichung keine direkte Aussage.

Die in Kap. 1.5 angegebenen kinetischen Gleichungen sind zur realistischen Beschreibung der Oxidation des Zircaloy 4 Hüllmaterials im KVS geeignet. Die Übertragbarkeit der isothermen Ergebnisse auf Fälle von KVS-typischen und hypothetischen Temperaturtransienten ist nachgewiesen worden. Die Einflüsse von Anomalien der Oxidation und von vorhandenen Oxidationsschichten auf das Materialverhalten im Störfall sind eingehend untersucht. Mögliche Einflüsse des Dampfdrucks sowie erhöhter Wasserstoffanteile im Dampf wurden allerdings im Rahmen der Untersuchungen nicht verfolgt. Sie werden unter KVS-typischen Bedingungen als nicht relevant beurteilt.

Das Ausmaß der Oxidation bestimmt den Verlauf des KVS im Rahmen der durch die Genehmigungskriterien gesetzten Grenzen nicht maßgeblich, wenngleich es Festigkeit und Dehnung des Zircaloy direkt und den Temperaturverlauf über die freigesetzte Reaktionswärme beeinflusst. Eine komplette Versprödung des Hüllmaterials durch die Dampfeinwirkung beim KVS ist auszuschließen.

1.7 Weiteres Vorgehen

Wie bereits erwähnt, werden die Untersuchungen in Richtung auf andere Störfalltypen und die Kernzerstörung fortgesetzt. Schwerpunktmäßig werden Untersuchungen oberhalb 1300°C Aufschluß über Oxidationskinetik und Hüllrohrversprödung ergeben. Hierzu liegen Versuchsergebnisse sowohl an hochfrequenzbeheizten als auch an indirekt erhitzten Proben bereits vor. Die kinetische Auswertung der Versuche ist noch nicht abgeschlossen. Ein weiterer Schwerpunkt wird die Untersuchung des Breakaway-Effekts sein, einer Ribbildung innerhalb der Oxidschicht, in deren Folge beschleunigte Oxidation mit linearer Kinetik zu verzeichnen ist. Eine Bedeutung dieses Effekts für langzeitige Oxidation während langsamer Transienten ist auf seinen Existenzbereich unterhalb 1050°C begrenzt. Die im Zusammenhang mit dem Breakaway registrierte Wasserstoffaufnahme durch Zircaloy ist in Ursachen, Kinetik und Versprödungswirkung

weiter zu verfolgen. Gleiches gilt für zu erwartende Wasserstoffaufnahme unter Bedingungen von Dampfmenge sowie erhöhten Wasserstoff-Anteilen im Dampf.

2. Auswertung der Nachuntersuchung von in-pile Experimenten

2.1 Zielsetzung

Auswertung der metallographischen Heißzellen-Untersuchung von Brennstäben nach in-pile Experimenten im FR2 (PNS 4237). Die Experimente zum Verhalten während der Wiederauffüllphase eines KVS werden hinsichtlich der dampfbedingten Oxidation des Zircaloy 4-Hüllrohrmaterials, der Oxidations- und Temperatureinflüsse auf das Werkstoffgefüge sowie der Einflüsse auf die Mikrohärtigkeit untersucht. Im Rahmen anderer Vorhaben werden weitere Aspekte verfolgt.

2.2 Untersuchungsprogramm

Beratende Unterstützung der Metallographie bei der Untersuchung von Querschliffen der Brennstäbe nach Mitwirkung bei der Festlegung eines Schnittplans. Beurteilung der Brennstäbe nach Mikroaufnahmen und direkter mikroskopischer Beobachtung. Überprüfung des Hüllrohrzustandes im Berstbereich, an Thermoelementen zur Bestätigung der Temperaturmessung sowie weiteren besonderen Positionen. Beurteilung von Ausmaß und Erscheinungsbild der Oxidation. Interpretation des Gefüges hinsichtlich der erreichten Temperatur und azimuthaler Unterschiede. Darstellung von Mikrohärtigkeit-Profilen über die Hüllrohrwand. Vergleich frisch eingesetzter Brennstäbe mit im vorbestrahlten Zustand getesteten Stäben verschiedenen Abbrands sowie elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren.

2.3 Stand der Arbeiten

Alle nicht vorbestrahlten Brennstäbe der A- und B-Versuchsreihen sowie die Versuche der Serie F mit 20.000 MWd/t_U Abbrand sind nachuntersucht. Die Untersuchung wird mit den G-Stäben fortgeführt.

2.4 Wesentliche Ergebnisse

Die Oxidation der Hüllrohr-Außenseite entspricht im Ausmaß und dem Erscheinungsbild den Erwartungen nach out-of-pile Untersuchungen /15,16/. Abhängig von der lokal erreichten Maximaltemperatur und der oxidationswirksamen Transientendauer sowie der Dehnung werden mittlere ZrO_2 -Schichtdicken bis etwa 10 μm und etwa gleich dicke $\alpha-Zr(O)$ -Schichten gebildet. Der Konsum des nach dem Bersten eingedrungenen Dampfes begrenzt die Oxidation der Hüllrohr-Innenseite auf den Berstbereich. Etwa 10 cm und weiter von der Berststelle entfernt sind keine geschlossenen Oxidschichten mehr nachweisbar. Vergleichsweise geringfügige Oxidation auch durch den UO_2 -Brennstoff ist nicht auszuschließen. Vorbestrahlte Brennstäbe weisen im inneren Bereich der Berststelle dickere Oxidschichten im Vergleich zu nicht vorbestrahlten Stäben und der Hüllrohr-Außenseite auf.

Die Abschätzung der erreichten Maximaltemperatur nach der Beurteilung des Gefügestandes hat sich als zuverlässig erwiesen (Abb. 7). Azimutale Temperaturdifferenzen über den Hüllrohrumfang von maximal etwa 80 K wurden registriert. In den aufgenommenen Mikrohärteprofilen wird das Diffusionsprofil des Sauerstoffs innerhalb der Hüllrohrwand durch Einflüsse von Temperatur, Dehnung und Gefüge überdeckt.

2.5 Beurteilung der Ergebnisse

Eine in-pile-spezifische Beeinflussung der Oxidation der Hüllrohre wurde nicht registriert, entsprechend der Beurteilung anderer Aspekte des Brennstabverhaltens. Die relativ geringfügige Oxidation während der in-pile Versuche hat das Deformations- und Berstverhalten der Hüllrohre nicht maßgeblich bestimmt.

2.6 Weiteres Vorgehen

Die bei der Auswertung der Stäbe der G-Serien ($35.000 \text{ MWd}/t_U$) zu erwartenden Ergebnisse sollten eine straffere Auswertung der geringer abgebrannten Brennstäbe erlauben. Von der Untersuchung der Brennstabsimulatoren sind keine zusätzlichen Gesichtspunkte zu erwarten.

3. Literatur

- /1/ S. Leistikow, G. Schanz, H. v. Berg
KfK 2587 (1978)
- /2/ B. Bennek-Kammerichs, J. Franz, S. Leistikow, G. Schanz
KfK 3052 (1980)
- /3/ G. Schanz, S. Leistikow
Proc. ANS/ENS Meeting Sun Valley, Idaho, USA,
2.-6.8.81, Vol. 2, S. 342-353
- /4/ G. Schanz, S. Leistikow
Proc. 8th Int. Congr. Metallic Corrosion, Mainz 6.-11.9.81,
Vol. II, S. 1712-1717
- /5/ S. Leistikow, G. Schanz, H. v. Berg
KfK 2810 (1979)
- /6/ S. Malang
ORNL-5083, Nov. 1975
- /7/ S. Malang, G. Schanz
Proc. CSNI-Meeting Spätind, Norwegen 13.-16.9.1976
CSNI-Report No. 13, Session I, Paper No. 3 (1977)
- /8/ S. Leistikow, R. Kraft, E. Pott
Proc. Europ. Symposium Petten, Niederlande
13.-14.5.1980, S. 123-134
- /9/ S. Leistikow, R. Kraft
Ber. Reaktortagung Hannover, 4.-7.4.1978, S. 549-552
- /10/ S. Raff, R. Meyder
Proc. CSNI-Specialist Meeting Espoo, Finnland,
1.-4.9.80, S. 569-578

- /11/ J.V. Cathcart, R.E. Pawel, R.A. McKee, R.E. Druschel,
G.J. Yurek, J. Campbell, S.H. Jury
ORNL/NUREG-17, Aug. 1977
- /12/ R.R. Biederman, R.G. Ballinger, W.G. Dobson
EPRI NP-225, Sept. 1976, J. Nucl. Mat. 62 (1976) 213-220
- /13/ M. Suzuki, S. Kawasaki, T. Furuta
JAERI-M 6879, Dez. 1976
T. Furuta, S. Kawasaki, M. Hashimoto, T. Otomo
JAERI-M 6869, Dez. 1976
- /14/ S. Leistikow
KfK-Ext. 28/78-1 (1978) 38-58
- /15/ E.H. Karb, L. Sepold, P. Hofmann, C. Petersen, G. Schanz,
H. Zimmermann
KfK 3028 (1980)
- /16/ E.H. Karb, L. Sepold, P. Hofmann, C. Petersen, G. Schanz,
H. Zimmermann
Proc. ANS/ENS Meeting Sun Valley, Idaho, USA, 2.-6.8.81,
Vol. 2, S. 133-144

Tab.1

Empirische Gesetze der Kinetik des Schichtwachstums und der Sauerstoffaufnahme

Parabolische Abhängigkeit von der Zeit t : $x^2 = \delta_x^2 \cdot t$

Arrhenius-Abhängigkeit von der Temperatur T : $\delta_x^2/2 = A_x \exp(-Q_x/RT)$

x = Schichtstärke von Oxid (ϕ), α -Phase (α), Doppelschicht (ξ) bzw. Sauerstoffaufnahme (τ)

A_x = Vorfaktor, Q_x = Aktivierungsenergie

	Gültigkeitsbereich [°C]	Sauerstoffaufnahme A_τ [g/cm ²] ² /sec Q_τ [cal/mol]	Oxid A_ϕ [cm ² /sec] Q_ϕ [cal/mol]	α -Phase A_α [cm ² /sec] Q_α [cal/mol]	Doppelschicht A_ξ [cm ² /sec] Q_ξ [cal/mol]
Mittelwerte nach eigenen Daten	1000 - 1300 (näherungsw. ab 700)	$2,62 \cdot 10^{-1}$ 41 653	$3,91 \cdot 10^{-2}$ 40 164	$2,54 \cdot 10^{-1}$ 43 561	$8,30 \cdot 10^{-1}$ 43 885
ORNL-Daten (ORNL/NUREG/TM-41)	1000 - 1500	$1,811 \cdot 10^{-1}$ 39 940	$1,126 \cdot 10^{-2}$ 35 890	$7,615 \cdot 10^{-1}$ 48 140	$3,412 \cdot 10^{-1}$ 41 700
Baker, Just (Zit. in Scatena, NEDO 10674)	RT - Smp.	2,07 45 500			
Hobson, Rittenhouse (ORNL-4758) graph. interpoliert (Pawel)	927 - 1371				$3,538 \cdot 10^{-1}$ 41 051
Klepfer (Zit. in Scatena)	RT-890 (mon. ZrO ₂) 890-1577 (tetr. ZrO ₂) 1577-Smp (kub. ZrO ₂)	$3,40 \cdot 10^{-3}$ 29 000 $2,20 \cdot 10^{-2}$ 33 500 $6,40 \cdot 10^3$ 79 800			
Biederman et al., WPI (J.Nucl.Mat. 62 1976,213-220)	982-1482	$1,91 \cdot 10^{-2}$ 33 370	$9,392 \cdot 10^{-4}$ 29 320	$1,896 \cdot 10^{-2}$ 36 890	$2,537 \cdot 10^{-2}$ 34230

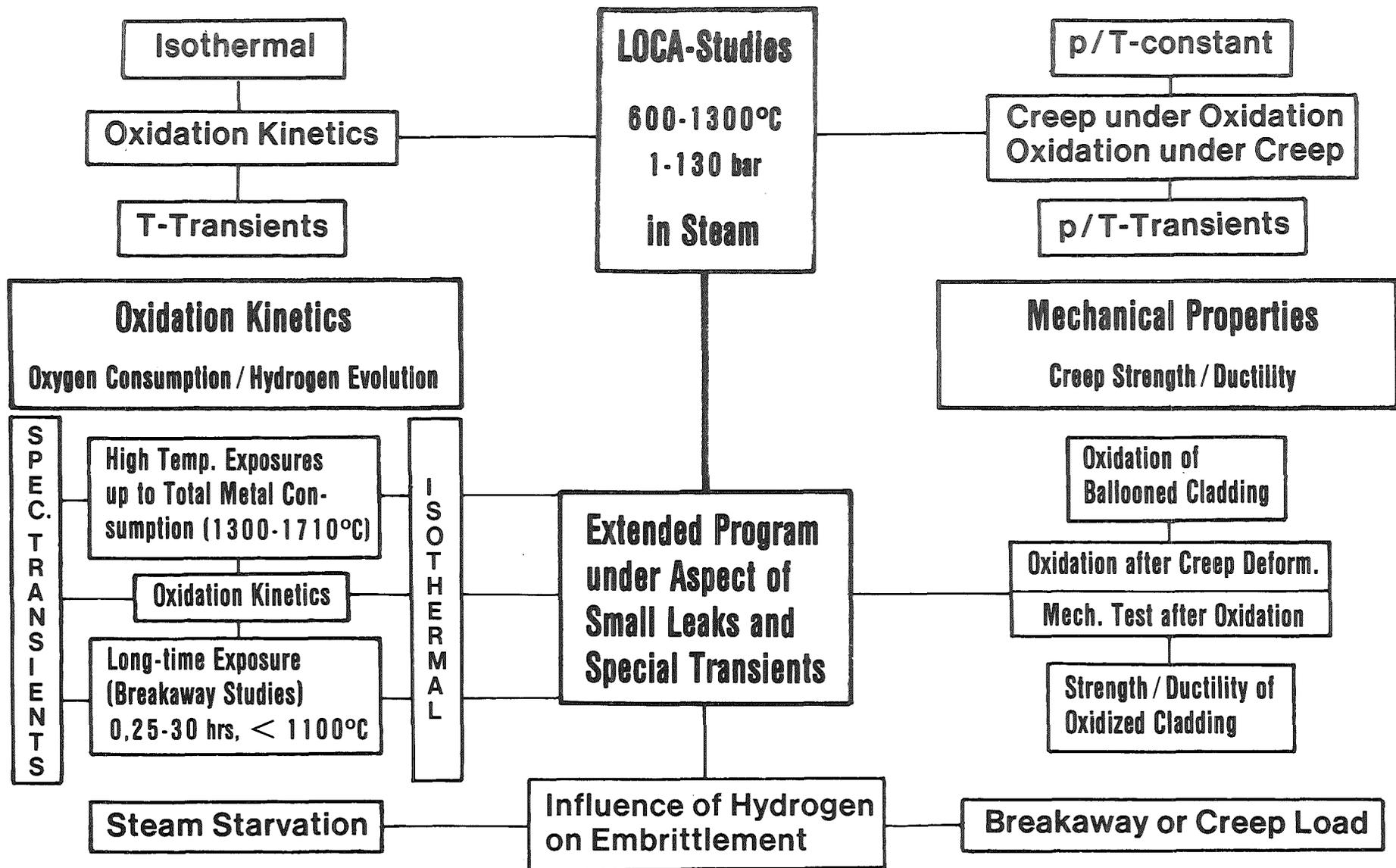


Abb.1

Zircaloy Oxidation Behaviour under Accidental Conditions

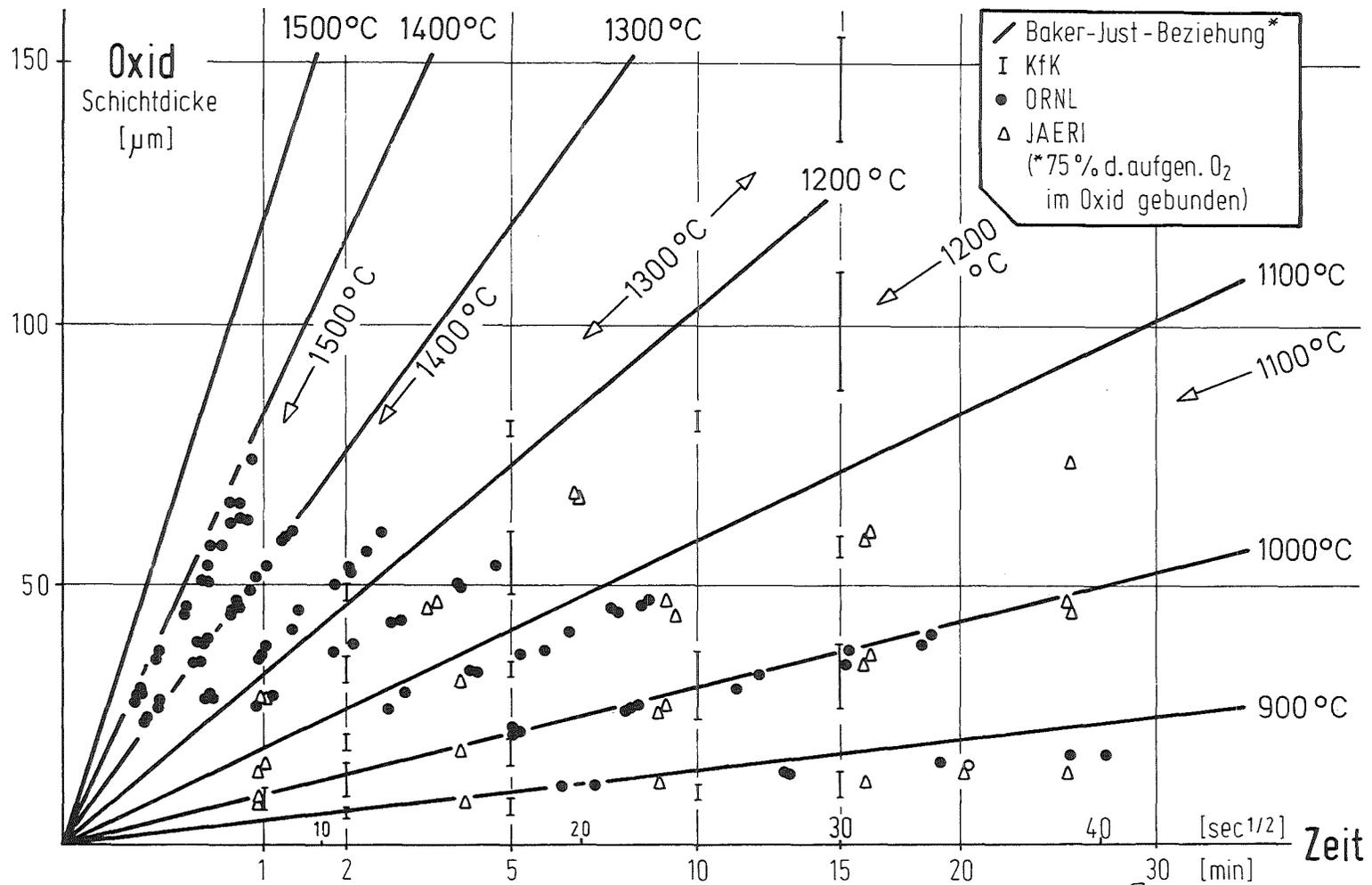


Abb.2

Isotherme Oxidation von Zircaloy 4 in Dampf -Vergleich internationaler Werte

Abb.3
Vergleich experimenteller und nach SIMTRAN-Code berechneter Ergebnisse der Oxidationskinetik von Zircaloy 4 in Wasserdampf bei hohen Temperaturen

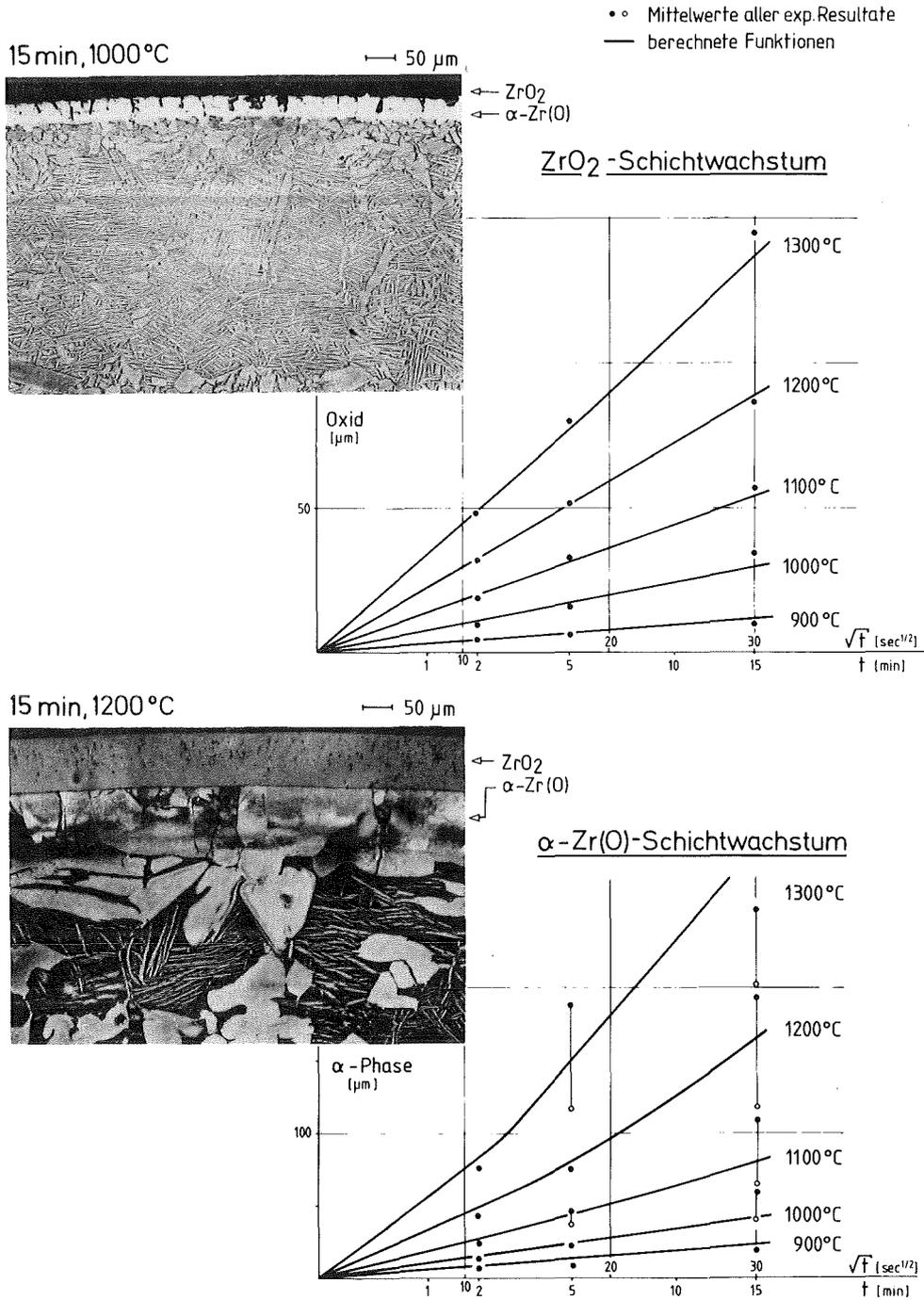
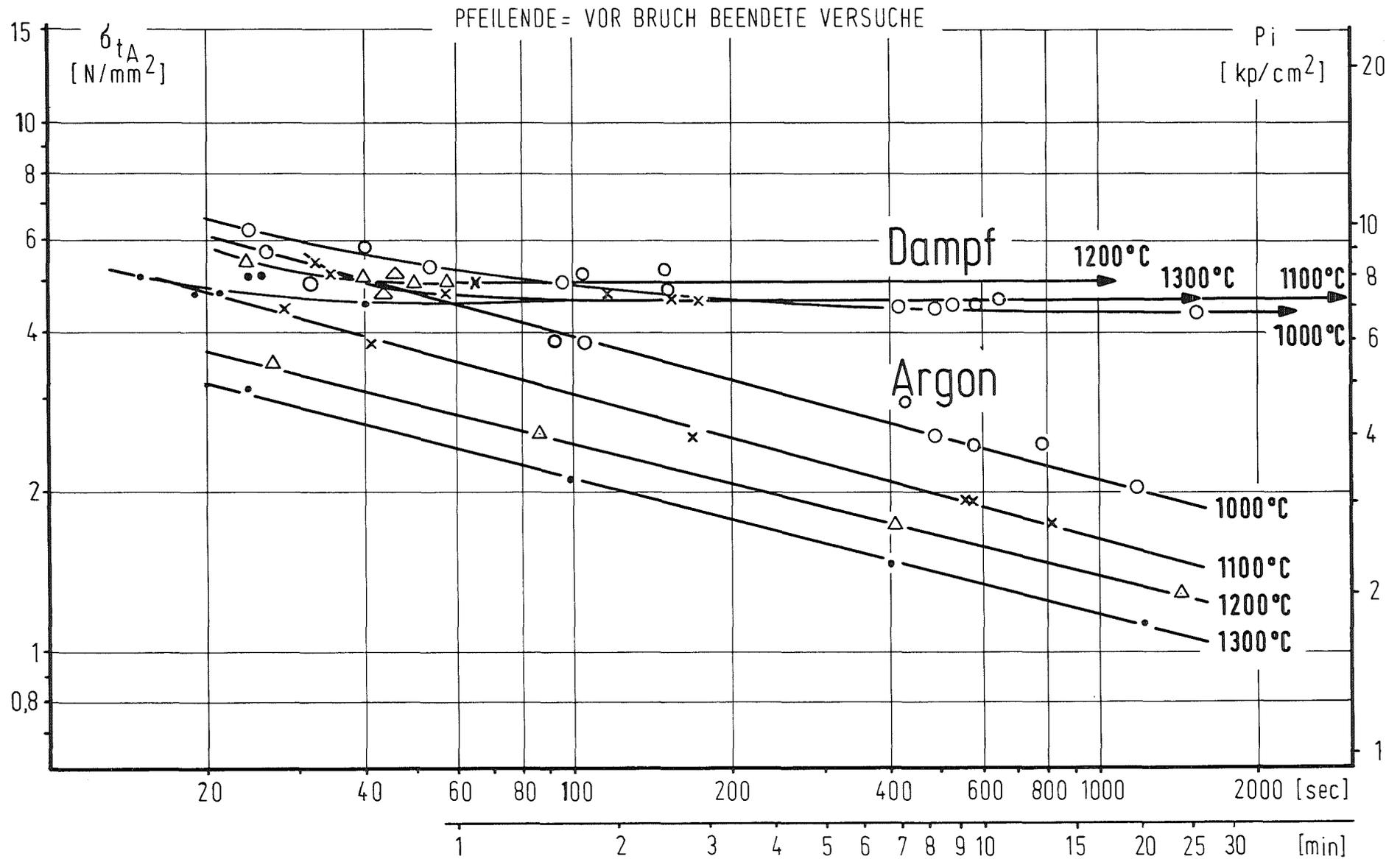


Abb.4 ROHRINNENDRUCK-KURZZEITSTANDPRÜFUNG
 VON ZIRCALOY 4 ROHRKAPSELN BEI 1000°C-1300°C
 ZEITSTANDKURVEN IN ARGON UND DAMPF



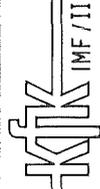
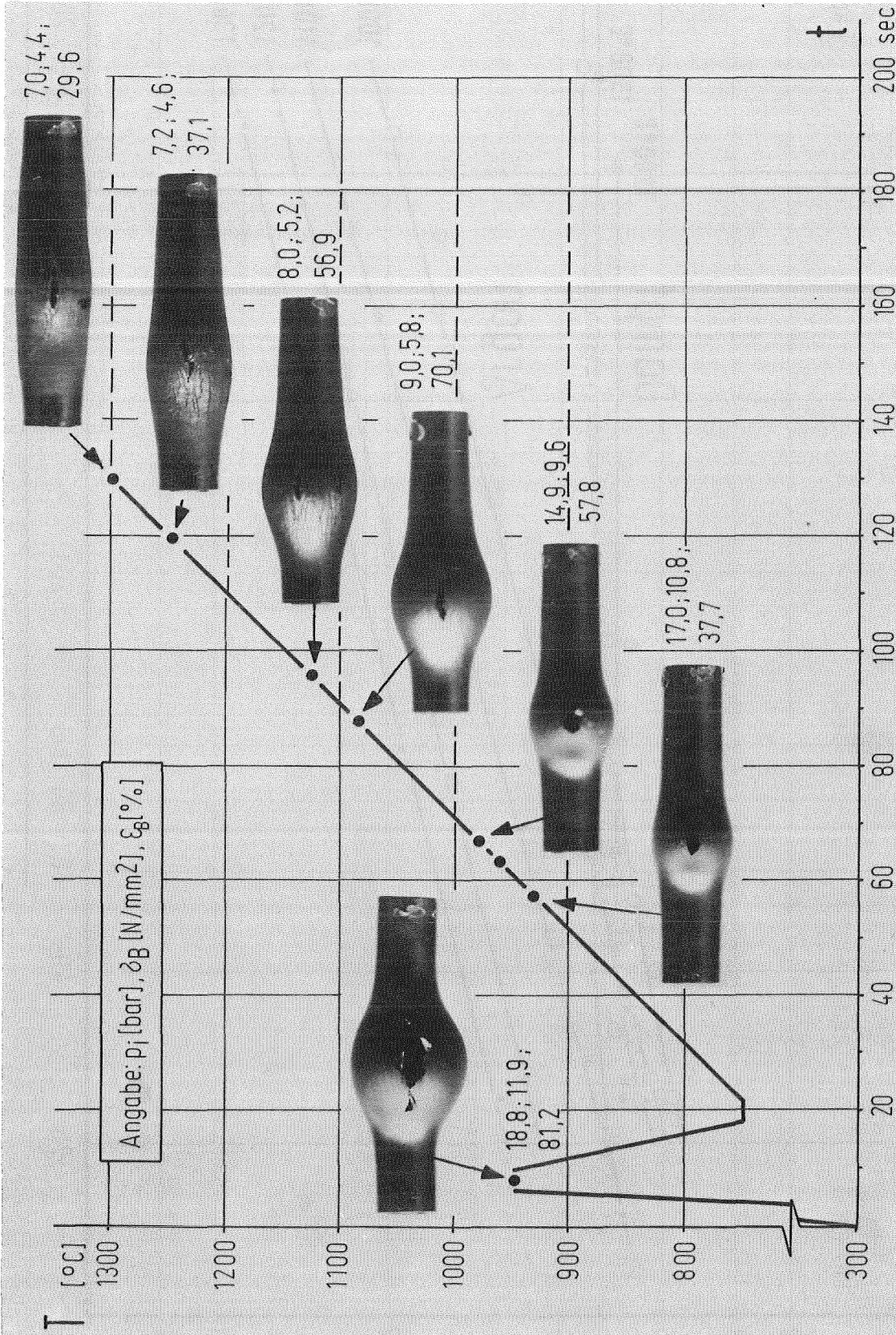


Abb.5

Zircaloy 4 - Rohrzeitstandprüfung unter temp.trans., isobaren LOCA-Bedingungen in Dampf

Dehnungsbedingte verstärkte Oxidation als Funktion der Bruchdehnung

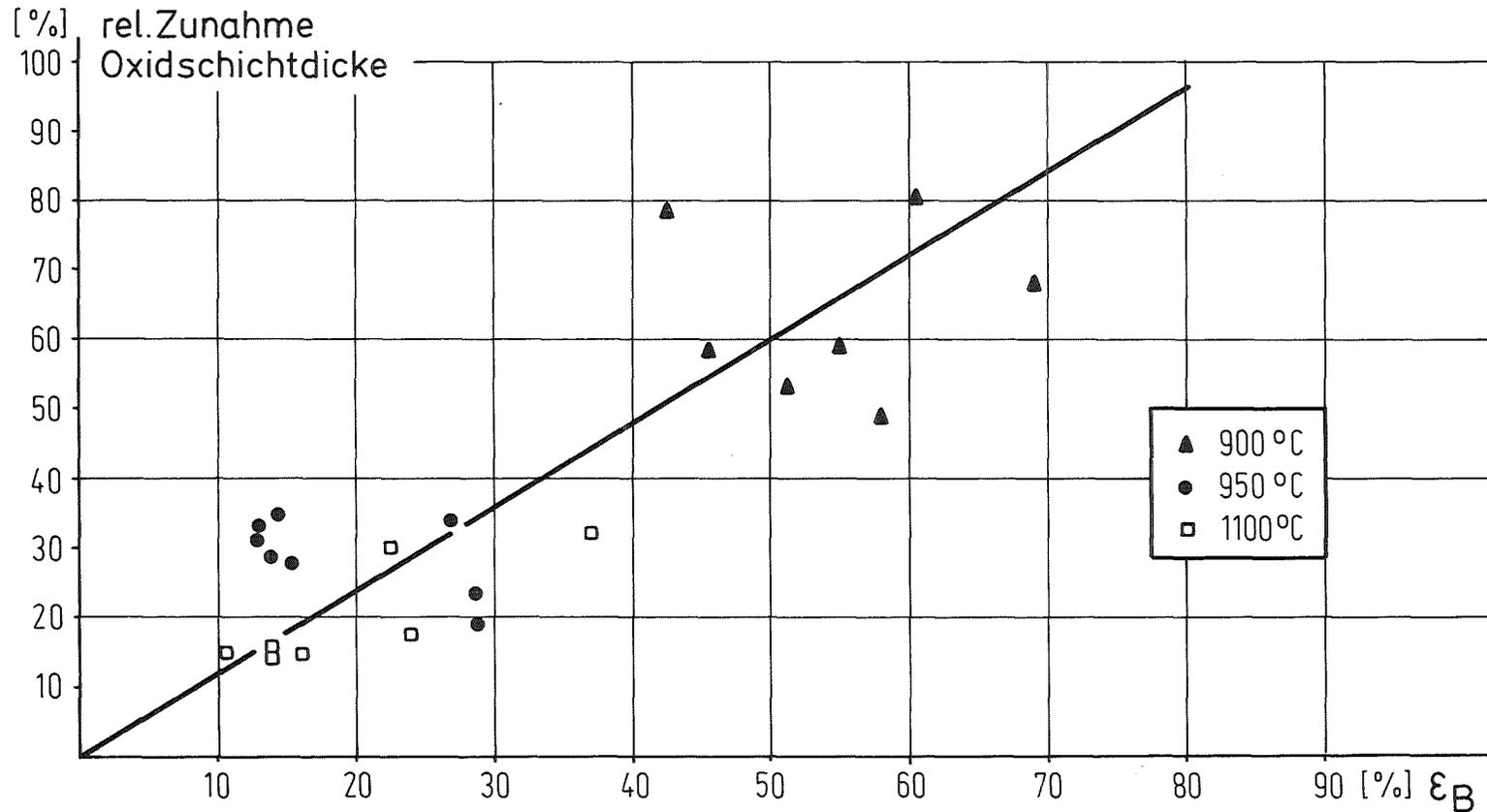


Abb.6

Rohrinnendruck-Kurzzeitstandprüfung von Zircaloy 4-Rohrkapseln in Dampf bei 900/950/1100 °C

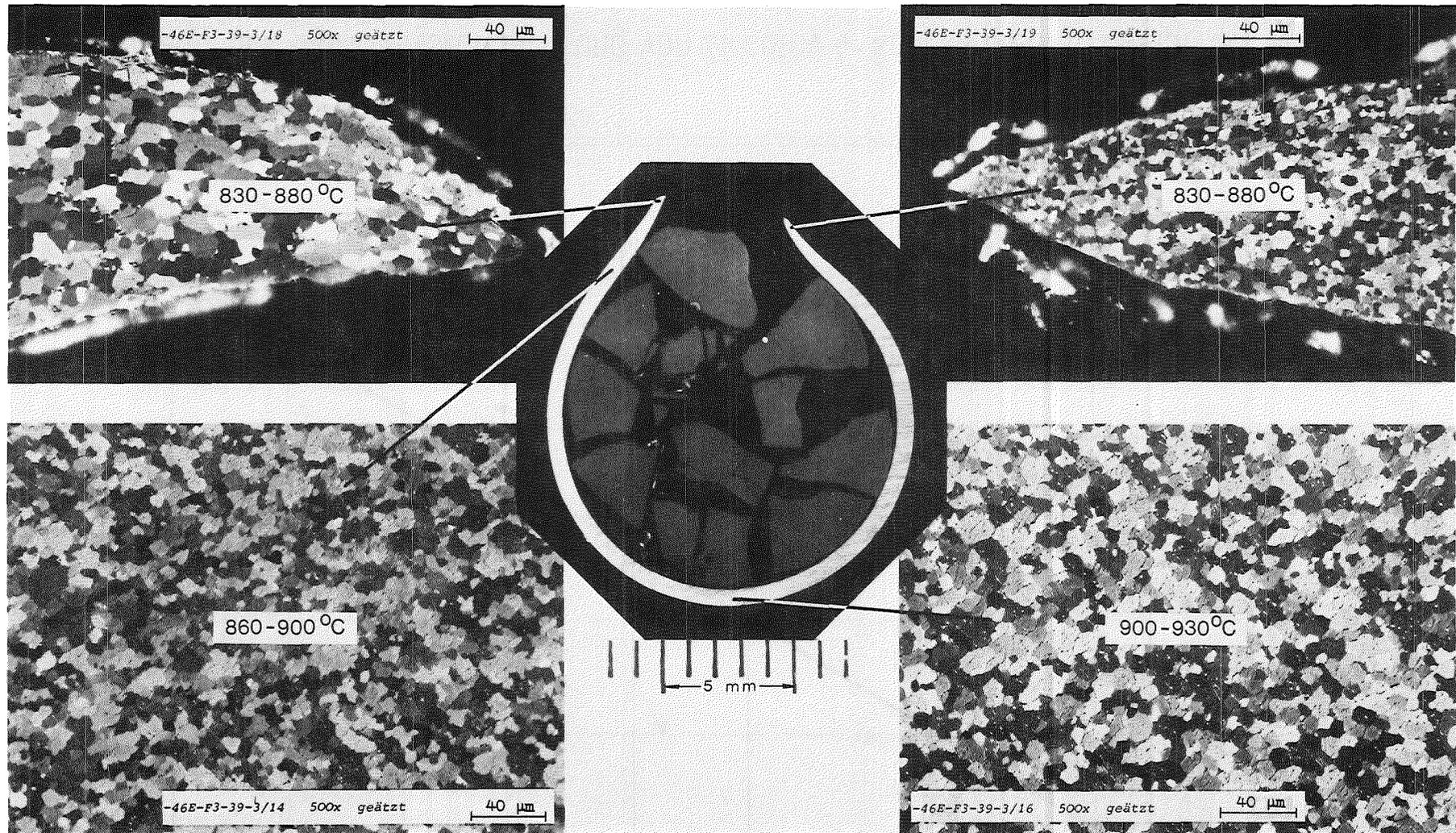


Abb.7 FR 2 In-Pile Tests

Cladding temperatures based on microstructural evaluation at the burst elevation of fuel rod F3

2.3 Der Einfluß von Oxidbrennstoff und Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zircaloy-4-Hüllrohren

(P.Hofmann, IMF I)

1. Zielsetzung

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde untersucht, welchen Einfluß der Oxidbrennstoff sowie die flüchtigen Spaltprodukte, insbesondere Jod, auf das Verformungs- und Bruchverhalten von Zircaloy(Zry)-4-Hüllrohren bei Störfalltransienten besitzen. Es wurden umfangreiche out-of-pile Berst- und Zeitstandexperimente mit Zry-Rohrproben und Brennstabsimulatoren durchgeführt, die UO_2 und/oder geringe Mengen an simulierten Spaltprodukten enthielten. Ziel dieser Untersuchungen war es, den Einfluß der Innenkorrosion auf die mechanischen Eigenschaften der Zry-Hüllrohre experimentell zu ermitteln, und mit Hilfe geeigneter Materialgesetze analytisch zu beschreiben.

Das chemisch-mechanische Verhalten von Zry-4-Hüllrohren gegenüber UO_2 und den wesentlichen Spaltprodukten wurde für zwei Typen von LWR-Störfällen untersucht: Kühlmittelverlust (LOCA)- und Power Cooling Mismatch (PCM)-Störfälle^{+) . Bei Kühlmittelverluststörfällen ist der Gasdruck im Brennstab i.a. größer als der Umgebungsdruck, bei PCM-Störfällen sind die Druckverhältnisse umgekehrt, da der Kühlmitteldruck (Systemdruck) voll erhalten bleibt. Das Zry-Hüllrohr wird sich daher bei LOCA-Transienten vom Brennstoff abheben, aufweiten und u.U. bersten, bei PCM-Transienten wird es dagegen auf den Brennstoff kollabieren.}

In Zusammenarbeit mit dem PNS-Vorhaben 06.01.08 (s. Abschnitt 3.2) werden außerdem zerstörende Nachuntersuchungen von in-pile LOCA-getesteten Brennstäben durchgeführt. Darüber hinaus werden die Spaltgasfreisetzung sowie die Brennstoffschwellung während der LOCA Transiente bestimmt.

^{+) Die PCM-Experimente erfolgen im Rahmen der vom BMFT und der NRC vereinbarten Zusammenarbeit auf dem Gebiet des LWR-Brennstabverhaltens bei Störfalltransienten. Es sind begleitende out-of-pile-Untersuchungen zu den in der Power Burst Facility (Idaho) durchgeführten in-pile Experimenten /1/.}

2. Beurteilung der Hüllrohrinnenkorrosion

2.1 Brennstoff

Zircaloy (Zry) besitzt eine sehr große Affinität zum Sauerstoff und ist daher in der Lage, den Oxidbrennstoff unter Bildung von sauerstoffstabilisiertem α -Zr(O) und metallischem Uran zu reduzieren. α -Zr(O) ist thermodynamisch stabiler als UO_2 . Unter normalen Reaktorbetriebsbedingungen sind die Hüllmaterialtemperaturen jedoch so niedrig, daß aufgrund der langsamen Reaktionsgeschwindigkeit die chemischen Wechselwirkungen zwischen dem UO_2 und Zry vernachlässigbar sind. Das gilt jedoch nicht bei LOCA- und PCM-Störfällen, bei denen die normale Hüllmaterialtemperatur deutlich überschritten werden kann. Bei diesen Transienten kann es daher - neben der Oxidation der Hüllrohr-Außenoberfläche durch den Wasserdampf - auch zu einer Oxidation der Hüllrohr-Innenoberfläche durch das UO_2 kommen. Das Ausmaß der Zry-Oxidation hängt aber - neben der Temperatur und Zeit - entscheidend vom Festkörperkontakt zwischen dem Brennstoff und Hüllmaterial ab.

2.2 Spaltprodukte

Während der Bestrahlung entstehen infolge Kernspaltung des Urans Spaltprodukte. Ein Teil der leicht flüchtigen und gasförmigen Spaltprodukte wird aus dem UO_2 freigesetzt und kann mit dem Zircaloy-Hüllmaterial chemisch reagieren. Es ist deshalb, besonders bei mittel- und hochabgebrannten Brennstäben, mit einem Einfluß der Spaltprodukte auf das Verformungs- und Berstverhalten der Hüllrohre zu rechnen. Entsprechende Einflüsse von Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zry wurden bei in-pile Rampenexperimenten, d.h. bei schnellen Leistungserhöhungen und bei out-of-pile Experimenten festgestellt /2/. Speziell durch die Wirkung von Jod kann es zu einem beschleunigten verformungsarmen Versagen der Hüllrohre infolge Spannungsrißkorrosion (SRK) kommen /2,3,4,5/. Voraussetzung dafür ist aber sowohl eine ausreichend hohe Jodkonzentration an der Hüllrohrinnenoberfläche als auch eine bestimmte kritische tangentielle Zugbeanspruchung des Hüllrohres aufgrund von mechanischen Wechselwirkungen zwischen dem Brennstoff und Hüllmaterial.

3. Versuchsdurchführung, Versuchsprogramm

3.1 LOCA-Experimente

Die Experimente zum Studium der Spannungsrißkorrosion wurden in der Rohrberstapparatur ROBERTA durchgeführt. Die out-of-pile Experimente erfolgten mit 60 bis 100 mm langen Zry-Rohrproben (10,76x0,72 mm) hauptsächlich unter Schutzgas, z.T. auch in Wasserdampf. Die Hüllrohre kamen im Anlieferungszustand und innen vorgeschädigt (kurze axiale Kerben mit Tiefen zwischen 50 und 200 μm) zum Einsatz. Die Rohrproben enthielten einzeln oder in bestimmten Kombinationen folgende simulierte Spaltproduktelemente bzw. -verbindungen in unterschiedlichen Konzentrationen:

- Se, Mo, Cd, Sn, Sb, Te, J, Cs
- TeO_2 , TeJ_4 , ZrTe_2 , ZrJ_4 , J_2O_5 , Cs_2O , Cs_2Te , CsJ
- Cs_2ZrO_3 , Cs_2MoO_4 .

Die Jodkonzentration variierte zwischen 0,1 und 100 mg/cm^3 (0,023 bis 2,3 mg/cm^2), was einem simulierten Abbrand von etwa 0,16 bis ca. 14 At % entspricht, unter der Annahme vollständiger Freisetzung des Jods aus dem UO_2 . Die Rohrproben waren beidseitig verschweißt, eine Seite war mit einer Druckzuleitung verbunden, über die die Probe mittels Gasdruckes (Ar, He) mechanisch beansprucht wurde. Die Aufheizung der Rohrproben erfolgte in einem Rohrofen. Es wurden isotherme, isobare sowie temperatur- und drucktransiente Experimente zwischen 500 und 1000°C durchgeführt. Während des Versuches wurden der Rohrrinnendruck und die Hüllmaterialtemperatur kontinuierlich gemessen, z.T. wurde auch die Hüllrohrverformung mittels einer Kamera aufgezeichnet (TUBA) /12/.

3.2 PCM-Experimente

Zum Studium der chemischen Wechselwirkungen und der Reaktionskinetik zwischen UO_2 und Zry unter PCM-Bedingungen wurden Glühexperimente mit 60 bis 100 mm langen, mit UO_2 -Pellet-gefüllten Zry-4 Hüllrohren in einem Hochdruckautoklaven bei hohen UO_2/Zry -Kontaktdrücken (≤ 80 bar) durchgeführt. Die Temperaturen variierten zwischen 900 und 1500°C. Darüber hinaus wurde der Einfluß von simulierten Spaltprodukten (Cs, J, Te) und dünnen ZrO_2 -Schichten auf der Hüllrohrinnenoberfläche auf das UO_2/Zry -Reaktionsverhalten untersucht /6/.

Mitte 1981 wurde eine neue Versuchsanlage (MONA) in Betrieb genommen, die es gestattet, Experimente bis ca. 2000°C und Gasdrücken bis zu 200 bar unter inerten und oxidierenden Versuchsbedingungen durchzuführen /14/.

4. Versuchsergebnisse

4.1 LOCA-Experimente

4.1.1 Laborexperimente (out-of-pile)

Stöchiometrischer Oxidbrennstoff hat bei LOCA-Transienten keinen Einfluß auf das Verformungs- und Berstverhalten der Zry-Hüllrohre. Es finden nur sehr geringe oder überhaupt keine chemische Wechselwirkungen zwischen dem UO_2 und Zry statt /7/. Da es bei einem LOCA i.a. zum Abheben der Hülle vom Brennstoff kommt, kann der Sauerstoff nur über die Gasphase vom UO_2 zum Zry transportiert werden. Die entstehenden Oxidschichten auf der Hüllrohrinnenoberfläche sind daher sehr dünn /7/.

Wie die Versuchsergebnisse mit simulierten Spaltprodukten zeigen, werden die mechanischen Eigenschaften von Zircaloy im wesentlichen nur durch Jod beeinflußt /5/. In Abb.1 ist die Berstdehnung und Standzeit von innen vorgeschädigten Zry-4-Rohrproben (Kerbtiefe: 100 µm), die mit den untersuchten Substanzen gefüllt waren, aufgetragen. Die Versuchstemperatur betrug 700°C, der Berstdruck 75 bar. Als Bezugswerte gelten die Daten (Mittelwerte) der spaltproduktfreien Vergleichsproben (He-Referenzproben). Man erkennt, daß sowohl die Berstdehnung als auch die Standzeit nur in Gegenwart von elementarem Jod oder von leicht flüchtigen Jodverbindungen beeinflußt werden. Die anderen simulierten Spaltprodukte besitzen einen deutlich geringeren Einfluß.

Da von den untersuchten Spaltprodukten nur Jod einen ausgeprägten Einfluß auf die mechanischen Eigenschaften von Zry erkennen ließ (reduzierte Berstdehnung, Bruchspannung und Standzeit), wurde bei den nachfolgenden Zeitstandexperimenten ausschließlich die Wirkung von Jod untersucht. Dabei wurde ermittelt, bis zu welchen Temperaturen es zum verformungsarmen Versagen der Zry-Hüllrohre kommt, und welche Jodkonzentrationen dazu erforderlich sind. Wie die Versuchsergebnisse zeigen, kann es bis zu etwa 850°C durch die Wirkung von Jod zum verformungsarmen Versagen der Hüll-

rohre infolge SRK kommen. Eine ausgeprägte Abnahme der Berstdehnung erfolgt aber erst nach dem Überschreiten einer kritischen Jodkonzentration. Oberhalb 850°C ist die Abnahme der Berstdehnung deutlich geringer (Abb.2). Diejenige Jodkonzentration, die den Übergang vom duktilen zum verformungsarmen Versagen des Hüllmaterials bewirkt, wird als kritische Jodkonzentration bezeichnet. Die kritische Jodkonzentration steigt mit der Temperatur stark an und variiert zwischen ca. 0,01 mg/cm³ bei 500°C und etwa 50 mg/cm³ bei 900°C (Abb. 3). In Abb.3 sind zum Vergleich einige Literaturdaten für den Temperaturbereich von 300 bis 400°C angegeben. Diese Daten streuen z.T. um mehrere Größenordnungen /5,13/.

Metallographische Untersuchungen lassen das unterschiedliche Verformungs- und Berstverhalten der jodfreien und jodenthaltenden Zry-Rohrproben gut erkennen (Abb.4). Die jodfreien Proben versagen nach großen plastischen Verformungen unter lokaler Einschnürung; der Bruch erfolgt duktil (Scherbruch). In Gegenwart von Jod versagen die Rohrproben infolge Rißenstehung und -ausbreitung bereits nach geringen plastischen Verformungen. Der Bruch erfolgt senkrecht zur Beanspruchungsrichtung und zeigt "spröden" Charakter. Untersucht man die geborstene Rohrprobe mittels eines Rasterelektronenmikroskops, so erkennt man, daß durch die Wirkung von Jod zahlreiche unterschiedlich große axiale Anrisse in der Hüllrohrinnenoberfläche entstehen (Abb. 5). Dem Bruchflächenbild bei 700°C kann man entnehmen, daß der Rißenverlauf hauptsächlich interkristallin ist. Bei Erreichen einer kritischen Rißen-tiefe wird die Bruchfestigkeit im restlichen Hüllrohrquerschnitt erreicht, und die Probe versagt spontan. Der Gewaltbruch erfolgt duktil. Der jodinduzierte Rißenverlauf im Zry ist unterhalb 650°C überwiegend transkristallin, oberhalb 650°C überwiegend interkristallin /8/.

Aufgrund des verformungsarmen Versagens der Zry-4-Hüllrohre durch jodinduzierte Rißenausbreitung kann die Standzeit mittels eines elastisch-plastischen bruchmechanischen Modells berechnet werden, wenn eine maßgebende Kerbtiefe angenommen wird. Dieses Modell basiert auf dem linear elastischen Spannungsintensitätskonzept (K_I) unter Berücksichtigung einer plastischen Zone vor der Rißenfront. Das Wachstum der SRK-Risse kann durch die Beziehung

$$da/dt = C(T) \cdot K_{I,eff}^n$$

beschrieben werden. Die Versuchsergebnisse für 600°C sowie die ermittelte analytische Beziehung sind in Abb.6 dargestellt. Die Meßergebnisse zeigen mit den berechneten Werten unter Berücksichtigung der Inkubationszeit eine gute Übereinstimmung /8/.

4.1.2 FR 2 in-pile Experimente

Aufgrund von Analogiebetrachtungen zu in-pile Rampenexperimenten und der oben beschriebenen out-of-pile Versuchsergebnisse, wurde angenommen, daß es bei den in-pile LOCA-Transienten ebenfalls zu einem verformungsarmen Versagen der Hüllrohre infolge jodinduzierter SRK kommt. Ein sprödes Hüllrohrversagen wurde zumindest für hochabgebrannte Brennstäbe der Serien F (ca. 22000 MWd/t_U) und G (ca. 35000 MWd/t_U) für Bersttemperaturen unterhalb 850°C erwartet.

Die LOCA-getesteten Brennstäbe der Serien F und G haben jedoch bisher keinen Hinweis ergeben, daß Jod oder andere flüchtige Spaltprodukte einen Einfluß auf die Berstdehnung der Brennelementhülle besitzen. Die Brennelement-Hüllrohre versagen z.T. infolge starker lokaler Einschnürung, was auf große Temperaturdifferenzen am Hüllrohrumfang hinweist (s. unten). Die Bruchflächen zeigen duktilen Charakter. Ein wesentlicher Grund für das ausschließlich duktile Versagen der Hüllrohre könnte sein, daß die gemessenen Bersttemperaturen z.T. oberhalb 850°C liegen (s. Abb. 7), wo kein merklicher Einfluß mehr von Jod zu erwarten ist. Ein anderer Grund könnte sein, daß die Jodkonzentration in den Brennstäben durch die z.T. lange Zeit zwischen der Vorbestrahlung und den LOCA-Experimenten, infolge radioaktiven Zerfalls, zurückgegangen ist. Abschätzungen des Jodinventars ergeben jedoch nur eine geringe Abnahme /9/.

Der wahrscheinlichste Grund ist jedoch, daß Jod nicht in ausreichend großer Konzentration an der Hüllrohrinnenoberfläche vorhanden ist. Bei den mittel-(Serie F) und hochabgebrannten (Serie G) Brennstäben ist die insgesamt erzeugte Jodmenge im Brennstoff größer als die notwendige kritische Jodkonzentration. Entscheidend für die Wirkung von Jod ist aber dessen

Verfügbarkeit an der Hüllrohrinnenoberfläche. Diese hängt aber entscheidend von der Freisetzung flüchtiger Jodverbindungen während der LOCA-Transiente sowie dem bereits während der Bestrahlung freigesetzten Anteil ab. Messungen der Spaltgasfreisetzung, die auch als ein Maß für die Jodfreisetzung betrachtet werden kann, ergaben nach der LOCA-Transiente Werte von max. 6% /9/. Ein Vergleich dieser Freisetzungsraten mit der kritischen Jodkonzentration ergibt, unter der Annahme einer homogenen Jodverteilung, zu kleine Werte. Trägt man die - unter der Annahme einer 10%igen Freisetzung - zu erwartende Jodkonzentration an der Hüllrohrinnenoberfläche ($2,23 \text{ mg/cm}^3$) in die Arrhenius-Darstellung der kritischen Jodkonzentration ein, so ist demnach ein Jodeinfluß auf die Berstdehnung nur bei Temperaturen $\leq 700^\circ\text{C}$ möglich (Abb. 3). Oberhalb 700°C ist das Jodangebot dagegen kleiner als der Jodbedarf /11/.

In Abb. 7 sind die verschiedenen out-of-pile und in-pile Versuchsergebnisse noch einmal zusammenfassend dargestellt. Die Berstdehnung von Zry-Hüllrohren ist für jodfreie (Referenzproben) und jodenthaltende Proben (in Abhängigkeit der Temperatur) aufgetragen. Außerdem ist die aufgrund von Bilanzbetrachtungen ermittelte Grenztemperatur von 700°C eingezeichnet, oberhalb der kein Jodeinfluß mehr auf die Berstdehnung zu erwarten ist. Alle in-pile FR 2-Teststäbe versagten oberhalb 700°C , trotzdem sind die ermittelten Berstdehnungen mit denen der jodenthaltenden out-of-pile Rohrproben vergleichbar, d.h. deutlich kleiner als die der jodfreien Referenzproben. Die Ursache ist jedoch nicht in der Wirkung von Jod, sondern in azimutalen Temperaturdifferenzen im Hüllrohr zu suchen, die eine starke Abnahme der Umfangsberstdehnung bewirken /10/.

Dies konnte auch eindeutig durch die Art des Hüllrohrversagens (duktiler Scherbruch) bei den Nachuntersuchungen bestätigt werden.

4.2 PCM-Experimente

Die Versuchsergebnisse zeigen, daß es bei ausreichend hohem Festkörperkontakt zwischen dem Brennstoff und Hüllmaterial ($\geq 0,2 \text{ MPa}$) zu einer Reduktion des UO_2 durch das Zircaloy kommt. Der Sauerstoff diffundiert vom UO_2 in das Zircaloy unter Bildung von sauerstoffstabilisiertem $\alpha\text{-Zr(O)}$ und einer metallischen (U, Zr)-Phase, die oberhalb 1300°C flüssig ist (Abb. 8). Die Sauerstoffaufnahme im Zircaloy erfolgt nach einem parabolischen Zeit-

gesetz und führt oberhalb 1300°C bereits innerhalb weniger Minuten zu einer vollständigen Versprödung der Zircaloy-Hülle. Besteht zwischen dem Hüllmaterial und Brennstoff kein Festkörperkontakt, so ist selbst bei 1500°C der Sauerstofftransport vom UO_2 mit Zircaloy vernachlässigbar gering. Dünne Oxidschichten auf der Hüllrohrinnenoberfläche verhindern bis etwa 1100°C die chemischen Wechselwirkungen zwischen dem UO_2 und Zry. Simulierte Spaltprodukte besitzen keinen Einfluß. Ein Vergleich der Kinetik der Sauerstoffaufnahme des Zircaloy-Hüllrohres von innen durch das UO_2 mit der von außen durch den Wasserdampf zeigt, daß die Sauerstoffaufnahme von innen nur geringfügig kleiner ist als die von außen (Abb.9) /6/.

5. Zusammenfassung, Schlußfolgerungen, Stand der Arbeiten

5.1 LOCA-Untersuchungen

Der Oxidbrennstoff an sich besitzt keinen Einfluß auf die mechanischen Eigenschaften der Zircaloy-4-Hüllrohre. Von den Spaltprodukten könnte nur Jod bis etwa 850°C ein Versagen der Hüllrohre infolge Spannungsrißkorrosion bewirken. Die Berstdehnungen und tangentialen Bruchspannungen sind in Gegenwart von Jod deutlich kleiner als die der jodfreien Vergleichsproben. Die erforderliche kritische Jodkonzentration, die zum verformungsarmen Versagen der Hüllrohre führt, ist stark temperaturabhängig. Aufgrund von Bilanzbetrachtungen zwischen der erforderlichen Jodkonzentration an der Hüllrohrinnenoberfläche und dem abgeschätzten Jodangebot in einem hochabgebrannten Brennstab, ist ein beträchtlicher Einfluß von Jod nur bei Temperaturen $\leq 700^{\circ}\text{C}$ wahrscheinlich. Oberhalb 700°C ist das verfügbare Jodangebot kleiner als der Jodbedarf, und es wird daher kein verformungsarmes Versagen der Hüllrohre infolge Spannungsrißkorrosion unter in-pile Bedingungen erwartet /5,11/.

Die FR 2 in-pile LOCA-Experimente bestätigen diesen Sachverhalt. Die Berstexperimente ließen keinen zusätzlichen Einfluß des Brennstoffes oder der Spaltprodukte auf die Berstdehnung der Hüllrohre erkennen. Der Grund ist in den Bersttemperaturen zu suchen, die alle oberhalb 700°C , z.T. sogar oberhalb 850°C lagen, wo kein Jodeinfluß auf die mechanischen Eigenschaften des Zircaloy-4 zu erwarten ist /9/. Aufgrund des Vorinnendruckes

und der geringen Spaltgasfreisetzung bei LWR-Brennstäben sind bei einem LOCA-Störfall Bersttemperaturen unterhalb 700 °C nicht wahrscheinlich. Ein sicherheitstechnischer Nutzeffekt, d.h. kleine Hüllrohrverformungen und damit geringere Kühlkanalverformungen, wird daher bei einem LOCA-Störfall durch die Wirkung von Jod nicht bewirkt. Die z.T. festgestellten geringen Umfangsberstdehnungen bei den in-pile-Experimenten haben ihre Ursache allein in azimutalen Temperaturdifferenzen im Hüllrohr. Jod bewirkt, im Gegensatz zu isothermen Versuchen, bei temperaturtransienten Experimenten auch keine Abnahme der Standzeit.

Ein Jodeinfluß ist aber bei ATWS-Störfällen (Anticipated Transient Without Scram) zu erwarten, bei denen die maximalen Hüllmaterialtemperaturen generell unterhalb 700 °C liegen. Die Hüllrohrbeanspruchung erfolgt hierbei durch mechanische Wechselwirkungen mit dem Brennstoff.

Die experimentellen Untersuchungen sind weitgehend abgeschlossen. Der größte Teil der Ergebnisse wurde bereits dokumentiert /3,4,5,7,8,9,11, 12,13/.

5.2 PCM-Experimente

Bei PCM-Störfällen kollabiert das Hüllmaterial auf den Oxidbrennstoff und es kommt zu einer Oxidation der Zircaloy-4-Hülle von innen nach einem parabolischen Zeitgesetz, die nahezu so stark ist wie die von außen durch den Wasserdampf. Aufgrund dieser Versuchsergebnisse kam es zu einer Modifizierung des USNRC-Rechenprogramms zur Bestimmung der Hüllmaterialversprödung, das zunächst nur die Sauerstoffaufnahme von außen berücksichtigte. Durch die beidseitige Oxidation der Zircaloy-Hülle beträgt die maximal zulässige Zeit, die das Brennelement bei bestimmten Temperaturen bleiben kann, ohne durch die Sauerstoffaufnahme zu verspröden, nur ein Viertel der Zeit bei einseitiger Oxidation.

Vergleichbare systematische out-of-pile-Experimente wurden außerhalb der KfK in diesem Temperaturbereich nicht durchgeführt. In der PBF (Idaho) erfolgten einige in-pile-Experimente, die die out-of-pile-Versuchsergebnisse bestätigen /1/.

Bisher wurden hauptsächlich Experimente unter inerten Bedingungen bis 1500 °C durchgeführt /6/. Darüber hinaus erfolgten erste Experimente in der Versuchsanlage MONA bei 1600 und 1700 °C, die bis zum Schmelzpunkt des Zircaloy fortgeführt werden sollen /14/.

Darüber hinaus sollen Experimente im Temperaturbereich zwischen

900 und 2000°C unter oxidierenden Bedingungen (Argon/Sauerstoffgemisch) durchgeführt werden, die frühestens Ende 1983 abgeschlossen sein werden.

6. Literatur

- /1/ A.S.Mehner et al.; Performance of unirradiated and irradiated PWR fuel rods tested under Power-Cooling-Mismatch Conditions, Topical Meeting on "Thermal Reactor Safety, August 1977, Sun Valley, Idaho, USA, CONF-770708, 3-1 bis 3-28
- /2/ R.Holzer, H.Stehle; Results and analysis of KWU power ramp investigations, Journ. of Nucl.Mat., Vol.87 (1979) 227 - 235
- /3/ P.Hofmann; Einfluß des Spaltproduktelementes Jod auf das Verformungs- und Bruchverhalten von Zry-4-Hüllrohren bei Temperaturen zwischen 600 und 1000°C, KfK 2661 (1978)
- /4/ P.Hofmann; Influence of iodine on the burst strain of Zry-4 cladding tubes under simulated reactor accident conditions, Journ. of.Nucl. Mat. Vol 87, No. 1 (1979) 49 - 69
- /5/ P.Hofmann, J.Spino; Influence of simulated fission products on the ductility and time-to-failure of Zry-4 tubes in LWR-transients, KfK 3054 (1980)
- /6/ P.Hofmann, C.Politis; The kinetics of the UO₂-Zry reactions at high temperatures, Journ. of Nucl.Mat. Vol.87, Nos. 2+3 (1979) 375 - 397
- /7/ P.Hofmann et al.; Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und von Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zry; PNS-Halbjahresbericht 1976/2, KfK 2435 (1977) 306 - 331
- /8/ H.Eckstein, P.Hofmann; Preliminary results of a fracture mechanics model for iodine-induced crack growth in Zry-4 cladding tubes at 600 and 700°C, KfK 3192 (1981)
- /9/ E.H.Karb et al; KfK in-pile tests on LWR fuel rod behavior during the heatup phase of a LOCA, KfK 3028 (1980)
- /10/ F.Erbacher, H.J.Neitzel, K.Wiehr; Experimente zur Notkühlung in der Anlage REBEKA, Atomwirtschaft, Atomtechnik, Nr.10 (1981) 561-564
- /11/ P.Hofmann, J.Spino; Can one expect low ductility failure of Zry-4 tubing due to iodine-induced SCC in a LOCA transient ?, Topical Meeting on "Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior", August 2 - 6, 1981, Sun Valley, Idaho, USA

- /12/ P. Hofmann, S. Raff; Verformungsverhalten von Zry-4-Hüllrohren unter Schutzgas im Temperaturbereich zwischen 600 und 1200 °C, KfK 3168 (1981).
- /13/ P. Hofmann, J. Spino; Determination of the critical iodine concentration which results in SCC failure of Zry-4 tubing. Journ. of Nucl. Mat., Vol. 107 (1982)
- /14/ P. Hofmann, D.K. Kerwin; Preliminary results of UO₂/Zircaloy-4 experiments under Severe Fuel Damage Conditions, IAEA Specialists' Meeting on Water Reactor Fuel Performance Computer Modeling, Preston, England, March 14 - 19, 1982

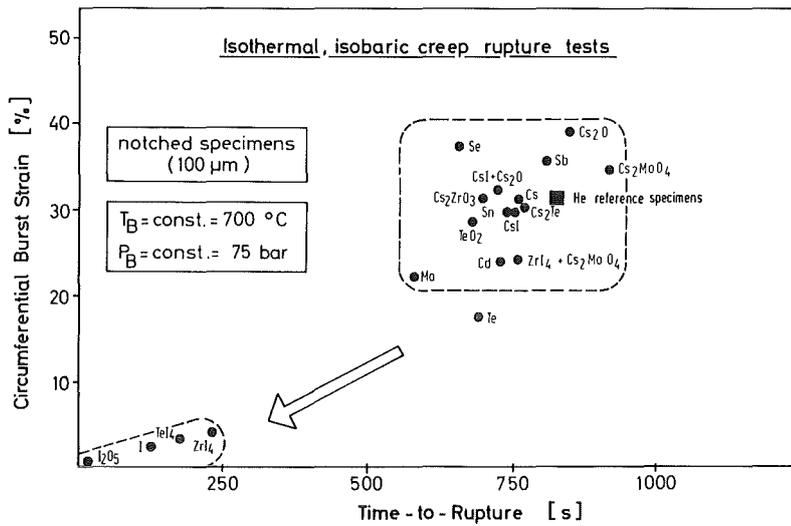


Abb. 1: Einfluß von simulierten Spaltproduktelementen bzw. -verbindungen auf die Berstdehnung und Standzeit von innen vorge-schädigten Zircaloy-4-Rohrproben bei 700°C.

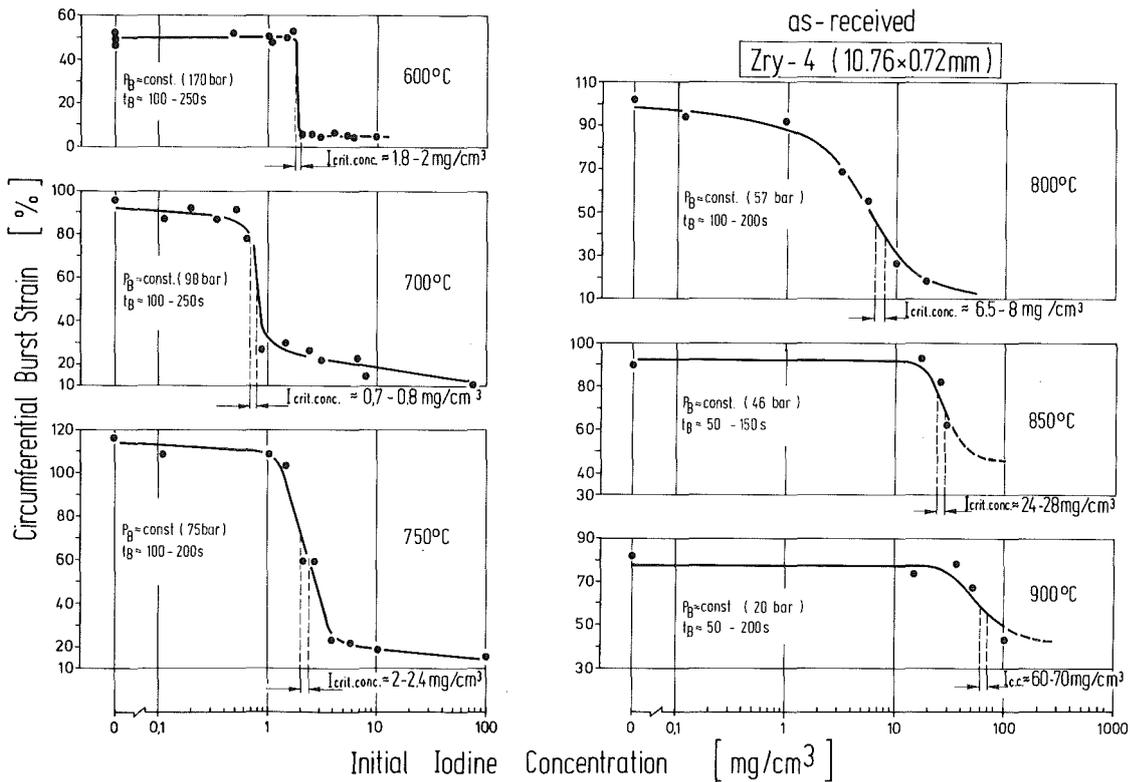


Abb. 2: Einfluß der Anfangsjodkonzentration auf die Berstdehnung von Zircaloy-4-Hüllrohren im Temperaturbereich zwischen 600 und 900°C unter Schutzgas.

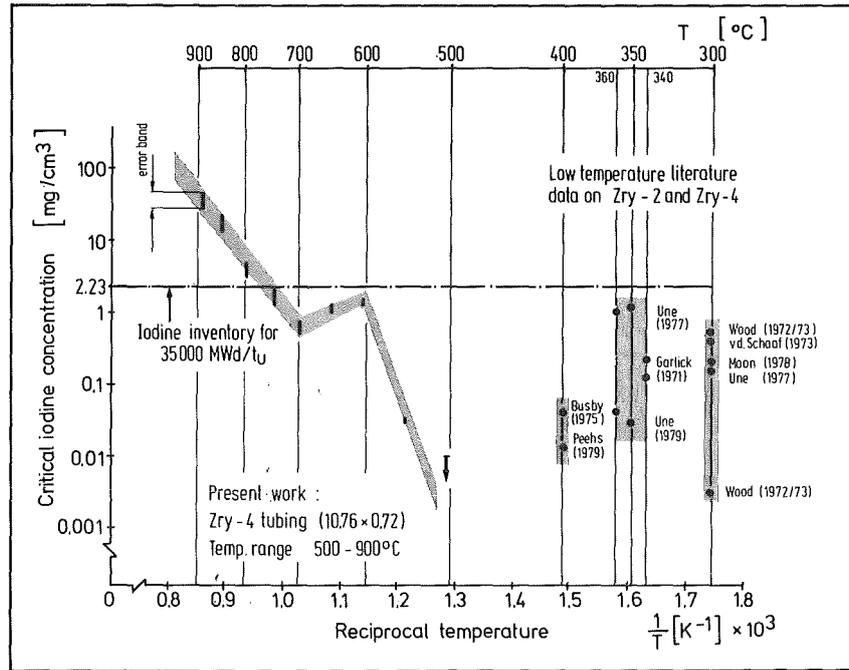


Abb. 3: Kritische Jodkonzentration, die zur Spannungsrißkorrosion von as-received Zircaloy-4-Hüllrohren führt, in Abhängigkeit von der Temperatur. Zum Vergleich sind Literaturdaten von tiefen Temperaturen und die maximal zu erwartende Jodkonzentration in einem hochabgebrannten LWR-Brennstab eingetragen.

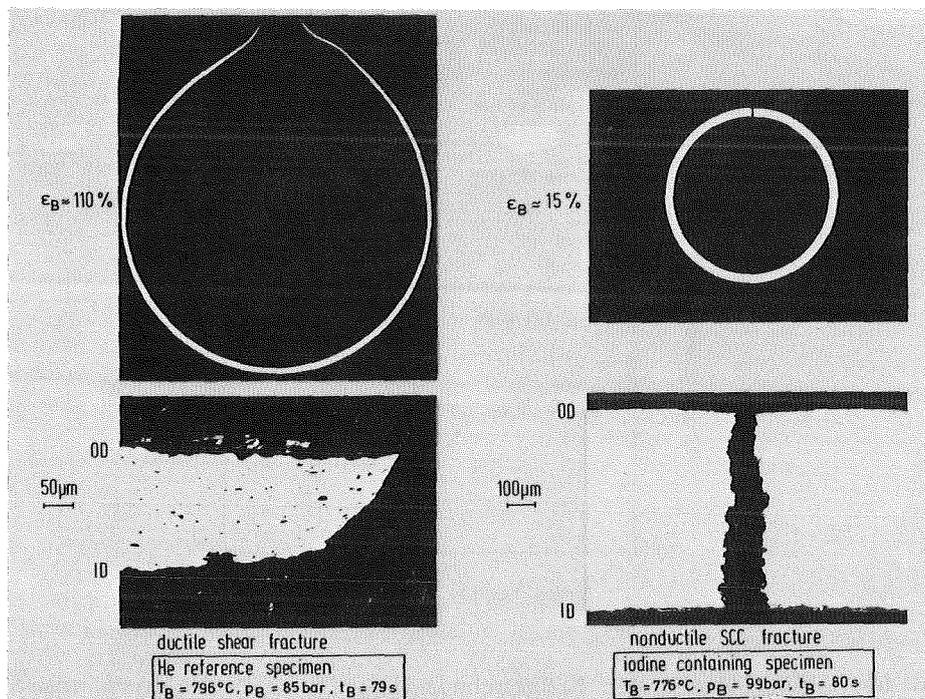


Abb. 4: Verformungs- und Bruchverhalten von Zircaloy-4-Hüllrohren in Abwesenheit und Gegenwart von Jod.

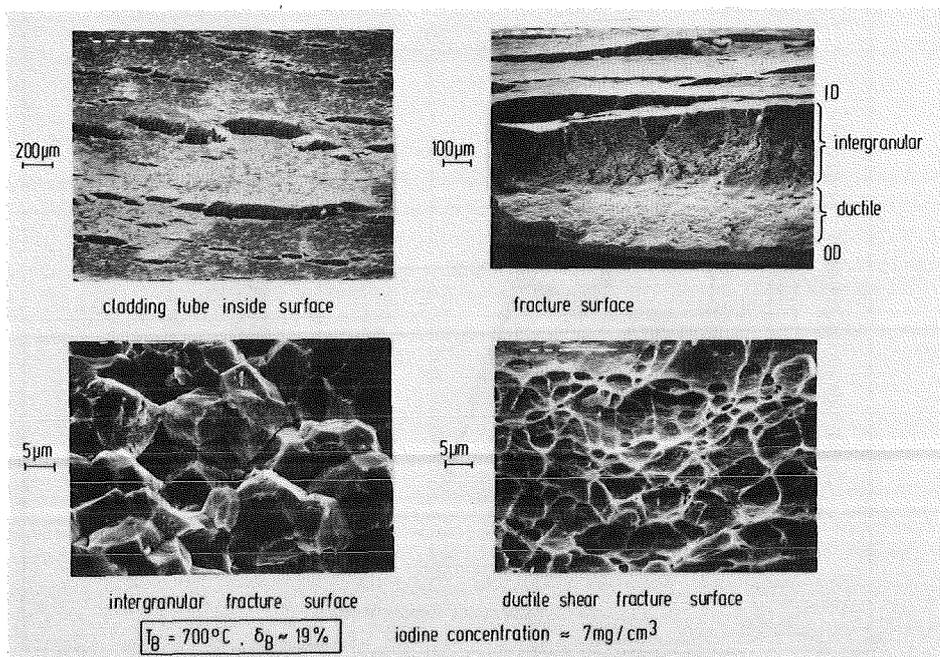


Abb. 5: Zircaloy-4-Hüllrohrinnenoberfläche und Bruchfläche nach dem Versagen infolge Spannungsrißkorrosion durch Jod.

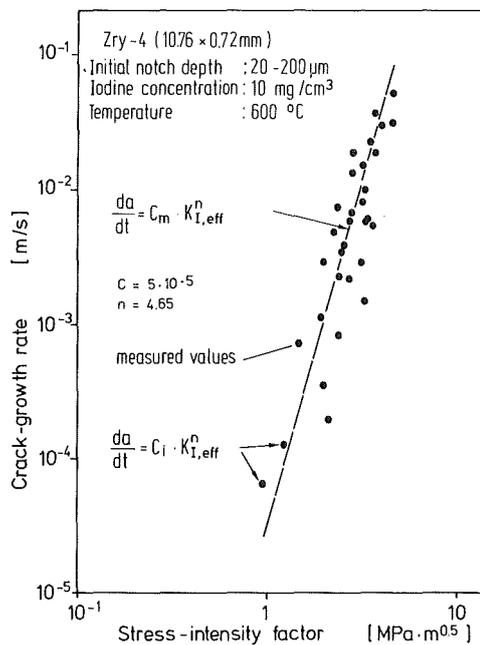


Abb. 6: Abhängigkeit der Rißgeschwindigkeit im Zircaloy-4 vom Spannungsintensitätsfaktor bei 600 °C in Gegenwart von Jod.

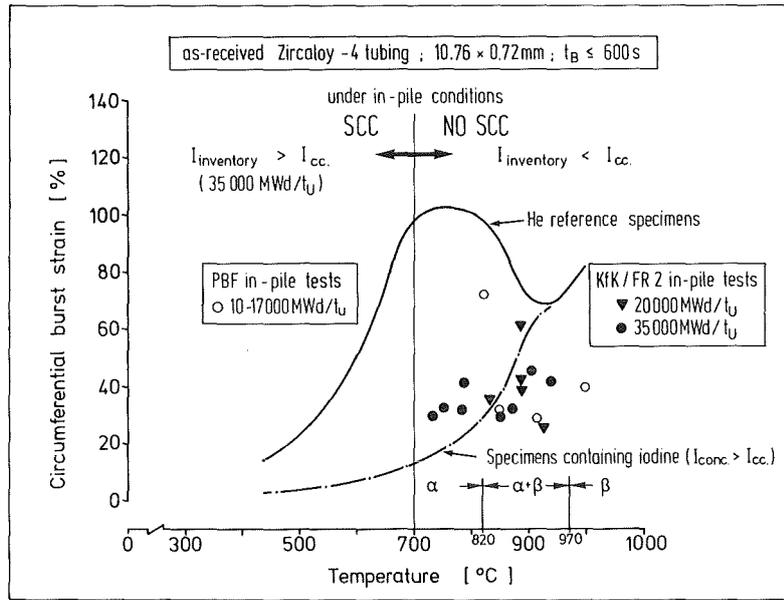


Abb. 7: Einfluß von Jod auf die Berstdehnung von Zircaloy-4-Hüllrohren in Abhängigkeit der Temperatur. Zum Vergleich sind die Berstdehnungen von in-pile LOCA-getesteten Brennstäben eingetragen (obwohl die in-pile Hüllrohre alle duktil versagen, sind die Berstdehnungen mit denen der jodenthaltenden out-of-pile-Proben vergleichbar).

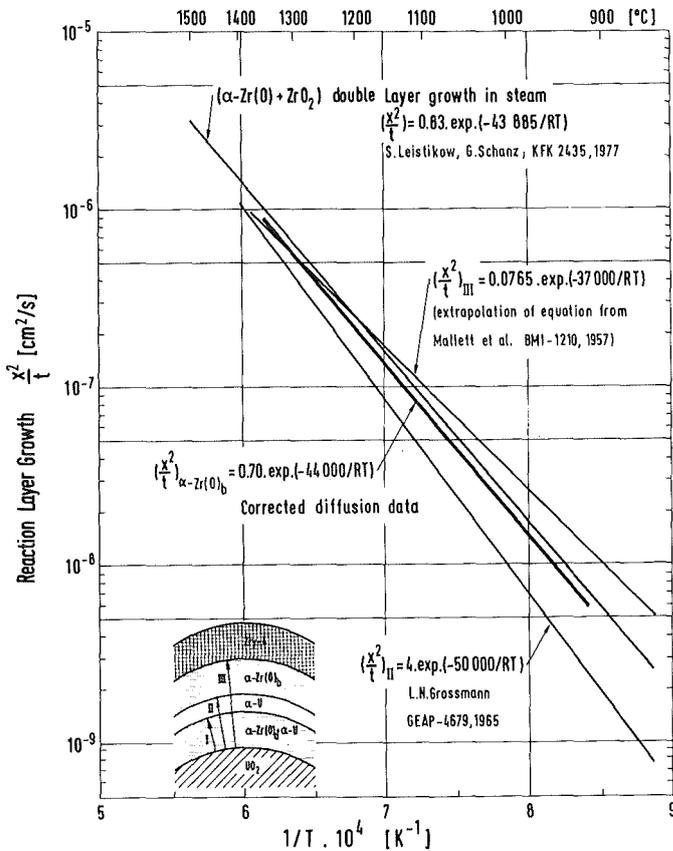


Abb.9: Arrhenius Darstellung der chemischen Wechselwirkungen zwischen dem UO₂ und Zircaloy im Temperaturbereich 1000 - 1500°C. Vergleich der KfK-Versuchsergebnisse mit extrapolierten Literaturdaten und der Oxidationskinetik von Zircaloy durch Wasserdampf. Die Oxidation des Zircaloy durch das UO₂ entspricht nahezu der durch Wasserdampf

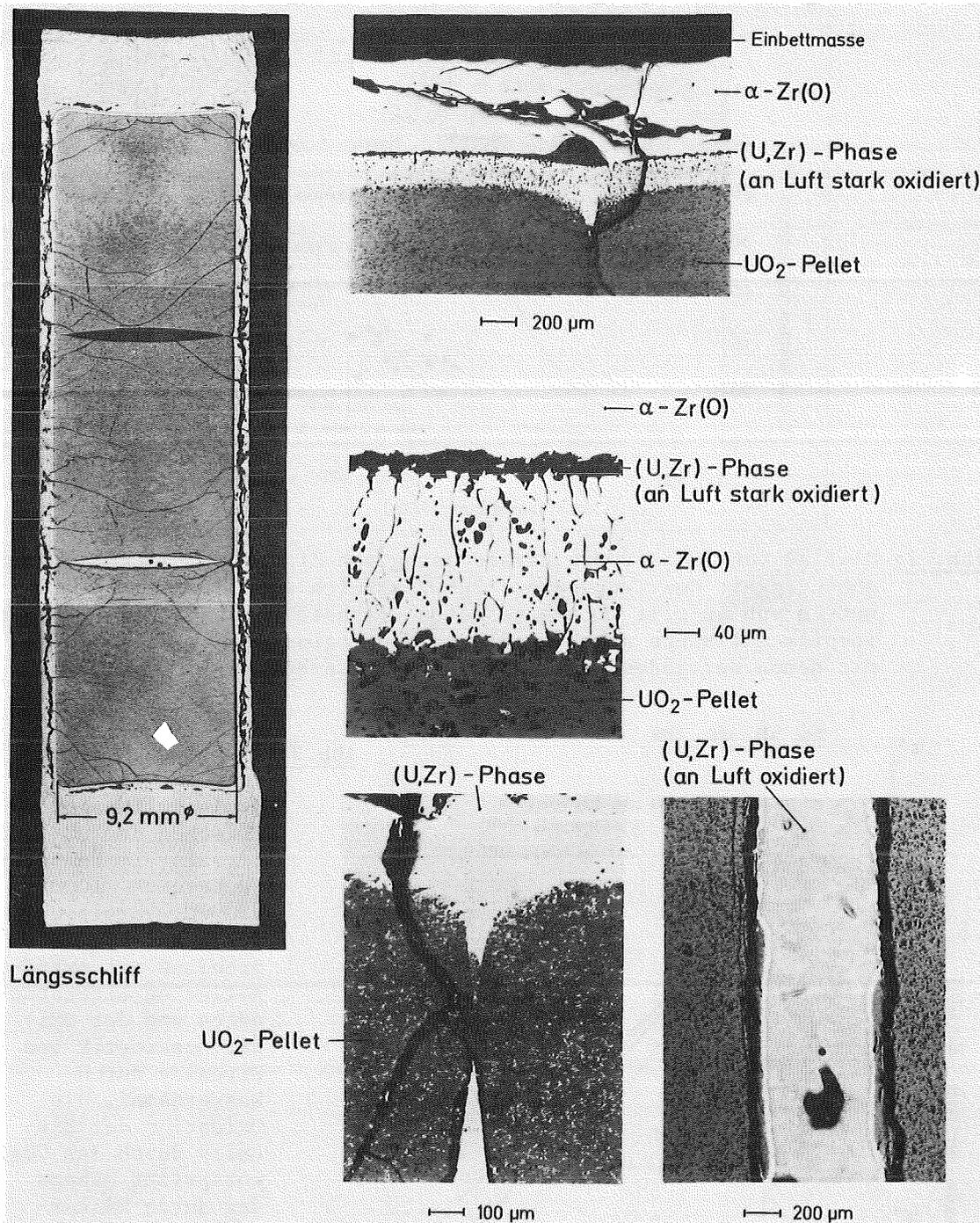


Abb. 8: Chemische Wechselwirkungen zwischen UO₂ und Zircaloy nach Reaktionsglühung bei 1400°C für 1800 s (der Differenzdruck zwischen Umgebungsdruck und Probeninnendruck betrug ca. 70 bar). Es bildet sich eine flüssige Phase, die in die Dishingohlräume der UO₂-Pellets eindringt. Das Zircaloy ist durch die Sauerstoffaufnahme aus dem UO₂ total versprödet.

3. Untersuchungen zum Brennstab- und Brennelementverhalten unter realistischen thermohydraulischen Randbedingungen

3.1 Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalles (COSIMA-Programm)

(G. Class, IRE; K. Hain, IT)

Zielsetzung der Untersuchungen

Beim Start dieses Vorhabens, etwa im Jahre 1973, waren die Aussagen über die Rolle der transienten Wärmeübergangsbedingungen auf der Seite des Kühlmittels im Zusammenspiel mit den transienten Hüllrohrverformungen und den dadurch bewirkten Veränderungen der inneren Wärmeübertragungseigenschaften der nuklearen Brennstäbe noch recht unscharf. Es wurden im Zusammenhang mit den Stagnationsphasen der Kühlmittelströmung beim Blowdown ungünstige Verformungen der Hüllrohre befürchtet, die das Brennstabverhalten in der nachfolgenden Wiederauffüll- und Flutphase wesentlich beeinflussen bzw. die bei hohen Gasdrücken in den Brennstäben bereits in der Blowdown-Phase zum Aufblähen oder Bersten der Hüllrohre führen könnten.

Die Experimente in der Blowdown-Anlage COSIMA wurden daher in Angriff genommen, um zuverlässige Informationen über das Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall zu erhalten. Die Versuche wurden unter DWR-typischen Bedingungen unter Einbeziehung der Wechselwirkung zwischen den transienten äußeren Wärmeübergangsbedingungen und der Hüllrohrverformung durchgeführt. Dabei bestand die Forderung, daß die verwendeten out-of-pile-Brennstabsimulatoren bezüglich des thermischen und mechanischen Verhaltens den nuklearen Brennstäben hinreichend ähnlich sein müssen. Die Versuchsergebnisse sollten die Erstellung theoretischer Modelle bzw. die Verifikation vorhandener Rechenprogramme (SSYST) unterstützen.

Versuchseinrichtung, Versuchsdurchführung

Um dieses Versuchsvorhaben realisieren zu können, mußte eine Reihe von Neuentwicklungen durchgeführt werden, die hier lediglich aufgezählt werden: Es handelt sich um eine schnelle Komponentensteuerung und Meßdatenerfassung, das Konzept des gesteuerten Blowdownablaufes, den Brennstabsimulator, die Meßtechnik für die Zweiphasenmassenströme (TMFM) in den Ausblaseleitungen, und schließlich um die berührungslose Messung der Brennstabhüllrohrtemperatur mittels Pyrometer.

In Abb. 1 ist die Versuchsanlage COSIMA schematisch gezeigt [1]. Sie besteht aus einem Wasserkreislauf mit Umwälzpumpe, in den ein Heißwasserkessel mit Druckhalter sowie die eigentliche Blowdown-Teststrecke eingefügt sind. Dabei dient der Heißwasserkreislauf lediglich dazu, die Teststrecke auf stationäre Anfangstemperaturen aufzuheizen. Der Blowdownvorgang wird nach Freigabe computergesteuert durch Schließen der Trennventile zwischen Kreislauf und Teststrecke eingeleitet. Unmittelbar danach werden die Blowdownventile in den Abblaseleitungen geöffnet. Durch Schnellsteuerventile in den beiden Abblaseleitungen wird der Ausströmvorgang des in der Teststrecke unter Druck stehenden heißen Wassers in den Kondensationsbehälter beeinflusst. Abhängig von der jeweiligen Freigabe der Abströmquerschnitte und von den Enthalpieverhältnissen in den beiden Kühlmittelpfaden lassen sich in der Teststrecke die gewünschten Strömungsverhältnisse einstellen, die als Ergebnis einer Primärkreisanalyse für die Reaktoranlage vorliegen. Hierbei werden die in einem wirklichen Reaktor vorhandenen Einflüsse des Primärkreises mit der Umwälzpumpe und dem Dampferzeuger auf den Strömungszustand im Reaktorkern mit berücksichtigt.

Etwa eine halbe Minute vor der Auslösung des Blowdown-Vorganges wird die Heizleistung auf den Brennstabsimulator und die ihn umgebenden acht sogenannten Wandheizstäbe zugeschaltet. Es bildet sich ein axiales Temperaturprofil im Kühlmittel längs der Teststrecke aus, während durch das radiale Temperaturprofil Speicherwärme in den Brennstabsimulator eingebracht wird. Die transiente Freigabe dieser Speicherwärme durch Wärmeleitung in den Keramikpellets und dem sich verändernden Gasspalt an das Brennstabhüllrohr und weiter an das Kühlmittel ist auf das Brennstabverhalten während des Blowdown von entscheidender Bedeutung. Die Nachbildung der nuklearen Nachwärmeleistung in den Brennstäben ist im Vergleich dazu von etwas geringerer Bedeutung; sie wird in COSIMA gleichzeitig zur Korrektur der etwas zu kleinen Wärmespeicherung in den Brennstabsimulatoren benutzt.

Untersuchungsprogramm, Versuchsmatrix

Das Untersuchungsprogramm sah zunächst vor, das Brennstabverhalten unter den Bedingungen heiß- und kaltseitiger Bruchlagen von Druckwasserreaktoren unter Berücksichtigung verschiedener Bruchgrößen zu untersuchen. Es wurde aber rasch klar, daß nur bei großen Bruchquerschnitten (sog. 2F-Brüche) eine so schnelle Druckabsenkung im Primärkreislauf erreicht wird, daß eine im Sinne der Untersuchung interessante Verformung der Hüllrohre (im Sinne eines

mehr oder weniger ausgeprägten Aufblähens) entstehen kann. Daher konzentriert sich das Untersuchungsprogramm ganz auf die 2F-Brüche, und zwar wegen der höheren Priorität und der besseren Simulationsmöglichkeit in COSIMA, auf 2F-Brüche im kalten Strang.

In Tab. 1 ist die COSIMA-Versuchsmatrix dargestellt. Sie zeigt, daß infolge der angesprochenen z.T. schwierigen und anspruchsvollen Neuentwicklungen etwa 40 Vorversuche durchgeführt werden mußten. Danach wurden bisher etwa 100 Hauptversuche gefahren, wovon ungefähr die Hälfte störungsfrei abgelaufen ist. Damit liegt ein großes Versuchsmaterial zur Auswertung vor, die z.Z. mit den Rechenprogrammen RELAP 4 Mod 6 und SSYST 2 noch durchgeführt wird.

Zusätzlich zum ursprünglichen Versuchsprogramm wurde in COSIMA im Zusammenhang mit den LOFT-Experimenten in den USA der Einfluß von außen auf den Hüllrohren befestigten Thermoelementen auf die Hüllrohrtemperaturmessung untersucht. Zu diesem Zweck standen zwei Brennstabsimulatoren zur Verfügung, die bei EG&G in Idaho, USA, mit einer LOFT-typischen Thermoelementinstrumentierung versehen und mit dem Verhalten nicht instrumentierter Stäbe unter den gleichen thermohydraulischen Randbedingungen verglichen werden. Die Versuchsparameter werden iterativ so festgelegt, daß trotz ausreichend hoher Hüllrohrtemperaturen (um mit den Pyrometern messen zu können) die resultierenden Hüllrohrverformungen vernachlässigbar klein blieben. Es wurde erwartet, daß dann bei Wiederholung eines Versuches mit demselben Brennstabsimulator sich wieder dieselben Hüllrohrtemperaturverläufe einstellen würden. Diese Erwartung erfüllte sich nicht wegen des zunächst unberücksichtigt gebliebenen Effektes der "Fuel Relocation":

Da in den Brennstabsimulatoren von COSIMA keramische Ringpellets Verwendung finden, die ähnlich dem nuklearen Brennstoff beim Durchfahren von thermischen Zyklen durch Ribbildung zur Desintegration neigen, wurde die systematische Untersuchung der sich einstellenden räumlichen Umlagerungen der Pelletbruchstücke innerhalb des Hüllrohres und ihrer Auswirkungen auf die thermischen Eigenschaften des Brennstabes notwendig.

Zusätzlich wurde die Variation weiterer Stabparameter in das Versuchsprogramm mit aufgenommen, deren isolierter Einfluß für die Code-Verifikation von Bedeutung ist.

Stand der Arbeiten

Wie der Versuchsmatrix (Tab. 1) entnommen werden kann, ist dieses Versuchsprogramm weitgehend abgearbeitet. Mit dem Abschluß des Programms wird bis Herbst 1982 gerechnet. Danach soll COSIMA noch einige Zeit für eine eventuelle Wiederinbetriebnahme zur Verfügung gehalten werden.

Ergänzend zu den experimentellen Arbeiten wird eine theoretische Auswertung der Versuche mit den Rechenprogrammen RELAP 4 Mod 6 und SSYST 2 durchgeführt, die bis Ende 1982/Anfang 1983 abgeschlossen sein wird. Hierbei ist die modellmäßige Erfassung der "Fuel Relocation" mit einzubeziehen.

Wesentliche Ergebnisse

Untersuchungen zum Wärmeübergang:

In Abb. 2 sind für den COSIMA-Referenzversuch 44 gemessene und gerechnete Hüllrohrtemperaturkurven einander gegenübergestellt. Es handelt sich um einen typischen Temperaturverlauf für einen kaltseitigen 2F-Bruch eines DWR Typ Biblis A. Man erkennt, daß trotz der in diesem Falle sich einstellenden mehrfachen Umkehr der Strömungsrichtung des Kühlmittels im Teststreckebereich eine recht gute Nachbildung mit RELAP möglich ist. Natürlich gelingt diese Nachbildung nicht in allen Fällen gleich gut. Die Ursache liegt dann aber nach dem jetzigen Stand der Analysen entgegen früheren Vermutungen nicht wesentlich im Bereich der Wärmeübergangsbeziehungen im Zusammenhang mit der vorübergehenden Stagnation des Kühlmittels, sondern in der unzulänglichen Modellierung der Phasentrennungsvorgänge in den Kühlmittelpfaden; hierdurch werden die Leckmassenströme und die Massenströme durch die Teststrecke fehlerbehaftet wiedergegeben.

Untersuchungen zur Hüllrohrdehnung:

Abb. 3 zeigt für den COSIMA-Versuch 46 zusätzlich zu einem charakteristischen Hüllrohrtemperaturverlauf auch noch die Verläufe der Drücke inner- und außerhalb des Hüllrohres und die resultierende Hüllrohrverformung entlang des Stabes. Die Nachrechnungen mit SSYST haben gezeigt [1], daß wegen der starken Abhängigkeit der Verformungsprozesse von der Temperatur die resultierenden Hüllrohrverformungen in der Blowdown-Phase eines KVS vom Rechenprogramm nur qualitativ, nicht aber quantitativ gut wiedergegeben werden können. Da Hüllrohrverformungen aber generell nur bei unrealistisch hohen Stableistungen

und Innendrücken erzwungen werden konnten, treten diese Experimente zur Hüllrohrdehnung in ihrer Bedeutung gegenüber den Experimenten zum Wärmeübergang und zu den im folgenden beschriebenen Einzeleffekten zurück.

Untersuchung zu LOFT-Thermoelementen:

In Abb. 4 ist die LOFT-typische Thermoelement-Instrumentierung der Hüllrohre dargestellt. Abb. 5 zeigt einen Vergleich verschiedener Meßfälle mit der sog. COSTRA-Transienten, die etwa einem kaltseitigen 2F-Bruch eines DWR entspricht. Die oberste Kurve ist mit einem nicht instrumentierten Stab gewonnen, die mittlere Kurve wurde mit dem Pyrometer an einem instrumentierten Hüllrohr, die untere Kurve mit einem am Stab angebrachten LOFT-typischen Thermoelement gemessen. Man erkennt, daß im Bereich des Wiederbenetzens die Hüllrohre mit den Thermoelementen zu optimistische Ergebnisse erhalten werden /2/.

Um diese ersten Aussagen in einer besseren Annäherung der thermohydraulischen Randbedingungen an die bei LOFT (Versuch L2-3) vorliegenden Verhältnisse überprüfen zu können, wurde ein spezielles Steuerprogramm für COSIMA entwickelt. Abb. 6 zeigt das zugehörige Ventilsteuerprogramm mit einer qualitativen Angabe der zugehörigen Strömungszustände im Teststreckenbereich. In Abb. 7 sind wiederum verschiedene Meßfälle mit diesem Steuerprogramm einander gegenübergestellt. Die oberste Kurve wurde wieder mit einem nicht instrumentierten Stab erhalten. Die mittlere Kurve stellt das Meßergebnis des Pyrometers an einem instrumentierten Stab dar, die untere Kurve zeigt die Thermoelementmessung dicht neben dem Pyrometer-Meßfleck. Wiederum zeigt sich sehr deutlich, daß die Thermoelemente das Wiederbenetzen der Hüllrohre stark begünstigen /2/.

Diese Meßergebnisse in COSIMA und weitere damit konsistente Untersuchungsergebnisse in den USA haben inzwischen dazu geführt, daß für LOFT eine neue Thermoelementinstrumentierung entwickelt wurde, bei der die Thermoelemente in die Hülle eingebettet sind. Damit sind für die weiteren LOFT-Messungen wesentlich bessere Voraussetzungen für eine einwandfreie Versuchsinterpretation geschaffen worden.

Untersuchungen zur "Fuel Relocation":

In Abb. 8 ist gezeigt, daß die Reproduzierbarkeit der Hüllrohrtemperaturverläufe in COSIMA sehr gut ist. Die verbleibenden Unterschiede sind durch die

individuellen Eigenschaften der jeweiligen Simulatorstäbe bedingt. Dieser Einfluß fällt bei den Versuchen zur Fuel-Relocation weg, da ja hier derselbe Stab einer Anzahl aufeinanderfolgender Blowdown-Zyklen ausgesetzt wird. In Abb. 9 sind die Ergebnisse einer solchen Sequenz gezeigt. Mit jedem weiteren Zyklus werden bei sonst gleichen Bedingungen immer niedrigere Hüllrohrtemperaturen erreicht, weil durch die Umlagerung der Pelletbruchstücke im Hüllrohr der Gasspalt zwischen Pellet und Hülle immer mehr geschlossen wird, so daß die im Stab gespeicherte Wärmemenge immer mehr verringert wird. Zuletzt wird in etwa ein Zustand einer "Sättigung" erreicht. Mit der Fuel-Relocation ergibt sich offenbar eine deutliche Verminderung der thermischen Belastung der Hüllrohre bei den unterstellten Störfallabläufen.

Beurteilung der Ergebnisse

Die bisher vorliegenden Ergebnisse haben zu einer Absicherung und Vertiefung der Kenntnisse über das Brennstabverhalten unter Blowdownbedingungen beigetragen.

Es konnte der Nachweis geführt werden, daß unter reaktortypischen Blowdownbedingungen (Nachwärmeleistung, Massendurchsatz, Differenzdruck) in der Blowdownphase eines Kühlmittelverluststörfalles keine Blähverformungen auftreten, die das Verhalten der Brennstäbe in der folgenden Niederdruckphase negativ beeinflussen. Es konnte ferner experimentell abgesichert werden, daß die in den verfügbaren Thermohydraulikcodes verwendeten Wärmeübergangszahlen auch bei Strömungsumkehr belastbar sind und realistische Temperaturverläufe liefern.

Alle COSIMA-Versuchsdaten sind gut dokumentiert und werden zur weiteren Überprüfung und eventuellen Verbesserung von Rechenmodellen (insbesondere von SSYST) eingesetzt. Diese theoretischen Arbeiten sind noch nicht abgeschlossen; sie zeigen aber sehr deutlich, daß bei einer Nachrechnung der COSIMA-Versuche die Hauptschwierigkeiten in den Phasentrennungsmodellen der verwendeten Thermohydraulikcodes (RELAP 4 Mod 6) liegen. Diese erscheinen zumindest für die Randbedingungen von COSIMA (kugelförmige Plena) als unzureichend, wobei der Eintritt in den unbrauchbaren Bereich bei entsprechenden Parameterveränderungen im Laufe einer Versuchsnachrechnung sehr abrupt erfolgt.

Weiteres Vorgehen

Die Versuche in COSIMA werden bis Herbst 1982 zum Thema "Fuel Relocation" fortgeführt, dann wird COSIMA stillgelegt mit der Option einer Wiederinbe-

triebnahme auf begrenzte Zeit. Die theoretischen Arbeiten sollen mindestens bis Ende 1982 weitergeführt werden, wobei Fragen der Thermohydraulik (Phasentrennungsmodelle, Wärmeübergangsbeziehungen) und der "Fuel Relocation" behandelt werden.

Literatur:

- [1] G. Class, K. Hain, R. Meyder:
Thermohydraulisch gesteuerte Blowdownversuche in der Versuchsanlage COSIMA zum DWR-Brennstabverhalten: Experimentelle und theoretische Ergebnisse
In: Sammlung der Vorträge zum Jahreskolloquium 1978 des Projektes Nukleare Sicherheit
KfK 2770, Febr. 1979, S. 65 - 87
- [2] G. Class, R. Meyder, K. Hain:
Messung der Brennstab-Hüllrohrtemperatur mit LOFT-typischen Thermo-
elementen unter Blowdown-Bedingungen in COSIMA.
In: Sammlung der Vorträge zum Jahreskolloquium 1980 des Projektes
Nukleare Sicherheit
KfK 3070, Febr. 1981, S. 253 - 283

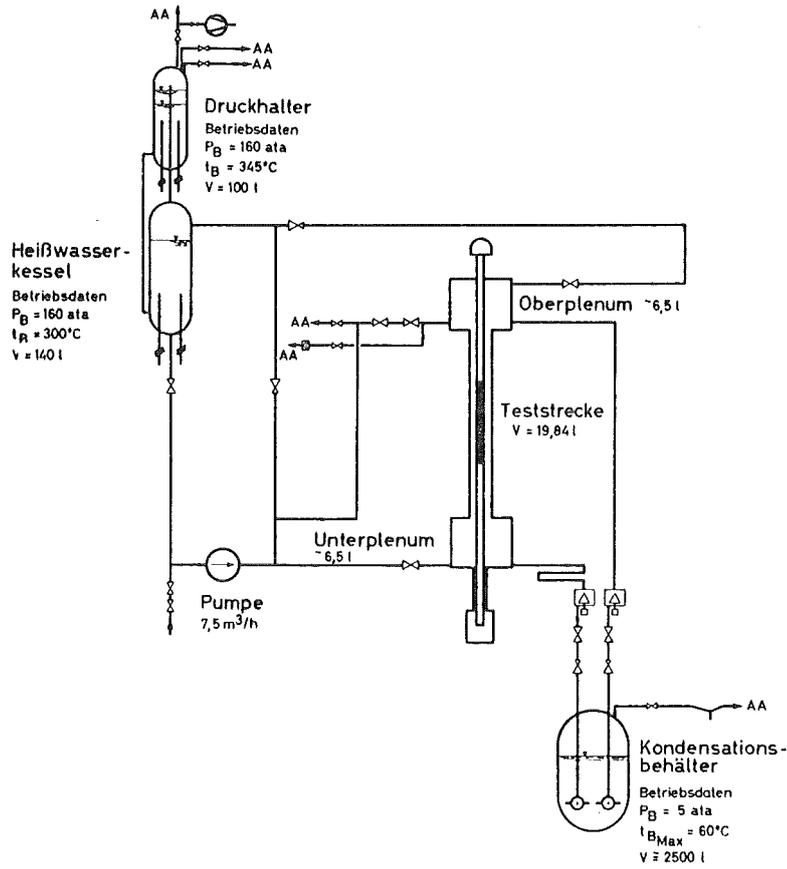


Abb. 1: Schema der COSIMA-Anlage

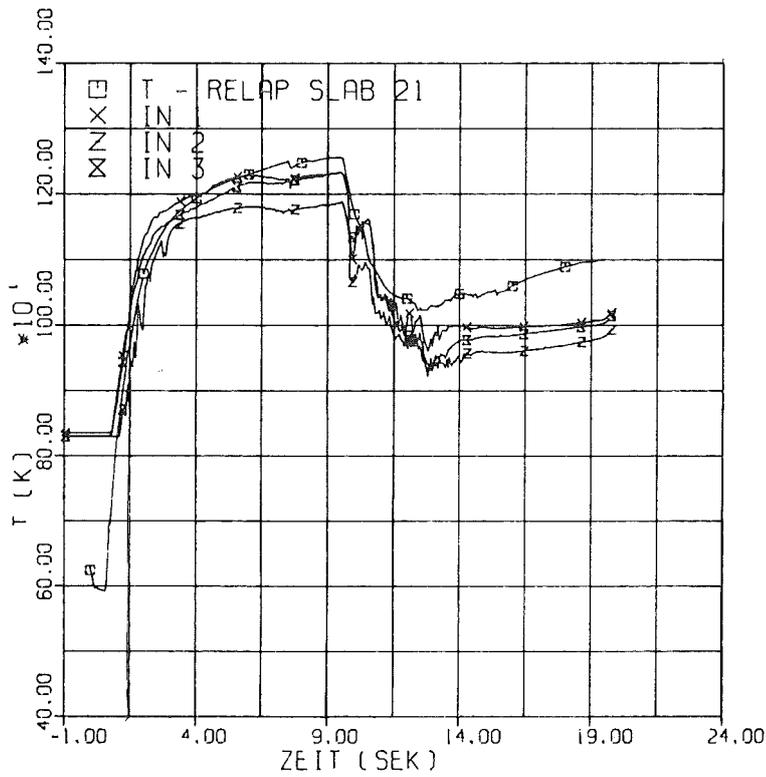
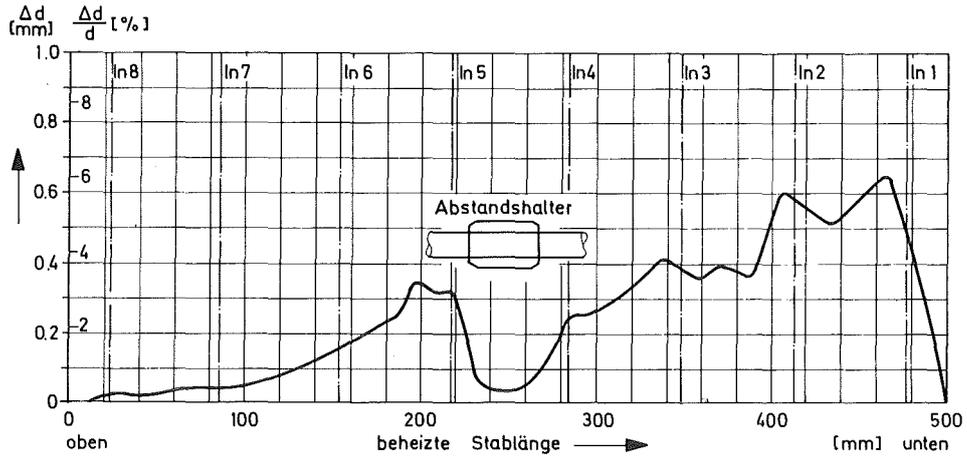


Abb. 2: Hüllrohrtemperaturen im unteren Stabbereich COSIMA-Versuch Nr. 44



Stabdehnung SIM 13, 728 W/cm
 Stabinnendruck 124 bar

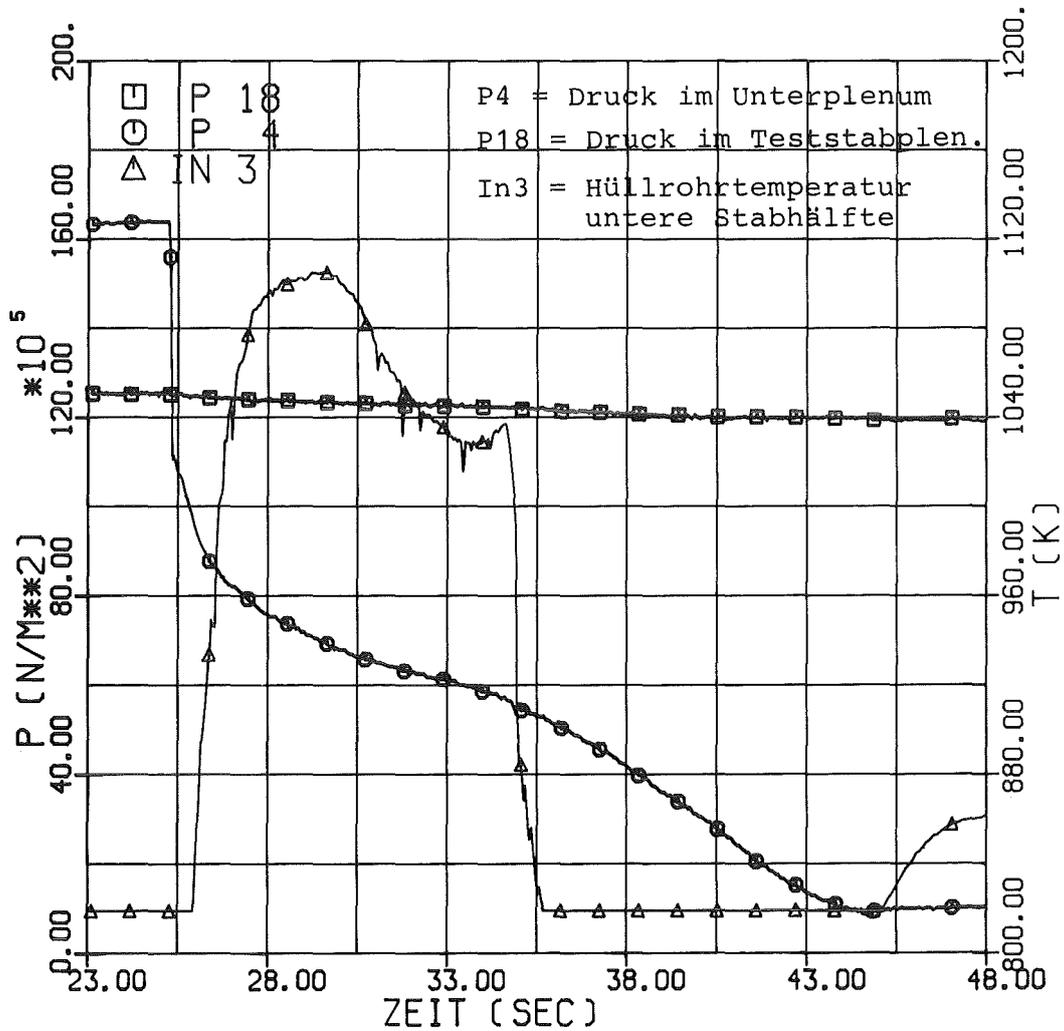


Abb.3: Blowdown Versuchsanlage COSIMA - PNS 4236
 SIM I, Al_2O_3 -Pellets, Versuch Nr. 46

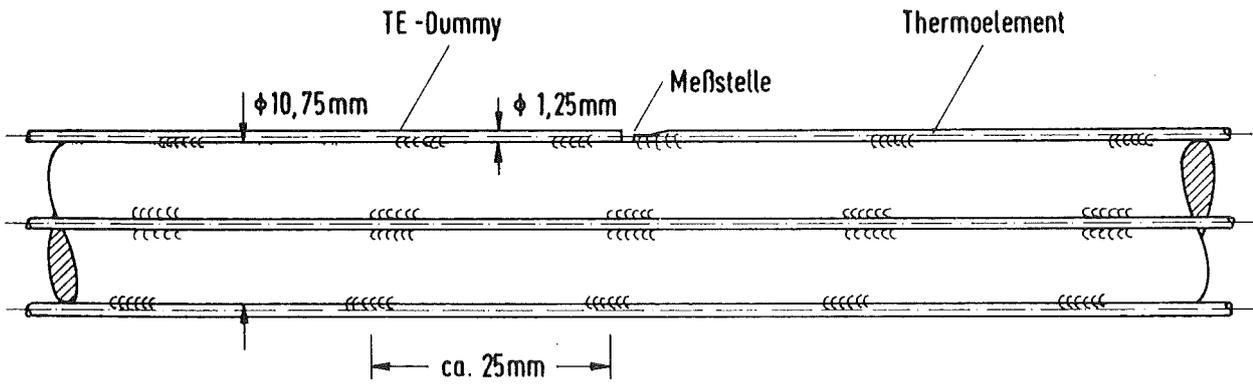


Abb. 4: LOFT-typische Thermoelement-Instrumentierung

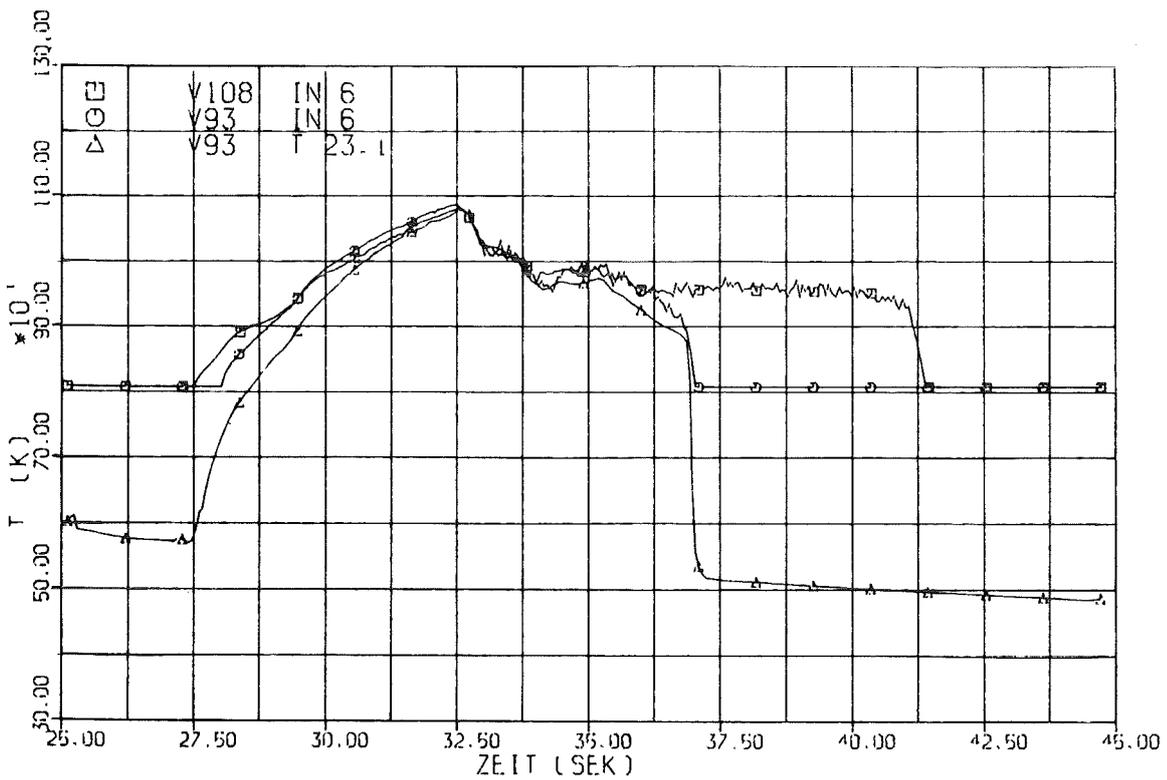


Abb. 5: Pyrometer- und TE-Temperaturen für COSTRA, Meßstelle IN6

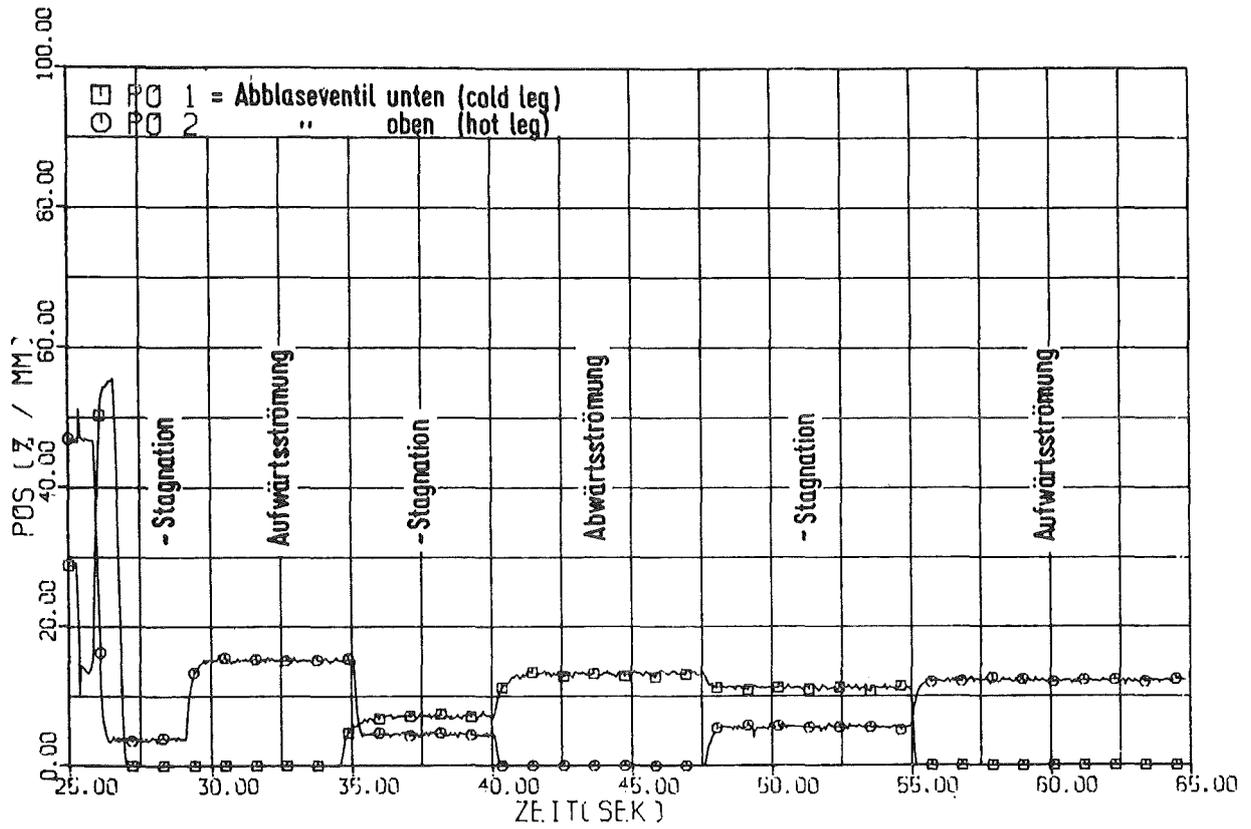


Abb. 6: Ventilsteuerprogramm für LOFTRA

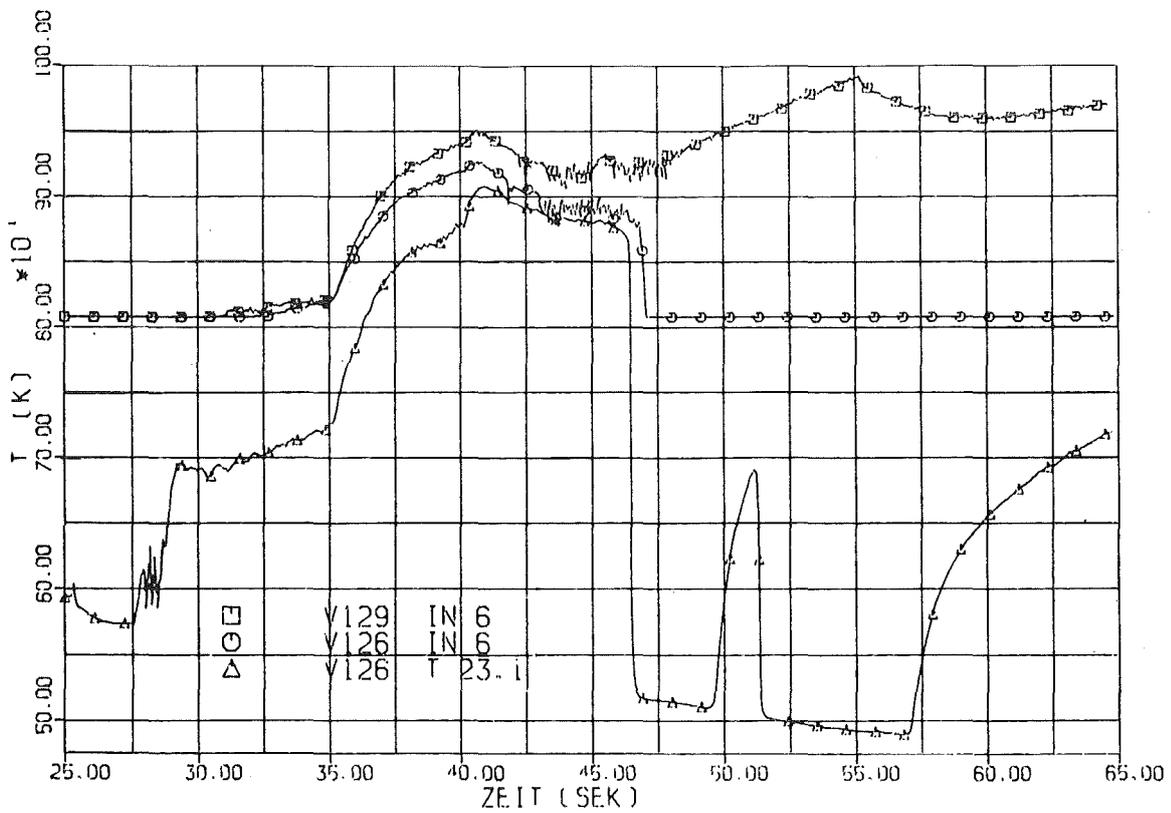


Abb. 7: Pyrometer- und TE-Temperaturen für LOFTRA, Meßstelle IN6

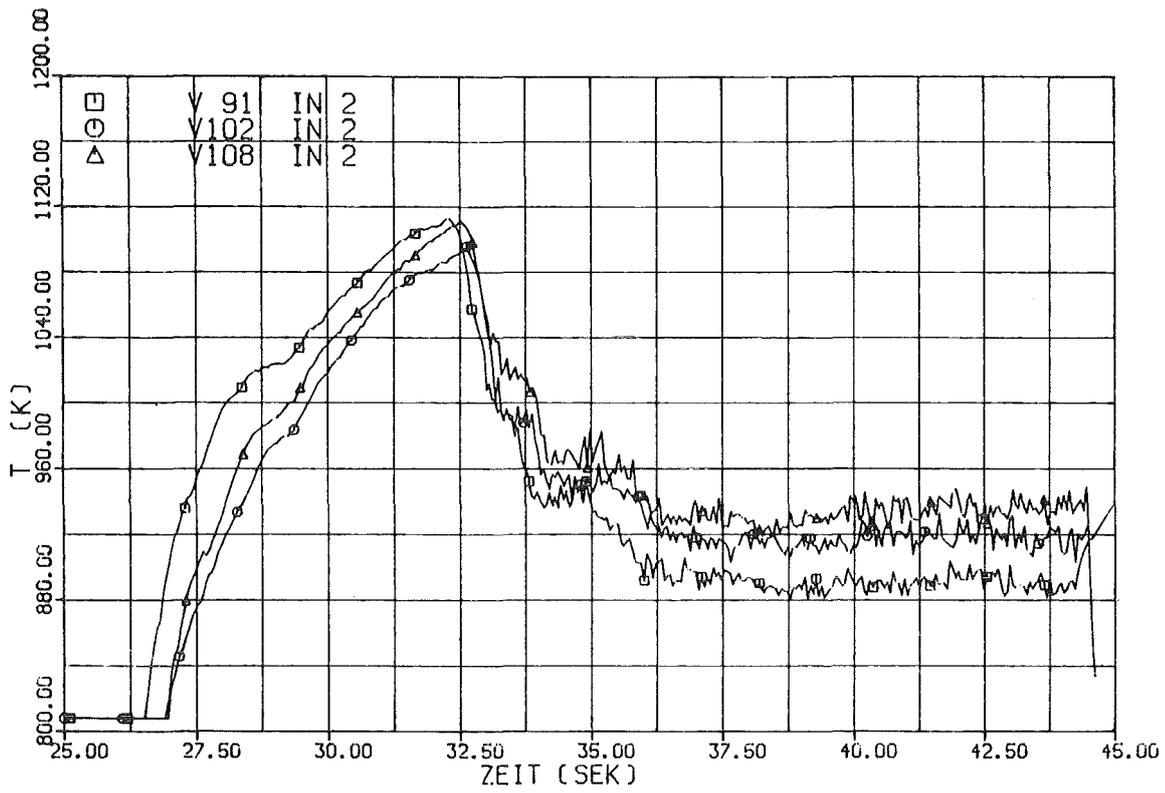


Abb. 8: Reproduktions-Versuche V91, V102, V108

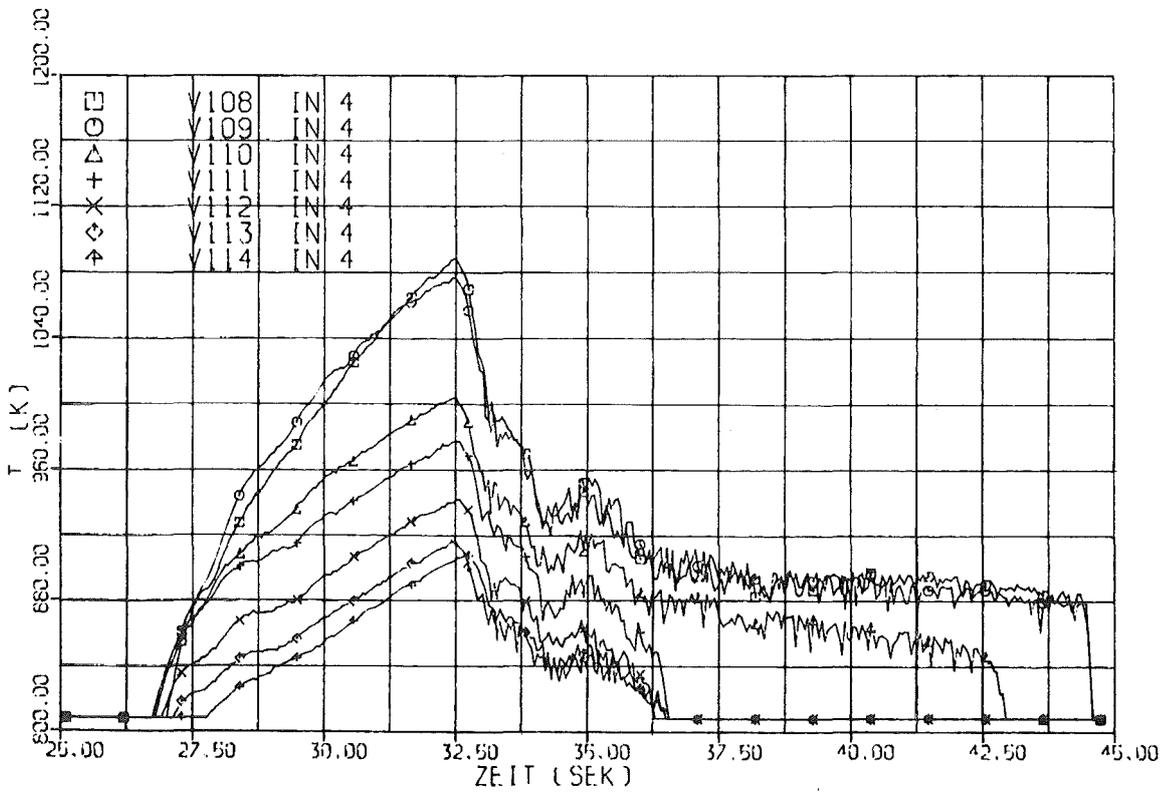


Abb. 9: Relocation-Einfluß V108-V114

Versuchs- gruppe Transiente Dauer	Vers.- Anzahl	Stab- innen- druck /bar/	lin.- Stab- leist. /W/cm/	Pellet- werk- stoff	Spalt- gas	Spalt- weite /µm/	Anzahl Stäbe	Bemerkung
Vorver- suche (2F-kalt)	41	0 - 90	0-750	Al ₂ O ₃	He	50	4	Inbetriebnahme Anlage, TMFM, Steuerung, DV Iteration 1. Steuerprogramm
Biblis-A 2F-kalt 20 s	16 2 6	30-120 30-120 --	600-750 580+700 600-680	Al ₂ O ₃ ThO ₂ WUS	He He --	50 50 --	14 2 2	gute Simulation kaltseitiger Bruchlagen V 44 = RELAP-Referenzversuch V 43,44,46 = SSYST-Referenzversuche
Biblis-A 2F-heiß 20 s	5 7	-- 30-85	650 600-700	WUS Al ₂ O ₃	-- He	-- 50	1 2	ΔP der Primärpumpen nicht simulierbar (würde Anlagenumbau erfordern)
LOFT-TE COSTRA 20 s	17 7	30-55 55	ca. 460 460	Al ₂ O ₃ Al ₂ O ₃	He He	50 50	5 5	Trans.-Iteration, min.Verformung,TE-Attrappen LOFT-Thermoelemente Einfluß Fuel Relocation erkannt
LOFTRA 40 s	6 6	ca. 50 ca. 50	ca. 550 ca. 550	Al ₂ O ₃ Al ₂ O ₃	He He	50 50	1 3	Transienten-Interaktion LOFT-Thermoelemente
Fuel- Relocation COSTRA (≈2F-kalt)	21 7 1	50-55 52 55	460 (340)460 460	Al ₂ O ₃ SiO ₂ Al ₂ O ₃	He He Ar	50 50 50	2 1 (1)	Vers.-Wiederholung bis T-Sättigung kein Pellet-Cracking Spaltgaseinfluß
20 s	6 ca.12 3 ca.10	? ca. 55 ca. 55 -	? 460 460 ?	ThO ₂ Al ₂ O ₃ Al ₂ O ₃ WUS	He He He --	50 110 50 --	2 4 1 1	Var. Pellet mit Cracking Var. Spaltweite Stablage exzentrisch α-Zahlen } Versuche noch zu fahren

COSIMA-VERSUCHSMATRIX

Tabelle 1

3.2 In-pile-Versuche im FR2-Reaktor zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlust-Störfall (KVS)

(E. Karb, L. Sepold, IT)

1. Zielsetzung

Das Verhalten von Leichtwasserreaktor-Brennstäben wurde weltweit zunächst in Out-of-pile-Versuchen mit elektrisch beheizten Brennstab-Simulatoren untersucht /1, 2, 3, 4, 5/. Zur Beurteilung der so ermittelten Versagensmechanismen war zu prüfen, ob sich unter nuklearen Bedingungen qualitativ und quantitativ gleiche Resultate ergeben. Mit dieser Zielsetzung wurden die FR2-Versuche durchgeführt /6, 7/. Die out-of-pile nicht simulierbaren nuklearen Bedingungen sind vor allem durch die nukleare Beheizung der Teststäbe mittels Spaltungswärme aus Kernbrennstoff gekennzeichnet.

2. Versuchseinrichtung, -durchführung

Die Teststäbe stimmten in ihren radialen Abmessungen mit den Brennstäben deutscher Druckwasserreaktoren der 1300-MW_e-Klasse überein, die beheizte Stablänge betrug 0,5 m. Die Temperatur der Stabhüllen wurde mit außen auf die Hülle aufgepunkteten Thermoelementen gemessen, der Stabinnendruck mittels eines über eine 6 m lange Kapillare am Spaltgasplenum angeschlossenen Druckmeßgebers.

Zur Vorbestrahlung wurden jeweils 6 Teststäbe gemeinsam auf einer Brennelement-Position des FR2-Reaktors bei Stabileistungen bis zu 450 W/cm eingesetzt.

Die Stäbe wurden dann einzeln in einem Versuchskreislauf, dessen Teststrecke im Core des FR2 angeordnet war, einer Temperaturtransiente ausgesetzt, die der sogenannten 2. Aufheizphase eines KVS entspricht. Ausgehend von einem Stationärbe-

trieb mit etwa 40 W/cm Stableistung wurde die Transiente ausgelöst durch Abschalten des Kühlmittelstroms und gleichzeitige Druckentlastung des Kühlmittels bei konstant gehaltener Stableistung. Nach Erreichen einer vorgewählten Grenztemperatur der Hülle wurde die Aufheizung durch Abschalten des Reaktors und damit der Stableistung beendet.

3. Versuchsprogramm, Testmatrix

Wegen der Zielsetzung des Vorhabens war es unabdingbar, auch vorbestrahlte Stäbe zu untersuchen; als Hauptparameter wurde daher der Abbrand variiert: Die Testmatrix, Tab. 1, zeigt zwei Serien (A, B) mit unbestrahlten Stäben und 5 Serien (C bis G 2/3) mit vorbestrahlten Stäben von 2500 bis 35000 MWd/t Abbrand. Zweiter Parameter war der Stabinnendruck mit Werten von 25 bis 125 bar bei Betriebstemperatur.

Tabelle 1: FR2-In-pile-Versuche, Versuchsmatrix

Type of Tests	Test Series	Number of Rods Irradiated	Number of Tests	Target Burnup (MWd/t ₀)	Range of Internal Pressure at Steady State Temperature (bar)
Calibration, Scoping	A	-	5	-	25 - 100
Unirradiated Rods Main Parameter: Internal Pressure	B	-	9	0	55 - 90
Irradiated Rods Main Parameter: Burnup	C	6	5	2500	25 - 110
	E	6	5	8000	25 - 120
	F	6	5	20000	45 - 85
	G1	6	5	35000	50 - 90
	G2/3	6	5	35000	60 - 125
Electrically Heated Fuel Rod Simulators Main Parameter: Internal Pressure	BSS	-	8	-	20 - 110

Die Zielsetzung verlangt natürlich auch den Vergleich mit elektrisch beheizten Prüflingen. Um dabei apparatespezifische Abweichungen, wie sie beim Vergleich mit fremden Experimenten auftreten können, weitgehend auszuschließen, wurde eine eigene Versuchsserie (BSS) mit elektrisch beheizten Simulatoren in der In-pile-Teststrecke durchgeführt, unter den gleichen thermohydraulischen Randbedingungen wie die Nuklearstabversuche. Als Parameter wurde der Innendruck variiert.

4. Stand der Arbeiten

Die Durchführung der Versuche ist abgeschlossen. Die direkt gemessenen Daten wie z.B. Bersttemperatur und -druck liegen für alle 47 Einzelversuche vor. Die Verformung der Prüflinge, die Mikrostruktur der Hüllwerkstoffe, der Brennstoffzustand und dergl., die wegen der Radioaktivität der Stäbe nur durch Nachuntersuchung in Heißen Zellen ermittelt werden können, sind noch nicht vollständig bestimmt, so daß die endgültige Auswertung noch aussteht. Damit sind die nachstehenden Ergebnisse z.T. als vorläufig zu betrachten, es wird jedoch nicht erwartet, daß die Schlußfolgerungen noch grundsätzlich geändert werden müssen.

5. Wesentliche Ergebnisse

Im Verlauf der Aufheizphase dehnten sich alle Stabhüllen radial auf der gesamten beheizten Länge, beulten im axial heißesten Abschnitt auf und barsten an der Stelle größter Umfangsdehnung (Abb. 1). Ein Beispiel für den axialen Verlauf der Umfangszunahme zeigt Abb. 2.

Die Berstdaten (Berstdruck, -temperatur und -dehnung) der FR2-Versuche mit vorbestrahlten und unbestrahlten sowie mit elektrisch beheizten Prüflingen unterscheiden sich nicht grundsätzlich (Tab.2, Abb.3 u.4) voneinander. Ein Einfluß des Ab-

brands ist nicht erkennbar. Die Berstdaten liegen alle im Streuband der Ergebnisse von Out-of-pile- und In-pile-Versuchen anderer Experimentatoren (Abb. 5 und 6). Die Ergebnisse der bisher ausgewerteten Versuchsserien sind in /8, 9, 10, 11/ ausführlich, in /6, 7, 12, 13, 14/ zusammenfassend dokumentiert.

Die bei der Vorbestrahlung in der für Leistungsreaktoren typischen Art gerissenen Brennstofftabletten (Abb. 7) zerfielen nach der radialen Dehnung der Hülle in Bruchstücke, wobei im Bereich großer Hülldeformation die Tablettenstruktur meist verloren ging (Abb. 8). Durch Nachrutschen von Brennstoffteilchen aus den darüberliegenden Stababschnitten ergab sich dabei eine z.T. deutliche Verkürzung der Brennstoffsäule. Aus Versuchen mit spezieller Instrumentierung und dem Vergleich mit Ergebnissen von unbestrahlten Prüflingen geht hervor, daß diese Brennstoffumverteilung keinen Einfluß auf die Deformation hat /6/. Es konnte auch kein Einfluß von Spaltprodukten auf die Deformation festgestellt werden /15/.

Im Hinblick auf die Zielsetzung kann zusammenfassend der Schluß gezogen werden, daß ein Einfluß der nuklearen Bedingungen auf die Mechanismen des Brennstabversagens beim KVS eines Druckwasserreaktors nicht zu erwarten ist.

6. Beurteilung der Ergebnisse

Obige Schlußfolgerung gilt zunächst nur im Rahmen der Versuchsrandbedingungen.

So ist z.B. die Vorbestrahlung der Prüflinge im FR2 bezüglich Kühlmitteldruck und -temperatur nicht leistungsreaktor-typisch. Jedoch ist der Zustand des Brennstoffs nach der Bestrahlung (Abb. 7) durchaus dem von Leistungsreaktoren vergleichbar.

Der bei den FR2-Versuchen nicht simulierte Blowdown ist für die Stabverformung unter den im Genehmigungsverfahren vorgeschriebenen Randbedingungen (keine Wiederbenetzung im Blowdown) von untergeordneter Bedeutung. Die in /16/ aus den PBF-LOCA-Versuchen, in denen nur ein Blowdown simuliert wird, abgeleitete Folgerung, daß bestrahlte Stäbe größere Dehnungen zeigen als unbestrahlte, kann nicht verallgemeinert werden.

Wie in /17/ durch Vergleich von Out-of-pile-Versuchen mit unterschiedlichem Flutungsbeginn gezeigt wurde, vergrößert die während der Aufheizung wirksam werdende Notkühlung azimutale Temperaturdifferenzen der Hülle und führt damit zu kleineren Umfangsdehnungen. Für die ohne Fluten durchgeführten FR2-Versuche wurden durch Untersuchung der Zirkaloy-Struktur beim Hülltemperatur-Maximum azimutale Temperaturdifferenzen von bis zu 80 K ermittelt, d.h. in der in /17/ genannten Größenordnung. Ein zusätzliches Fluten vor dem Bersten der FR2-Teststäbe hätte möglicherweise zu kleineren Dehnungen geführt.

Demnach wird die Gültigkeit der aus den Ergebnissen der FR2-Versuche gezogenen Schlußfolgerung, daß unter nuklearen Bedingungen die Versagensmechanismen nicht grundsätzlich von den out-of-pile bestimmten verschieden sind, durch die Versuchsrandbedingungen nicht beeinträchtigt.

7. Weiteres Vorgehen

Die Nachuntersuchung der restlichen Stäbe und die Endauswertung der Ergebnisse sollen 1982 abgeschlossen werden.

8. Referenzen

- /1/ D.O.Hobson and P.L.Rittenhouse, "Deformation and Rupture Behavior of Light-Water Reactor Fuel Cladding", USAEC Report ORNL-4727, Oak Ridge National Laboratory, October 1971
- /2/ A.A.Bauer et al., "Evaluating Strength and Ductility of Irradiated Zircaloy", Quarterly Progress Report January - March 1978, NUREG / CR-0085, BMI-2000, June 1978
- /3/ R.H. Chapman, J.M. Cathcart, and D.O. Hobson, "Status of Zircaloy Deformation and Oxidation Research at Oak Ridge National Laboratory", presented at Specialists' Meeting on the Behavior of Water Reactor Fuel Elements under Accident Conditions, September 13-16, 1976 Spatind, Norway. USERDA Report CONF-760997-2, NTIS, 1976
- /4/ H.M.Chung and T.F.Kassner, "Deformation Characteristics Of Zircaloy Cladding in Vacuum under Steam and Transient-Heating Conditions; Summary Report", ANL-77-31, NUREG/CR-0344, July 1978
- /5/ F. Erbacher et al., "Ballooning in Zircaloy Fuel Rod Cladding in a Loss-of-Coolant Accident", in *Proceedings of Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Sun Valley, Idaho, July 31 - August 4, 1977*, Report CONF-770708, Vol. 3 pp. 3-86 to 3-105, American Nuclear Society, LaGrange Park, Ill, 1977
- /6/ E.H. Karb et al., "KfK In-pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior During the Heatup Phase of a LOCA", KfK 3028, Oct. 1980

- /7/ E.H. Karb, "In-pile Tests at Karlsruhe of LWR Fuel-Rod Behavior During the Heatup Phase of a LOCA", *Nuclear Safety*, 21-1 , 26 (1980)
- /8/ L.Sepold, E.H.Karb and M.Prüßmann, "Ergebnisse der In-pile-Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim LOCA mit nicht vorbestrahlten Brennstäben", KfK 3098 (1981)
- /9/ E.H.Karb, M.Prüßmann and L.Sepold, "In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlust-Störfall, Bericht über die Versuchsserie F", KfK 2956 (1980)
- /10/ M.Prüßmann, E.H.Karb and L.Sepold, "In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlust-Störfall, Bericht über die Versuchsserie G1", KfK 3061 (1980)
- /11/ L.Sepold, E.H.Karb, M.Prüßmann, "In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlust-Störfall, Bericht über die Versuchsserie G2/3", KfK 3099 (1981)
- /12/ L.Sepold, E.H.Karb, "In-pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior under LOCA Conditions in the Karlsruhe FR2 Reactor", presented at *CSNI Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behavior in Off-Normal and Accident Conditions*, Helsinki, Finland, (1980)
- /13/ L.Sepold, E.H.Karb, " Ergebnisse der FR2-In-pile-Experimente zum LWR-Brennstabverhalten unter LOCA-Bedingungen", in *Tagungsbericht der Jahrestagung Kerntechnik '81*, Deutsches Atomforum e.V., Bonn (1981), p. 243
- /14/ E.H.Karb et al., "Results of the FR2 In-pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior", in *Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior*, ANS, Sun Valley (1981)

- /15/ P.Hofmann, J.Spino, "Can one expect low ductility failure of Zircaloy-4 tubing due to iodine-induced SCC in a LOCA transient ?" *ANS Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior*, August 2-6, 1981, Sun Valley, Idaho, USA
- /16/ J.M. Broughton, R.K.McCardell, and P.E.MacDonald, "Comparison of the Cladding Deformation measured during the Power Burst Facility Loss-of-Coolant Accident In-pile Experiments with Recent Oak Ridge National Laboratory out-of-pile Results", presented at the *Enlarged Halden Program Group Meeting on Water Reactor Fuel Performance*, Hanklo, Norway, June 14-19, 1981
- /17/ K.Wiehr, F.J.Erbacher and H.J.Neitzel, "Influence of Thermohydraulics on Fuel Rod Behavior in a LOCA" *Proceedings of the CSNI Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behavior in Off-normal and Accident Conditions*, September 1-4, 1980, Espoo, Helsinki, Finland.

TABLE 2: BURST DATA

Test No.	Cold diametral gap size μm	Burnup Gwd/t	Heatup rate at 923 K K/s	Time to burst s	Burst Temperature K	Maximum cladding temperature K	Burst pressure bars	Maximum pressure bars	Maximum total circumferential strain %	Relative volume increase of heated zone %	Calculated engineering burst stress MPa
A1.1	191	0	7,0	79	1083	1275	50	54	64	24	31,98
A1.2a)	182	0	11,5	a)		1281					
A2.1	181	0	19,0	20	1093	1323	88	100	36	47	56,43
A2.2	179	0	12,1	38	1133	1301	58	75	56	83	37,43
A2.3	184	0	13,0	55	1288	1288	25	27	35	38	15,84
B1.1	190	0	17,5	40	1173	1304	52	59	30	44	33,59
B1.2	191	0	8,7	72	1188	1283	45	55	25	39	28,99
B1.3	187	0	12,5	37	1118	1258	61	71	34	52	39,26
B1.4b)	184	0	9,3	b)		1291					
B1.5	193	0	9,2	72	1183	1282	45	58	60	98	28,65
B1.6	184	0	8,2	56	1098	1288	80	90	38	44	51,04
B1.7	191	0	11,5	41	1113	1163	61	71	34	48	39,37
B3.1	154	0	10,0	46	1098	1289	79	91	37	40	50,87
B3.2	159	0	12,1	55	1188	1284	50	61	50	69	32,13
C1	188	2,5	14,0	47	1173	1290	46	56	51	68	29,32
C2	190	2,5	12,6	58	1218	1223	30	34	39	40	19,34
C3	197	2,5	13,2	32	1022	1046	98	112	37	43	63,00
C4	197	2,5	12,1	41	1088	1284	65	81	44	66	41,95
C5	193	2,5	9,3	78	1189	1276	22	25	62	51	14,06
E1	187	8	12,5	59	1183	1282	23	26	e)	e)	14,90
E2	196	8	11,7	29	981	1272	113	129			72,71
E3	202	8	11,2	47	1133	1273	49	56			31,74
E4	200	8	11,6	35	1054	1278	72	86			46,10
E5	197	8	11,5	63	1129	1206	19	26	67	84	15,18
F1	208	20	10,6	43	1163	1289	56	72	59	76	36,22
F2	204	20	8,7	57	1166	1280	53	62	38	43	34,26
F3	198	20	10,1	57	1205	1290	42	46	27	27	27,19
F4	195	20	11,1	37	1108	1322	72	84	34	46	46,44
F5	200	20	10,1	49	1153	1279	60	72	41	60	38,75
G1.1a)	158	35	10,1	a)		1283			2	5	
G1.2c)	154	35	c)	55	1003	1282	68	75	30	32	43,86
G1.3	158	35	9,0	70	1163	1250	41	51	62	71	26,41
G1.4	150	35	6,1	58	1058	1244	83	91	33	34	53,40
G1.5c)	154	35	12,0c)	60	1053	1200	52	60	41	52	33,08
G2.1	199	35	13,6	38	1142	1225	37	41	32	20	23,71
G2.2	194	35	13,0	31	1119	1213	66	75	28	41	42,51
G3.1	145	35	12,3	55	1173	1203	33	d)	46	58	20,91
G3.2	128	35	15,4	33	1111	1213	57	74	41	77	36,55
G3.3	142	35	9,8	29	1023	1220	111	128	32	39	71,02
BSS12f)	100	-	12,2	47	1115	1262	54	72	35	73	34,77
BSS21	100	-	12,9	a)	-	1293	-	-	-	-	-
BSS22	100	-	12,9	54	1135	1293	42	59			26,81
BSS23	100	-	12,0	37	1088	1282	81	95	e)	e)	51,95
BSS24	100	-	12,6	51	1231	1245	25	26			16,04
BSS25	100	-	12,3	31	1020	1301	106	120	29	35	67,67
BSS26	100	-	12,1	34	1068	1290	89	109	e)	e)	56,96
BSS28	100	-	12,6	61	1240	1296	20	22	34	23	13,08

a) Rod leaked; no burst

b) No internal overpressure; no burst

c) Abnormal heatup; burst during temperature plateau

d) Rod leaked; no max. pressure

e) Not yet determined (status Sept. 1981)

f) Electrically heated fuel rod simulators

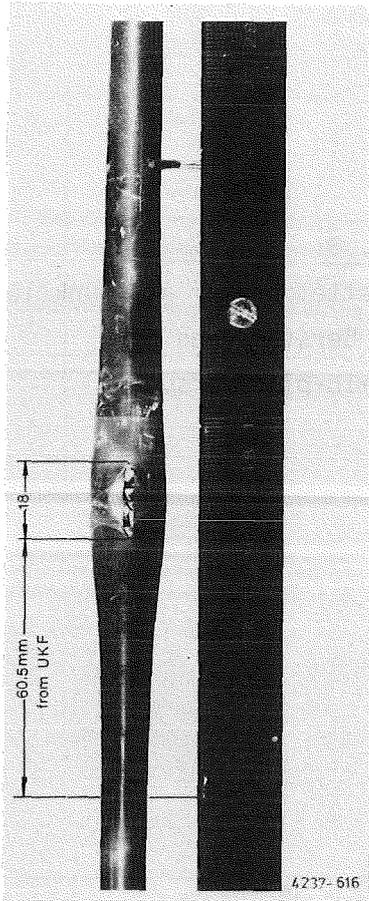


Abb. 1:
Ansicht der Beulstelle,
Versuchsstab C5

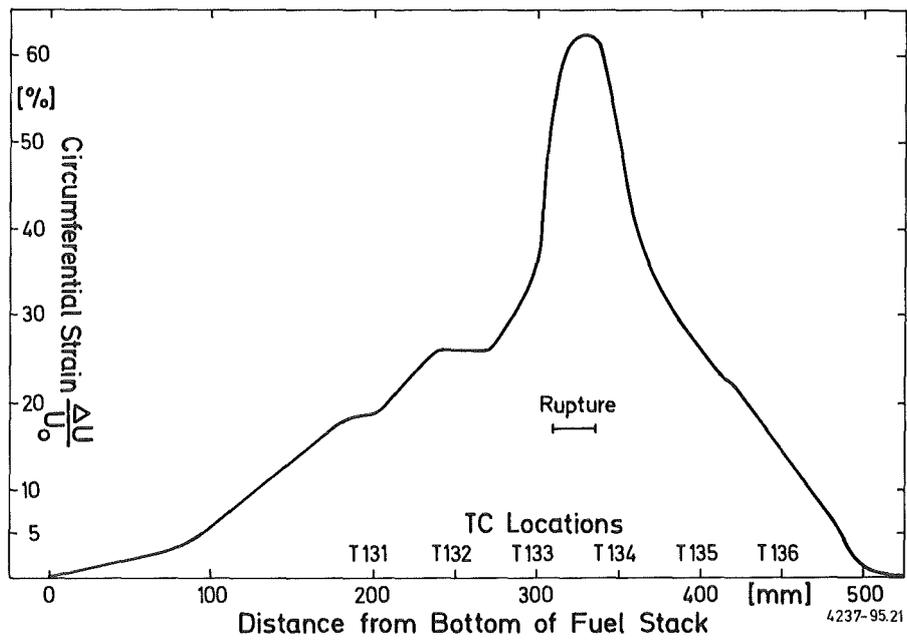


Abb. 2: Axiales Dehnungsprofil, Versuch G1.3

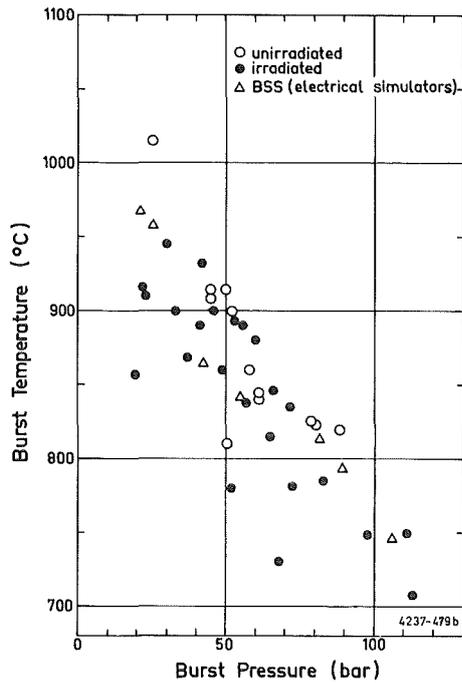
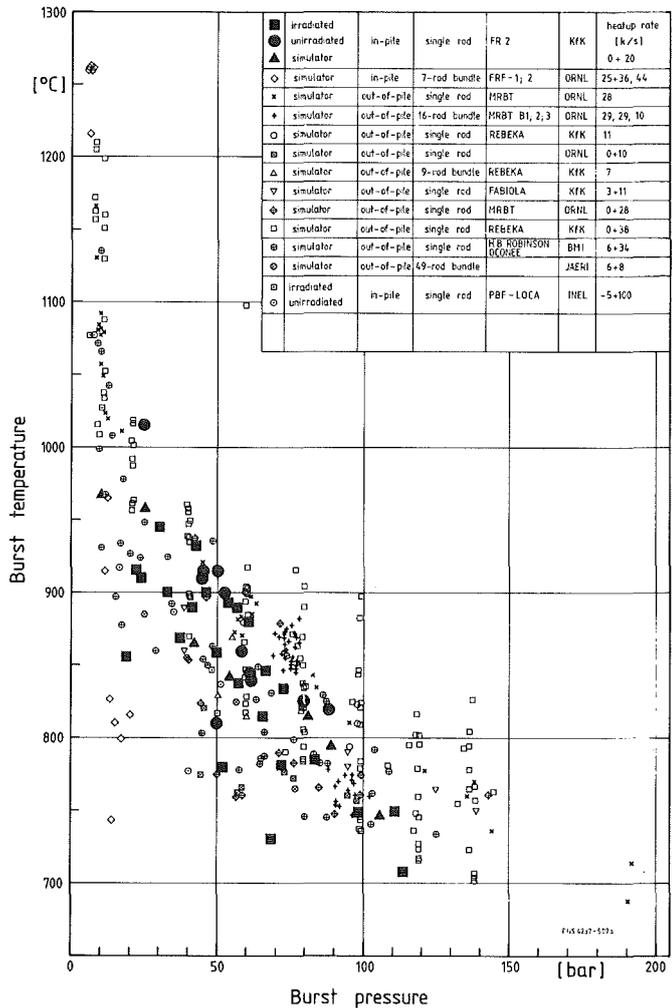


Abb. 3:
Bersttemperatur als Funktion
des Berstdruckes der
FR2-In-pile-Versuche

Abb. 5:
Bersttemperatur als Funktion
des Berstdruckes verschiedener
LOCA-Versuche



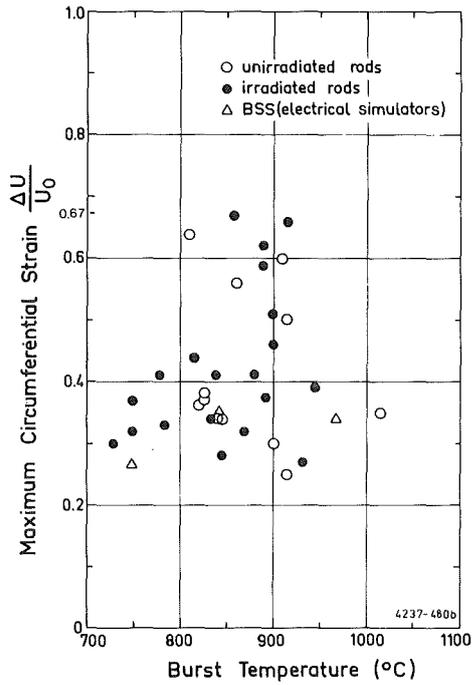


Abb. 4:
Umfangszunahme als Funktion
der Bersttemperatur der
FR2-In-pile-Versuche

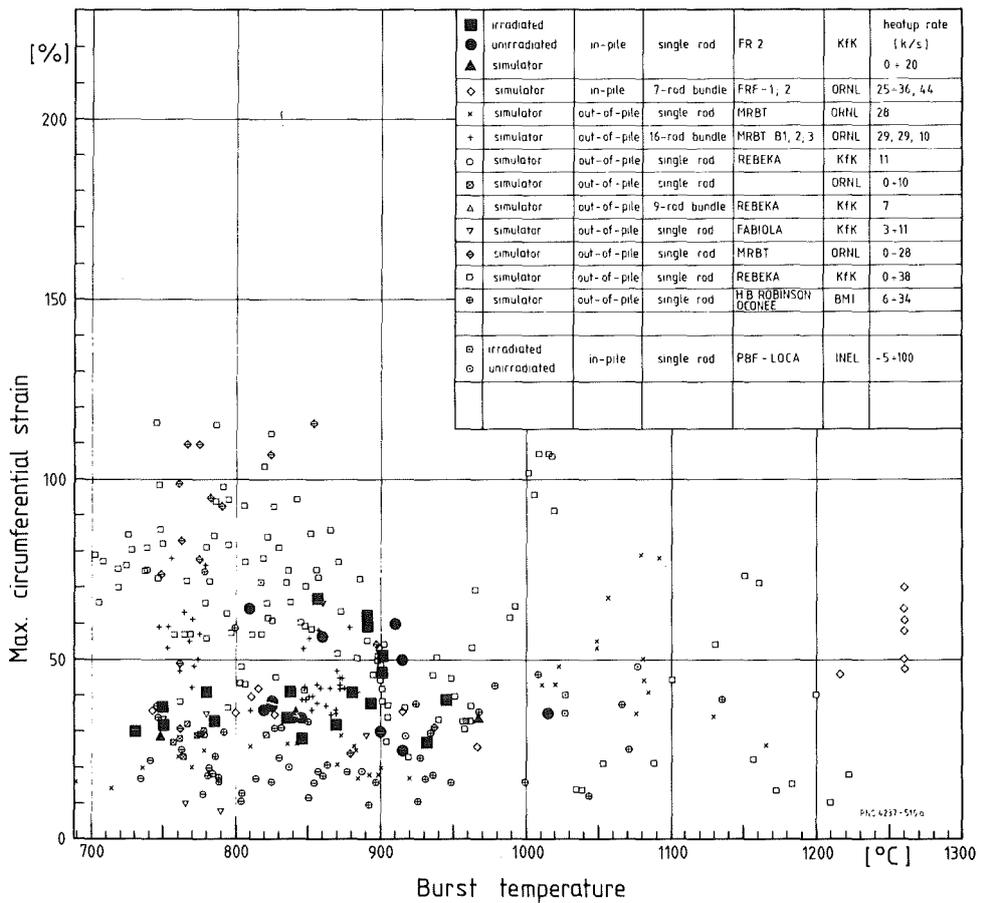


Abb. 6: Umfangszunahme als Funktion der Bersttemperatur
verschiedener LOCA-Versuche

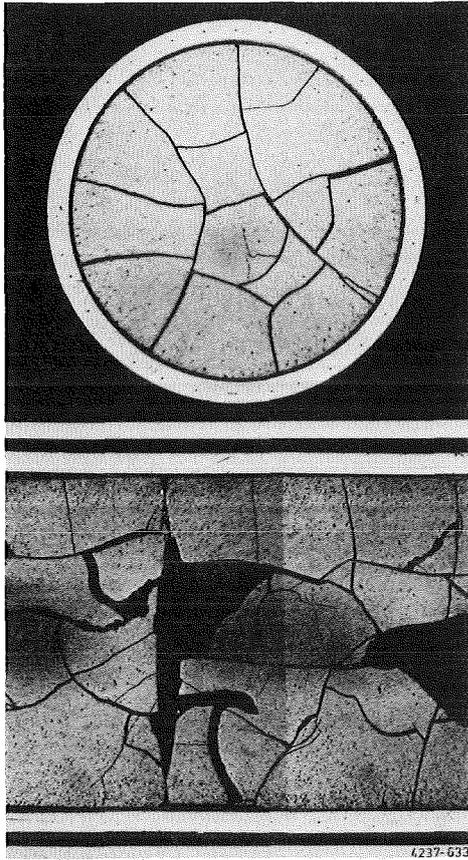


Abb. 7:
Querschnitt und Längsschnitt
des Versuchsstabs F6 nach der
Bestrahlung (Abbrand: 20000 MWd/t)

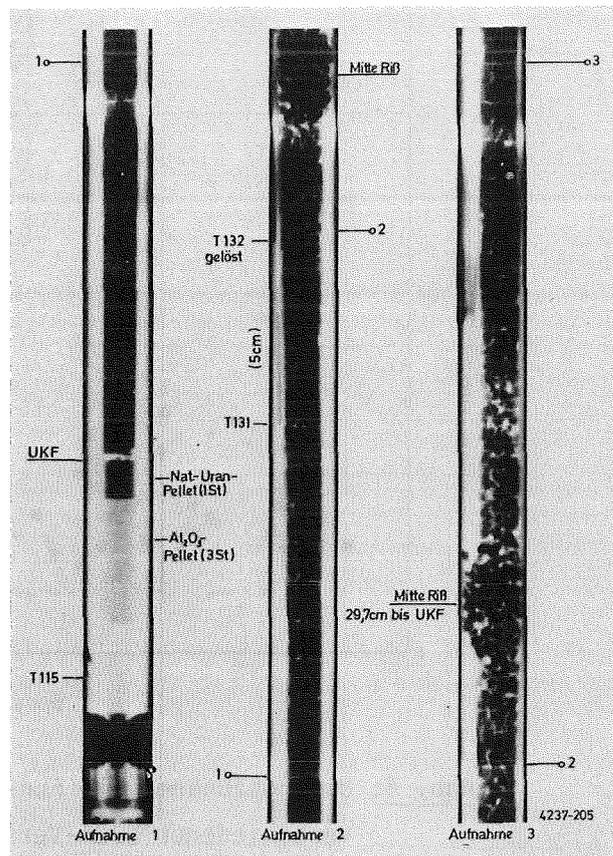


Abb. 8:
Neutronenradiografie des
Stabs G 3.3 nach dem Versuch

3.3 Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden Zircaloy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung (REBEKA-Program)

(F. Erbacher; K. Wiehr; IRB)

1. Zielsetzung

Die übergeordnete Zielsetzung ist die Erarbeitung experimenteller Informationen über den Aufblähvorgang von Zircaloyhüllrohren und die Kühlkanalversperrung während der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles. Die Experimente werden out-of-pile unter verschiedenen transienten Randbedingungen mit verkürzten Einzelstäben und mit voller Länge durchgeführt. Die Einzelzielsetzung ist Abb. 1 zu entnehmen.

2. Untersuchungsprogramm

Das Versuchsprogramm mit Einzelstäben deckt einen weiten Parameterbereich ab.

- Rampentests: 1 - 30 K/s
 - Kriechbersttests: Temperaturplateau zwischen 700 - 1200 °C
- Für beide Versuchstypen gilt: Innendruckbereich 20 - 140 bar sowie Dampf- und Inertgasatmosphäre.

Die Bündeltests in 5x5 und 7x7 Anordnung werden mit ausgewählten Parametern durchgeführt:

Stableistung in Stabmitte 20 W/cm, axiales Leistungsprofil, Stabinnendruck 70 bar, Systemdruck 4 bar, Hüllrohrtemperatur bei Flutbeginn 750 - 850 °C, Zwangsfluten mit etwa 3 cm/s kalter Flutrate und 130 °C Flutwassertemperatur.

3. Versuchseinrichtungen und Versuchsdurchführung

Wesentliche Voraussetzung für die Durchführung der Versuche war die Entwicklung eines geeigneten elektrisch beheizten Brennstab-simulators /1,2/. Abb. 2 und 3 zeigen den Aufbau des Simulators sowie seine Auslegungskriterien.

Abb. 4 zeigt schematisch den Aufbau des Prüfstandes für Einzelstabuntersuchungen. Das den Simulator umgebende Inconelrohr dient

sowohl als Dampf führungsrohr als auch zur Simulation der thermischen Umgebung (kalt bis temperaturgleich mit Zry-Hülle). Die Hüllrohrverformung wird mit 25 Bildern/s aufgezeichnet.

Abb. 5 stellt stark vereinfacht den Aufbau des Bündelprüfstandes dar. Das 49-er Versuchsbündel ist mit etwa 150 Thermoelementen und 49 Druckmeßgebern instrumentiert. Etwa 40 weitere verschiedene Meßgeräte dienen zur Kreislaufinstrumentierung. Sämtliche Meßdaten werden mittels einer durch einen Rechner PDP11/03 gesteuerten Meßdatenerfassungsanlage 10 mal in der Sekunde erfaßt. Abb. 6 zeigt die zu simulierenden Randbedingungen zusammen mit den Bündelversuchsdaten.

4. Wesentliche Ergebnisse

Deformationsverhalten von Einzelstäben

Es konnte ein eindeutiger Zusammenhang zwischen der Berstumfangsdehnung bei Zircaloyverformung in der α -Phase und der Temperaturverteilung auf dem Hüllrohrumfang gefunden werden (Abb. 7). Die Ursache für unterschiedliche Temperaturverteilungen auf dem Hüllrohrumfang liegt in unterschiedlichen äußeren Kühlbedingungen im Zusammenwirken mit einem exzentrischen Spalt zwischen Pelletssäule (Wärmequelle) und Zircaloyhülle. Kleine azimutale Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohr verursachen eine gleichmäßige Abnahme der Hüllrohrwandstärke und dadurch relativ große Umfangsdehnungen. Große azimutale Temperaturunterschiede während der Verformung führen zu einer bevorzugten Wandstärkenabnahme nur auf dem heißesten Teil des Umfangs des Hüllrohres und damit zu relativ niedrigen Berstumfangsdehnungen.

Wenn sich die Verformung unter derartigen azimutalen Temperaturverteilungen ausbildet, wird dieser Vorgang von einer Hüllrohrverbiegung begleitet, die sich so auswirkt, daß sich der Spalt zwischen Pelletsäule und Hülle auf der heißen Seite schließt und auf der gegenüberliegenden kalten Seite öffnet. Dies führt zu einer Vergrößerung der Exzentrizität und wirkt daher als Verstärker für eine sich vergrößernde azimutale Temperaturdifferenz (Abb. 8).

Die Größe der azimutalen Temperaturdifferenzen auf dem Hüllrohr-

umfang ist daher die ausschlaggebende Einflußgröße für die Hüllrohrdehnung und die Kühlkanalversperrung beim Kühlmittelverluststörfall.

Zur Berechnung der Berstumfangsdehnung wurde ein Rechenmodell entwickelt, welches den Einfluß der Aufheizgeschwindigkeit und der Oxidation auf die Hüllrohrverformung berücksichtigt /3,4/ (Abb. 9).

Zur Überprüfung dieses Berstkriteriums und Deformationsmodells wurden transiente Einzelstabversuche durchgeführt, bei denen im Interesse definierter Randbedingungen sowohl der Stabinnendruck als auch die Aufheizrate während des Versuchs konstant gehalten wurde. Als Kühlmedium diente leicht überhitzter Wasserdampf. Das Umgebungsrohr wurde mit der gleichen Geschwindigkeit wie die Zircaloyhülle des Brennstabsimulators aufgeheizt, um Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohr klein zu halten. Die untersuchten Zircaloyhüllrohre entsprachen der KWU-Spezifikation der DWR-Hüllrohre.

Abb. 10 zeigt die Bersttemperatur von Zircaloyhüllrohren in Abhängigkeit vom Berstdruck. Aufgrund der guten Übereinstimmung zwischen experimentellen Daten und theoretischer Vorhersage kann erwartet werden, daß mit Hilfe des entwickelten Berstkriteriums die Zahl der defekten Brennstäbe bei einem Kühlmittelverluststörfall mit hinreichender Genauigkeit ermittelt werden kann.

Abb. 11 zeigt die Berstumfangsdehnung in Abhängigkeit von der Bersttemperatur. Das Diagramm verdeutlicht den starken Einfluß der Aufheizrate auf die Berstdehnung. Im α -Bereich steigt die Berstumfangsdehnung mit kleiner werdender Aufheizrate, im β -Bereich nimmt die Berstdehnung mit kleiner werdender Aufheizrate ab. Diese Umkehr des Dehnungsverhaltens im β -Bereich in Abhängigkeit von der Aufheizrate ist auf den Einfluß der Oxidation des Zircaloy zurückzuführen. Die relativ großen Dehnungen von über 100 % gelten jedoch nur für annähernd gleiche Temperaturen auf dem Hüllrohrumfang.

Deformationsverhalten und Kühlkanalversperrung im Stabbündel

In der REBEKA-Versuchsanlage wurden bislang 4 Bündelversuche mit 25-er Stabbündeln voller Länge bei repräsentativen Notkühlbedingungen durchgeführt. Die Ergebnisse sind in Abb. 12 zusammenfassend dargestellt.

Der dominierende Einfluß der Thermohydraulik auf das Verformungsverhalten von Zircaloyhüllrohren im Bündel konnte nachgewiesen werden /5/. Je intensiver die Kühlung während der Verformung ist, desto stärker bilden sich azimutale Temperaturverteilungen aus, desto geringer sind die sich entwickelnden Berstumfangsdehnungen der einzelnen Brennstabhüllen und umso niedriger ist die daraus resultierende Kühlkanalversperrung. Es konnte gezeigt werden, daß das Vorhandensein eines thermodynamischen Ungleichgewichts in der Zweiphasenströmung im Zusammenspiel mit den Abstandshaltern zu einer Verschiebung der Dehnungsmaxima in Strömungsrichtung zu den nächst höher gelegenen Abstandshaltern hin führt und axial ausgedehnte Hüllrohrverformungen verhindert (Abb. 13).

Die Erwartungen durch Anwesenheit eines kalten Regelstabführungsrohres im Bündelverband geringere Berstumfangsdehnungen und Kühlkanalversperrungen zu erhalten als bei einem Versuch unter gleichen thermohydraulischen Randbedingungen, jedoch ohne Regelstabführungsrohr, konnten vom Bündelexperiment REBEKA 4 nicht bestätigt werden. Ursache hierfür waren mechanische und thermohydraulische Wechselwirkungen zwischen den Stäben /6/.

Die Befürchtung, daß Kühlkanalversperrungen auftreten könnten, die zu völliger Kühlkanalblockade durch koplanares Dehnen der Hüllen führen könnte, konnte entkräftet werden. Basierend auf den bisherigen REBEKA-Ergebnissen konnte gezeigt werden, daß durch eine statistisch physikalisch bedingte Streuung der maximalen Dehnungen keine unkühlbaren Bündelgeometrien auftreten.

Die Berstdaten aller in-pile Versuche (Bersttemperatur, Berstdruck, Berstdehnung) liegen im Streubereich der out-of-pile Ergebnisse des REBEKA Vorhabens /7/).

5. Zusammenfassung und Schlußfolgerung

Die wesentlichen bislang erarbeiteten Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- das Deformationsverhalten von Zircaloyhüllrohren ist experimentell untersucht und kann modellmäßig beschrieben werden
- die Bersttemperatur der Brennstäbe beim Kühlmittelverluststörfall kann zur Ermittlung der Zahl der geborstenen Stäbe mit hinreichender Genauigkeit berechnet werden
- die Berstumfangsdehnung der Zircaloyhüllrohre wird entscheidend durch ungleichförmige Temperaturverteilungen auf den Hüllrohren bestimmt
- im Falle ungleichförmiger Temperaturverteilungen bleiben die maximalen Dehnungen auf Heißstellen begrenzt, wodurch große und ausgedehnte Umfangsdehnungen verhindert werden
- die sich beim Fluten verstärkt ausbildende Kühlwirkung des Zweiphasengemisches vergrößert axiale und azimutale Temperaturdifferenzen auf dem Hüllrohr und trägt auf diese Weise zur Begrenzung ausgedehnter und großer Dehnungen bei
- die experimentell festgestellten maximalen Kühlkanalversperrungen im Stabbündel betragen etwa 60 %.
- es liegen bisher keine Hinweise vor, daß derartige Kühlkanalversperrungen zu einer Beeinträchtigung der Notkühlung führen.

6. Weiteres Vorgehen

- Einzelstabversuche an verkürzten Brennstabsimulatoren zur Weiterentwicklung und Verifizierung des Berstkriteriums und Deformationsmodells (hoher Temperaturbereich, stilisierte Temperaturtransiente mit Temperaturplateau, Heliumatmosphäre)
- theoretische Arbeiten zur Weiterentwicklung und Fertigstellung des Deformationsmodells (Berstkriterium)
- 7x7 Stabbündelversuche mit Fluten und Verwendung von Brennstabsimulatoren mit cosinusförmigem, axialen Leistungsprofil zur Untersuchung des Einflusses der Bündelgröße, mechanischer und thermohydraulischer Stab- zu Stab Wechselwirkung sowie mehrerer Regelstabführungsrohre.

7. Literaturverzeichnis

- /1/ K. Wiehr, F. Erbacher, U. Harten, W. Just, H.J. Neitzel, P. Schäffner, H. Schmidt; "Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles" PNS Jahreskolloquium 1977, KfK 2570, Dez. 1977
- /2/ F. Erbacher, H.J. Neitzel, K. Wiehr; "Studies on Zircaloy Fuel Clad Ballooning in a LOCA, Results of Burst Tests with Indirectly Heated Fuel Rod Simulators" STP 681 Proceedings of the ASTM Fourth International Conference on Zirconium in the Nuclear Industry, June 26-29, 1978.
- /3/ H.J. Neitzel, H.E. Rosinger; "The Development of a Burst Criterion for Zircaloy Fuel Cladding under LOCA conditions" KfK 2893, AECL-6420, October 1980
- /4/ F. Erbacher, H.J. Neitzel, H. Rosinger, H. Schmidt, K. Wiehr; "Burst Criterion of Zircaloy Fuel Claddings in a LOCA" Proceedings of the ASTM Fifth International Conference on Zirconium in the Nuclear Industry, August 4-7, 1980, Boston Massachusetts, USA
- /5/ K. Wiehr, F. Erbacher, H.J. Neitzel; "Influence of Thermohydraulics on Fuel Rod Behaviour in a LOCA" Proceedings of the CSNI Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behavior in off-normal and accident conditions, 1-4 September 1980, Espoo, Helsinki, Finland.
- /6/ K. Wiehr, F. Erbacher, H.J. Neitzel; "Influence of a Cold Control Rod Guide Thimble on the Ballooning Behavior of Zircaloy Claddings in a LOCA"; CSNI Specialist Meeting, 1-4 September 1980, Espoo, Helsinki, Finland.
- /7/ E.H. Karb, L. Sepold, P. Hofmann, C. Petersen, G. Schanz H. Zimmermann; "KfK In-Pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior During the Heatup Phase of a LOCA" KfK 3028, October 1980.

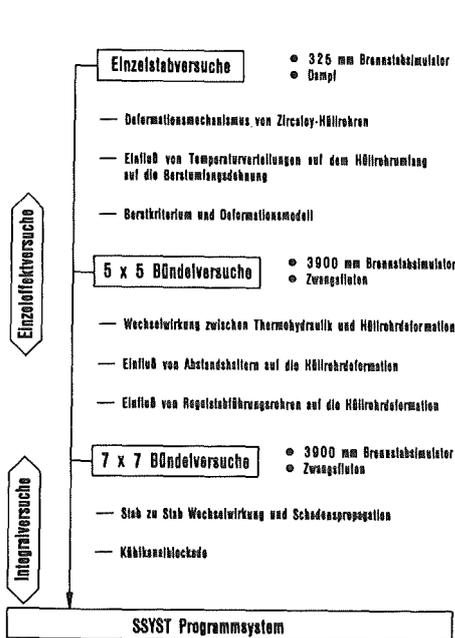


Abb. 1: REBEKA Methodik und Ziele

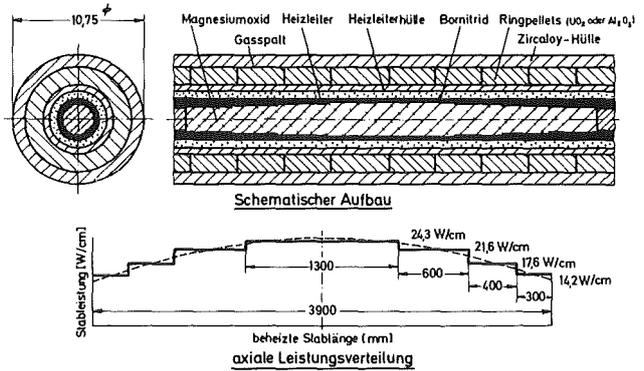


Abb. 2: Brennstabdimulator

Auslegungskriterium (im Vergleich zum Brennstab)	Auslegungsmerkmal
Thermisches Verhalten	Wärmekapazität und Wärmetransport durch geometrische Anordnung und Wahl geeigneter Werkstoffe angepaßt
Wärmezufuhr zur Zircaloyhülle von innen	Indirekt beheizter elektr. isolierter Brennstabdimulator
Axiales Leistungsprofil	Stufenförmiges axiales Leistungsprofil, später cosinusförmig
Gasströmung im Spalt von den Plena zur Beule	<ul style="list-style-type: none"> • Volle Brennstablänge 3,90 m beheizt • mittlerer Einfüllspalt (kalt) 50 µm radial • Plenagröße oben ~ 9 cm³, unten ~ 17 cm³
Wärmetransport im Spalt	Materialien gleicher Wärmeausdehnung und Strahlungszahl (Al ₂ O ₃ -Ringpellet, Zircaloy-Hüllrohr)
Zircaloy-4 Hülle	Zircaloy-4 Hüllrohr (KWU-Spezifikation) # 10,75-0,72mm
Innere Gasdruck bei Betriebstemperatur 70 bar (Inischer Brennstab) 130 bar (max. Abbrand)	Innendruck durch Helium von 70 bis 130 bar (Betriebstemperatur)
Repräsentative Thermohydraulik im Kühlkanal	Volle Brennstablänge mit Originalabstandshaltern

Abb. 3: Auslegung des Brennstabdimulators

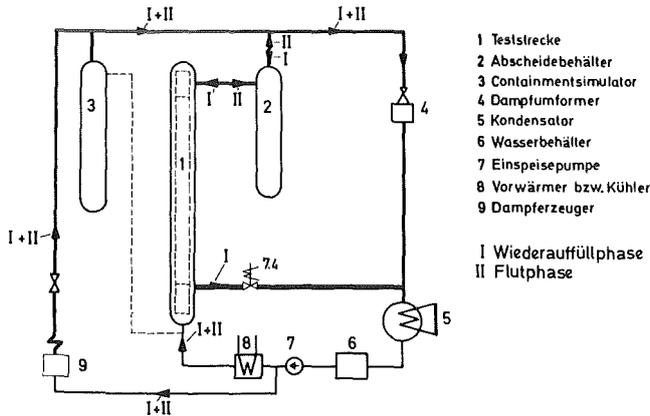


Abb. 5: Versuchsstand für Bündelversuche

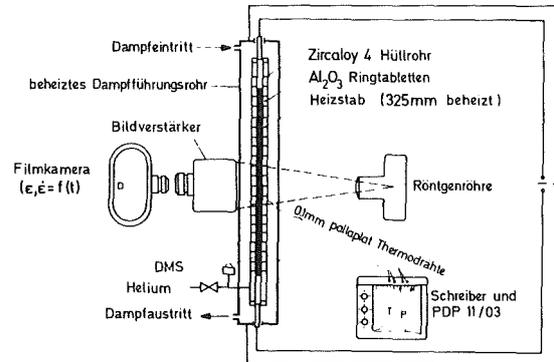


Abb. 4: Versuchsstand für Einzelstabversuche

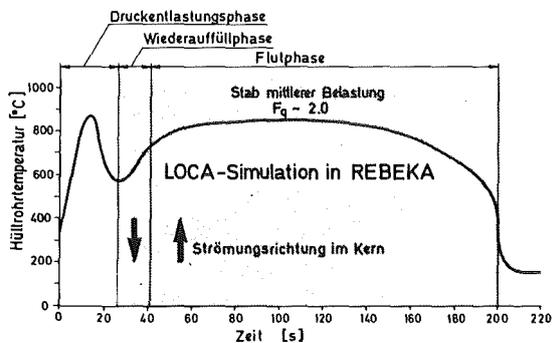


Abb. 6: Hüllrohrtemperatur beim Kühlmittelverluststörfall (schematisch)

Testdaten der REBEKA-Bündelversuche:

- Heliuminnendruck im Stab 70 bar
- Nachwärmeleistung in Stabmitte 20 W/cm
- Wärmeübergang durch abwärtsgerichtete Dampfströmung in Wiederauffüllphase 30 W/m²K
- Kalte Flutrate (Zwangsfloten) 3 cm/s
- Flutwassertemperatur 130°C
- Systemdruck 4 bar
- Max. Hüllrohrtemperatur zu Flutbeginn (Testparameter) 750-850 °C

➔ Hüllrohrtemperatur- u. Innendruckverläufe sind das automatische Ergebnis aus Nachwärmeleistung, Kühlung sowie Hüllrohrverformung.

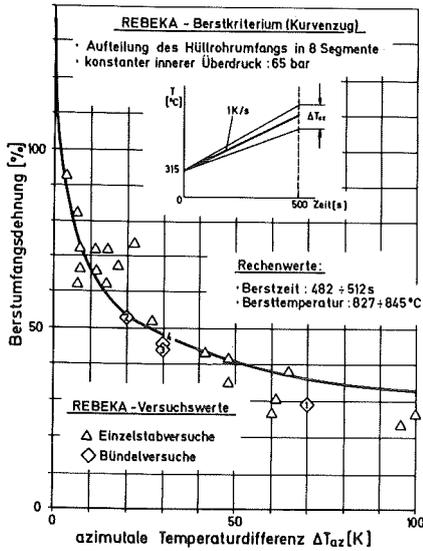


Abb. 7: Berstumfangsdehnung als Funktion der azimuthalen Temperaturdifferenz

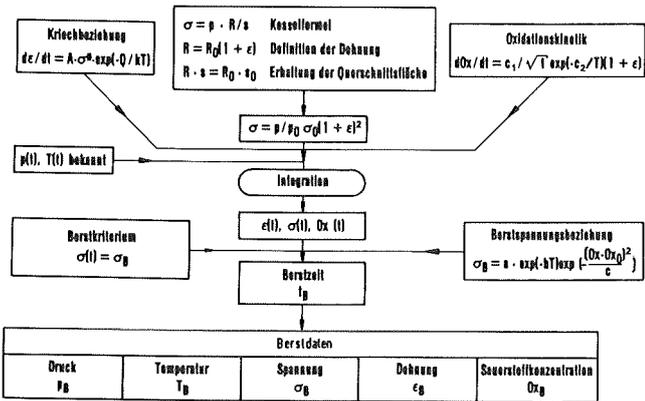


Abb. 9: REBEKA Berstkriterium und Deformationsmodell

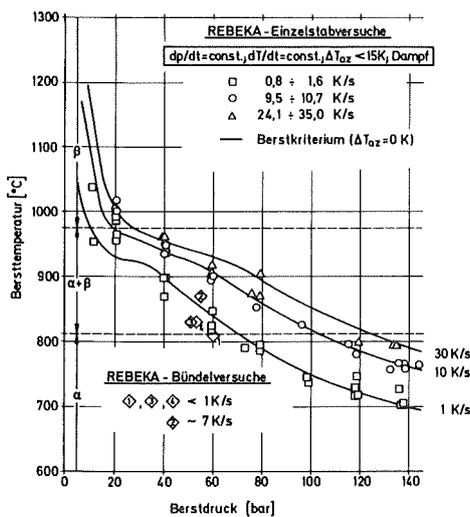


Abb. 10: Bersttemperatur über Berstdruck von Zircaloy-Hüllrohren

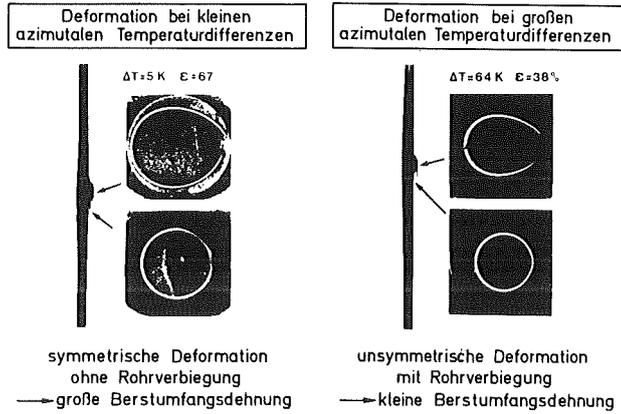


Abb. 8: Deformationsmechanismus von Zircaloy-Hüllrohren

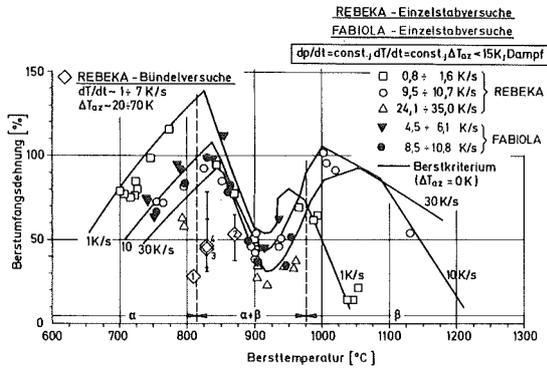


Abb. 11: Berstumfangsdehnung über Bersttemperatur von Zircaloy-Hüllrohren

Hauptmerkmale	TEST 1	TEST 2	TEST 3	TEST 4
Haupttestgegenstand	Einfluss von Kühlung auf Verformung			Einfluss von Regelstabilitätsrohr auf Verformung
Haupttestparameter	frühes Fluten	spätes Fluten	frühes Fluten	frühes Fluten
Flutrate, kalt	-3cm/s zu Flutbeginn	-3cm/s	-3cm/s (konstant)	-3cm/s (konstant)
Verformungsgeschichte	Verformung überwiegend während Aufheizphase (quasi-isotherm)	kurzzeitig erhöht	Gesamte Verformung während Flutphase (quasi-isotherm)	Verformung überwiegend während Flutphase (quasi-isotherm)
max. axialer Temperaturunterschied zum Berstzeitpunkt zwischen den inneren Abstandshaltern	50 K	20 K	32 K	40 K
max. azimuthaler Temperaturunterschied zum Berstzeitpunkt	70 K	20 K	30 K	30 K / 60 K
mittl. Berstdaten	60 bar 810 °C	55 bar 870 °C	51 bar 837 °C	53 bar 830 °C
mittl. Werte der Berstumfangsdehnung	29 % (zwei geborstene Rohre)	29 % (ohne Stab 40. lochförmige Berstöffnung)	53 % 44 %	46 %
max. Kühlkanalversperungsgrad	25 %	60 %	52 %	55 %

Abb. 12: REBEKA-Bündel-Tests 1,2,3 und 4, Vergleich der Haupttestdaten

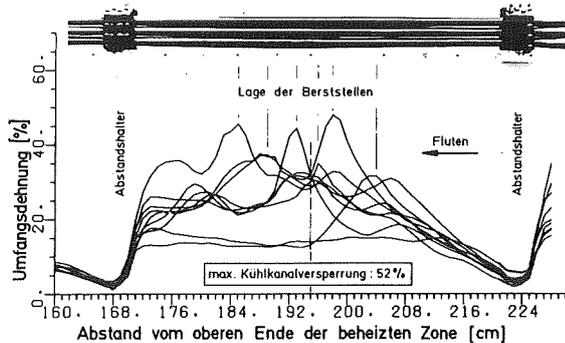


Abb. 13: REBEKA 3 axiales Deformationsprofil der Zircaloy-Hüllrohre

4. Auswirkungen von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung

4.1 Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA-Programm)

(P. Ihle, IRB)

1. Zielsetzung

Die Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA) dienen zur Beantwortung der Frage, in welcher Weise Größe und Form von Kühlkanalblockaden die Kernnotkühlung in der Flutphase beeinflussen. Die Hüllen einiger Brennstäbe können während eines DWR-Kühlmittelverluststörfalles (KVS) aufgebläht werden. An einer solchen Blockade im DWR-Kern treten zwei gegenläufige Effekte auf:

- Zweiphasenströmung erfährt bei Passieren der Blockade eine Zerstäubung der Tropfen, die eine bessere Kühlung hinter der Blockade bewirkt.
- Der höhere Druckverlust im blockierten Bereich führt dort zu einer Durchsatzverminderung und zu einer örtlich verringerten Kühlung.

Zur Beschreibung der Kühlungsbedingungen während der Flutphase eines KVS mit Kühlkanalblockaden muß der Einfluß beider Effekte ermittelt werden.

In Abb. 1 sind die wesentlichen Phänomene, in den Abbn. 4 und 5 die daraus folgenden Einzelziele der Untersuchungen dargestellt.

2. Versuchseinrichtung

Mit dem Versuchskreislauf werden idealisierte DWR-Flutbedingungen simuliert. Zwangsfluten von unten, Systemdruck und Geometrie des Bündels bzw. der Blockade werden variiert, während eines Versuchs jedoch konstant gehalten. 25 Brennstabsimulatoren mit deutschen DWR-Abmessungen werden in 5 x 5 Anordnung eingesetzt. Die elektrisch zugeführte Leistung entspricht der nuklearen Nachwärmeleistung (120 % ANS-Standard, d.h. ca. 8 KW/Stab, abklingend). Das axiale Leistungsprofil ist stufenförmig angenähert. Die Heizwendel ist in MgO eingebettet, das von einem NiCr-Hüllrohr von 1 mm Wandstärke umschlossen ist. Der Brennstabsimulator entspricht der bei PKL verwendeten Ausführung. Bei FEBA sind die Thermoelemente zur Messung der Hüllrohrtemperatur jedoch über die gesamte Stablänge in das Hüllrohr eingebettet, um Kühlkanalstörungen zu vermeiden. Die Meßwerte werden mit einer Zyklusfrequenz von 10 Hz aufgezeichnet.

Die Simulation geblähter Hüllrohre erfolgt durch ähnlich geformte Hülsen,

die über entsprechende Stäbe geschoben werden (s. Abbn. 2 und 3). Der erhöhte Wärmewiderstand zwischen Pellet und abgehobenem Hüllrohr wird durch einen dampfgefüllten Spalt von 0.8 mm zwischen Hülse und Staboberfläche simuliert. Eine Strömung im Spalt wird durch Dichtung verhindert.

3. Untersuchungsprogramm

Die systematische Untersuchung der Blockadeeffekte auf die transiente Zweiphasenströmung beim Fluten erfolgt in 8 Versuchsserien, die mit einem 25-Stabbündel durchgeführt werden bzw. wurden. In den vorangegangenen Serien mit der 5-Stabreihe, auf die hier nicht näher eingegangen wird, sind der Einfluß der Form von Blockaden und die Eignung von Meßtechniken festgestellt worden.

Die in Abb. 4 schematisch dargestellten Versuchsserien mit dem 25-Stabbündel haben folgende Schwerpunkte:

- Serie I: Basistests mit ungestörter Geometrie
- Serie II: Abstandshaltereffekt
- Serie III: Umströmung einer 90 % Blockade
- Serie IV: Umströmung einer 62 % Blockade
- Serie V: Umströmung einer 90 % Blockade mit überlagertem Abstandshaltereffekt
- Serie VI: Umströmung von zwei axial aufeinanderfolgenden Blockaden mit zwischenliegendem Abstandshalter
- Serie VII: Effekt einer 62 % Blockade auf die Zweiphasenströmung (bekannter Massendurchsatz, da alle Kanäle gleich blockiert)
- Serie VIII: dito mit 90 % Blockade

Die Meßdaten, insbesondere der Serien VII und VIII, dienen auch als Datenbasis für Blockade-Rechenmodelle. Hierfür ist insbesondere die Modellierung des Wärmeaustausches von heißen Oberflächen an Tropfen (Wasserverteilung und -bewegung in überhitztem Dampf einschließlich Grenzschicht) zu verbessern. Modellentwicklung erfolgt bei Westinghouse, EG & G, GRS, CEGB Berkeley u.a. mit FEBA-Daten.

Die als Parameter variierten Flutdaten, im wesentlichen der Systemdruck (2-6 bar) und die Flutrate (2-10 cm/s), gehen aus der Abb. 5 hervor. Serie VI (62 % Blockade) weist den größten Parameterbereich auf, da aufgrund der Verformungs-

tests (insbesondere REBEKA, PNS 4238) dieser Blockadegrad unter pessimistischen Bedingungen gerade erreichbar erscheint.

4. Stand der Arbeiten

Die Versuchsserien I bis VI sind durchgeführt, die Serien VII und VIII folgen Ende 1981, Anfang 1982. Die Ergebnisse der Serien I - IV sind veröffentlicht (s. Pkt Veröffentlichungen), die Serien V und VI werden noch ausgewertet. Die Meßdaten der Serien I und II wurden u.a. auch an USNRC transferiert (NRC/RSR-Datenbank bei EG&G).

5. Ergebnisse

Bei allen genannten Flutbedingungen herrscht Zweiphasenströmung, wobei der Dampf insbesondere zu Beginn der Flutphase stark überhitzt ist. Wasseranteil ist immer nachweisbar. Unter diesen Strömungsbedingungen ist die Kühlwirkung vor allem der Tropfenströmung durch Strömungshindernisse deutlich beeinflusst.

Abstandshalter (AH) stellen koplanare Blockaden von etwa 20 % Kühlkanalreduktion dar. Der Kühlmitteldurchsatz durch die einzelnen Unterkanäle ist hierbei weitgehend gleich. Die geometrische Form der AH erzeugt hohe Turbulenz und Tropfenzerstäubung trotz des geringen Blockadefaktors. Die Auswirkung auf das axiale Profil der Hüllrohrtemperaturen geht aus Abb. 6 hervor (Einheiten siehe insbes. /8/). Die lokale Verbesserung des Wärmeübergangs tritt insbesondere zu Beginn der Flutphase auf, wie Abb. 7 zeigt. Um den Einfluß von Blockaden in Bündeln analysieren zu können, ist zunächst der AH-Effekt zu eliminieren.

Umströmung von Blockaden ohne Abstandshaltereinfluß

ist in Geometrien der Serien III und IV möglich. Bei umströmten Blockaden ist der Kühlmitteldurchsatz durch die einzelnen Unterkanäle unterschiedlich, entsprechend der jeweiligen Kühlkanalreduktion. Die in der Zielsetzung genannten gegenläufigen Effekte werden wirksam (verbesserte Kühlung nach Strömungshindernissen, aber auch Durchsatzreduktion).

Innerhalb des blockierten Bereichs sind die Temperaturen der durch Hülsen simulierten aufgeweiteten Hüllrohre niedriger als die Hüllrohrtemperaturen im unblockierten Nachbarbereich. Der Kühlmitteldurchsatz durch die engeren

Kühlkanäle ist ausreichend, die "abgehobenen" Hüllrohre auf eine niedrigere Temperatur zu kühlen als im Bypass. Dies gilt sowohl für die 62 %-Blockade (s. Abb. 8) als auch für die 90 %-Blockade (s. Abb. 9). Bei der 62 %-Blockade wird die Hülse sogar deutlich früher benetzt als die Hüllrohre im Bypass. Erst bei extrem niedriger Flutrate von 2.2 cm/s tritt die Benetzung von Hülse und Hüllrohr im Bypass etwa gleichzeitig auf (s. Abb. 10).

Die Wärmeabfuhr aus dem blockierten Bereich ist trotz der relativ niedrigen "Hüllrohr"-temperaturen jedoch verzögert. Auch nachdem das ganze Bündel benetzt ist, verbleiben die durch die Hülsen abgedeckten Abschnitte der Stäbe auf relativ hohen Temperaturen (s. Abbn. 11 und 12). Dies bedeutet, daß ein beträchtlicher Teil der Wärme durch den -reduzierten- Kühlmitteldurchsatz nicht ausgespeichert werden kann. Die teilweise Entkopplung der "Hüllrohre" von der Wärmequelle führt zwar zu niedrigeren Hüllrohrtemperaturen, aber auch zu verzögerter Wärmeabfuhr. Eine Analyse der Spaltwärmedurchgangszahlen ist in / 1 / enthalten. Die Vergleichbarkeit mit Bedingungen bei geblähten Brennstäben ist gut. Mit abklingender Wärmeleistung benetzen auch die Stababschnitte unter den Hülsen.

Nach den Blockaden wird der Effekt des verminderten Kühlmitteldurchsatzes weitgehend kompensiert durch erhöhte Turbulenz, Tropfenzerstäubung und Querströmung. Nach der 90 %-Blockade sind in einem begrenzten Bereich die Hüllrohrtemperaturen noch ca. 20 - 50 K höher als im Bypass und die Wärmeabfuhr ist verzögert (s. Abb. 13). Nach der 62 %-Blockade tritt jedoch verbesserte Kühlung auf, die sogar zu vorzeitigem Benetzen führt (s. Abb. 14). Erst bei extrem niedriger Flutrate von 2.2 cm/s ist auch hier die Wärmeabfuhr leicht verzögert. Zu Beginn der Flutphase herrscht jedoch leicht verbesserter Wärmeübergang nach der Blockade (s. Abb. 15).

Blockade- mit überlagertem Abstandshaltereffekt führt, soweit die bisherige Auswertung der Serien V und VI zeigt, zu gleichen bzw. niedrigeren Temperaturen als in den Serien III und IV gemessen. Im erwarteten Totraum zwischen der 90 %- und der in 300 mm Abstand folgenden 62 %-Blockade verbessert der dazwischen liegende Abstandshalter die Kühlung (s. Abb. 16). Obwohl der Durchsatz durch die 62 %-Blockade durch die davor liegende 90 %-Blockade zusätzlich vermindert ist, treten in und nach der 62 %-Blockade noch immer niedrigere Temperaturen als im

Bypass auf. Erst in 100 - 200 mm Abstand vom oberen Ende der 62 %-Blockade übersteigen dort die Hüllrohrtemperaturen die auf gleicher Höhe im Bypass gemessenen. Dieser Effekt ist der verstärkten Austrocknung des Zweiphasen-gemisches zuzuschreiben, da die vergleichbar gute Wärmeabfuhr bei reduziertem Durchsatz im blockierten Bereich nur über intensivere Verdampfung des Wasser-anteils erfolgen kann.

6. Zusammenfassung der Ergebnisse, offene Punkte

Kühlkanalblockaden von 62 % und 90 % an 3x3 von 5x5 Stäben ergeben:

*In 62 %- und 90 %-Blockade

- . niedrigere "Hüllrohr"-Temperaturen (Entkopplung Hülle/Wärmequelle)
- . höhere Zentraltemperatur (verzögerte Wärmeabfuhr)

*Nach 90 %-Blockade:

bis zu 50 K höhere Hülltemperatur (reduzierter Durchsatz)

*Nach 62 %-Blockade:

- . niedrigere Hüllrohrtemperaturen (Tropfenzerstäubung)

*Abstandshalter erhöhen Wärmeabfuhr auch zwischen zwei Blockadeebenen (Zerstäubung, erhöhte Querströmung)

* F E B A Daten für Flut - Codes

Die Bündelgröße von 5x5 Stäben erlaubt nicht ohne weiteres, auf Effekte der Strömungsverteilung in einem DWR-Kern zu schließen. Hierzu sind z.T. FLECHT/SEASET (max. 163 Stäbe) und vor allem das 2D-Experiment SCTF mit Blockaden (2000 Stäbe) geeignete Referenzversuche (s. Abb. 17). Das FEBA-Programm dient vorwiegend dazu, die thermohydraulischen Effekte zu separieren.

Die verwendeten Brennstabsimulatoren verhalten sich nur bedingt wie Brennstäbe. Es ist als sicher anzusehen, daß Brennstabbündel unter gleichen Flutbedingungen ihre Wärme schneller ausspeichern als die für alle thermohydraulischen Experimente verwendeten Simulatoren (Ausnahme: REBEKA-Simulator). Es ist zu klären, ob die in FEBA ermittelten Effekte auch für Brennstäbe gelten. Das Benetzungsverhalten prägt den Flutablauf, d.h. die Zusammensetzung und die zeitliche Änderung des Zweiphasengemisches im unbenetzten Teil des Bündels. Es bleibt zu bestätigen, daß die Veränderung der Kühlwirkung eines solches Zweiphasengemisches durch geometrische Veränderungen in Kühlkanälen weitgehend gleich ist in Brennstab- und in Simulatorbündeln.

Ein FEBA-Versuch, mit REBEKA-Flutdaten durchgeführt, liefert die in Abb. 18 dargestellten Temperaturtransienten nach einer 62 % Blockade. Ein REBEKA-Stab mit Spalt zwischen Zircaloy-Hüllrohr und Wärmequelle würde unmittelbar nach einer vergleichbaren Hüllrohraufweitung deutlich früher benetzen, was zur Verbesserung der Kühlung im nachfolgenden Bündelbereich führen würde. Eine experimentelle Bestätigung solcher Effekte mit analytischer Ergänzung soll 1983 im Rahmen des SEFLEX-Programms des PNS erfolgen.

7. Weiteres Vorgehen

Das FEBA-Programm ist nach Durchführung der Serien VII und VIII, nach restlicher Auswertung und Dokumentation etwa Ende 1982 abgeschlossen. FEBA-Meß- und Rechen-
daten wurden bisher transferiert an: EPRI, Westinghouse, EG & G, GRS München und Köln, CEGB Berkeley, Battelle Frankfurt, PNL Richland, TU Braunschweig. Der Transfer wird fortgeführt.

8. Literatur

/1/ Ihle, P., Politzky, M., Rust, K.:

FEBA-Flooding experiments with blocked arrays.

Heat transfer in partly blocked 25-rod bundle.

Hochreiter, L. E.; Sozzi, G. L.; /Hrsg./

Experimental and Analytical Modeling of LWR

Safety Experiments. 19th Nat. Heat Transfer Conf.,

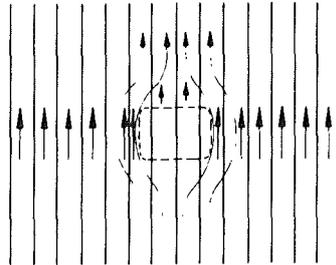
Orlando, Fla., July 27-30, 1980.

New York, N.Y.: ASME 1980. S. 129-38. (HTD-Vol. 7)

- /2/ Rust, K., Ihle, P.:
Heat transfer and fluid flow during reflooding of
blocked arrays.
Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat. Topical Meeting on
Nuclear Reactor Thermal Hydraulics held at Saratoga Springs,
N.Y., October 5-8, 1980.
NUREG/CP-0014 Vo. 2, S. 1237-51
- /3/ Ihle, P., Rust, K.:
Einfluß der Stababstandshalter auf den Wärmeübergang in der
Flutphase eines DWR-Kühlmittelverluststörfalles.
Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980.
Berlin, 25.-27. März 1980.
Kerntechnische Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V
Eggenstein-Leopoldshafen:
Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980.
S. 145 - 48.
- /4/ Ihle, P.:
Flooding experiments in blocked arrays. FEBA
Recent results and future plans.
8th Water Reactor Safety Research Information
Meeting, Gaithersburg, Md., October 27 - 31, 1980
- /5/ Ihle, P., Müller, St.:
Experience with steam temperature and water detection probes
for transient mist flow in hot rod bundles.
Proc. of the ANS/ASME/ARC Internat. Topical
Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics
held at Saratoga Springs, N.Y., October 5 - 8, 1980.
NUREG/CP-0014 Vol. 2, S. 970-81
- /6/ Ihle, P., Müller, St.:
Transient two-phase flow conditions in heated rod bundles.
Proc. of the American Nuclear Society European
Nuclear Society Topical Meeting. Thermal
Reactor Safety, Knoxville, Tenn. April 6 - 9, 1980
CONF-800403/V-1 S. 419 - 26
- /7/ Projekt Nukleare Sicherheit
Jahresbericht 1980
KfK 2950, August 1981
- /8/ Ihle, P., Rust, K.:
Einfluß von Abstandshaltern auf den Wärmeübergang während der
Flutphase eines DWR-Kühlmittelverluststörfalles
KfK 3178, Juni 1981
- /9/ Ihle, P., Rust, K.:
Flutexperimente mit blockierten Anordnungen, Stand des Programms
und neue Ergebnisse.
Jahrestagung Kerntechnik '82, 4. - 6. Mai 1982,
Mannheim, Tagungsbericht, ISSN 0720-9207, S. 97 - 100

PROBLEM:

- * KÜHLKANALBLOCKADEN
Einfluß auf die
Wirksamkeit der
Notkühlung
eines DWR-Kerns

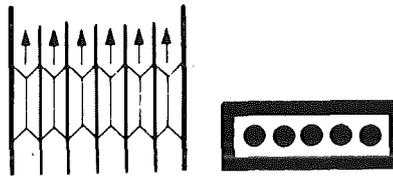


PROGRAMM:

- * PNS - Vorhaben . F E B A - Programm.
Flut-Experimente in blockierten Anordnungen
mit Bündeln von 5 und 25 Stäben

PHÄNOMENE:

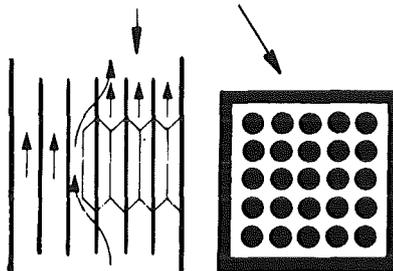
- Größe + Form
von Blockaden
(kein Bypass)



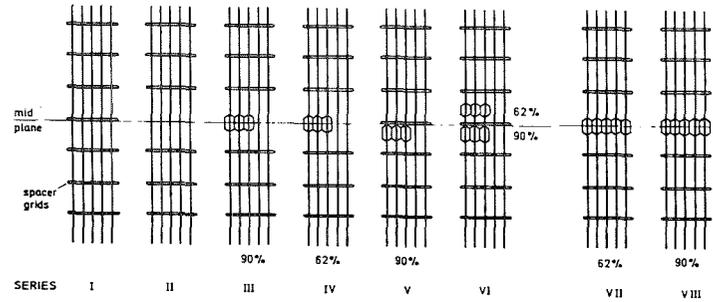
- Abstandshalter

- Verstärkung Zwei-/ Einphasenströmung
(FEBA/FLECHT)

- Umströmung:
Querströmung
mit Tropfen-
'Rückfall'

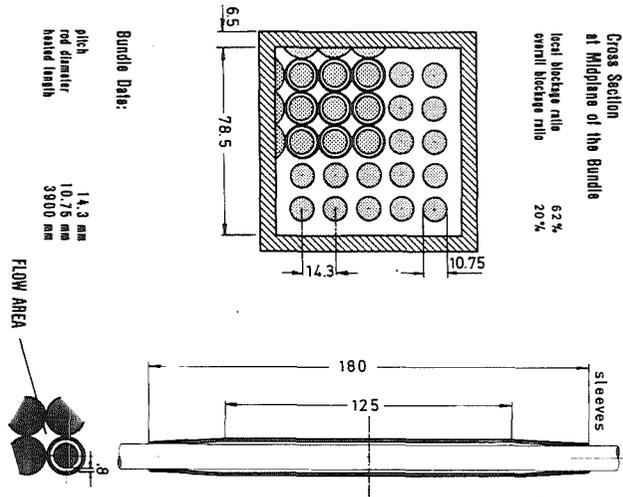


PROBLEMSTELLUNG UND PROGRAMM ZUR UNTERSUCHUNG DER WESENTLICHEN PHÄNOMENE WÄHREND DER FLUTPHASE EINES KVS BEI EINEM KERN MIT TEILWEISE AUFGEBLÄHTEN BRENNSTABHÜLLROHREN.



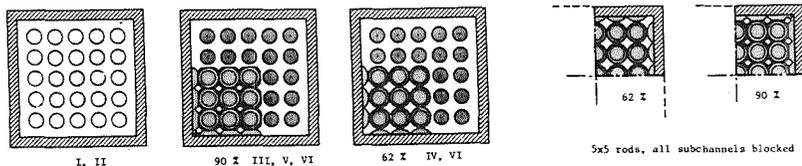
FEBA 5x5 Bundle Test Matrix, Axial Arrangement of the Flow Blockages

ABB. 4



ARRAY OF THE 62% BLOCKAGE achieved with sleeves

ABB. 3

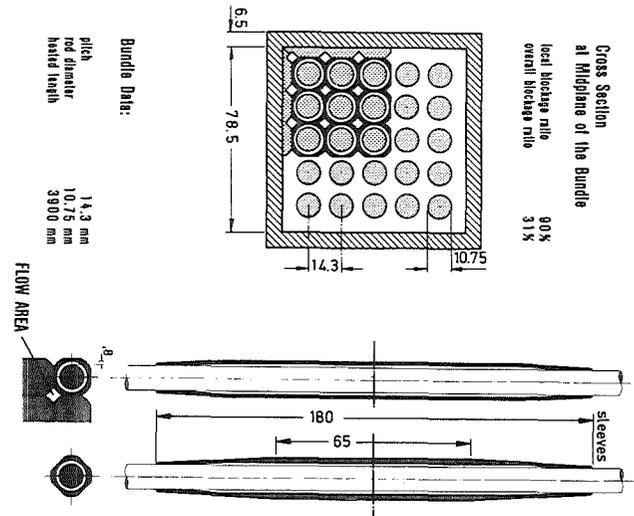


FLOODING PARAMETERS

Series	I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII
system pressure	bar 2/4/6	2/4/6	2/4/6	2/4/6 (4)	4	4		
flooding velocity (cold bundle)	cm/s 3.8	3.8	3.8	3.8 (2.2)	3.8 2.2	3.8 2.2		
	5.8	5.8	5.8	5.8 (10.)	5.8	5.8		
max. clad temperature (at start of flooding)	C (I-VI) 700 - 800 (few tests 600 - 700)							
max. housing temperature (at start of flooding)	C (I-VI) 600 - 700 (few tests with 500 - 600 C)							
injection water temp.	C (I-VI) 40 (few tests with 80 C)							
bundle power	- (I-VI) 120 kW ANS decay heat transient 40 s after shut down (few tests P=const.)							

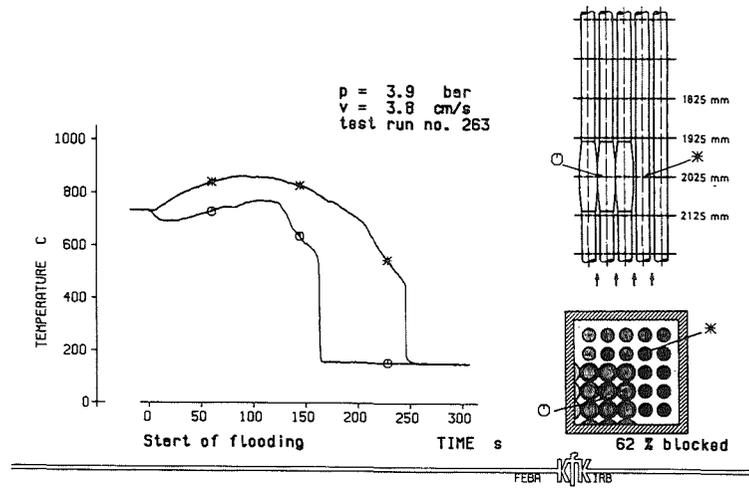
FEBA 5 X 5 BUNDLE TEST MATRIX, CROSS SECTIONS AND FLOODING PARAMETERS

ABB. 5



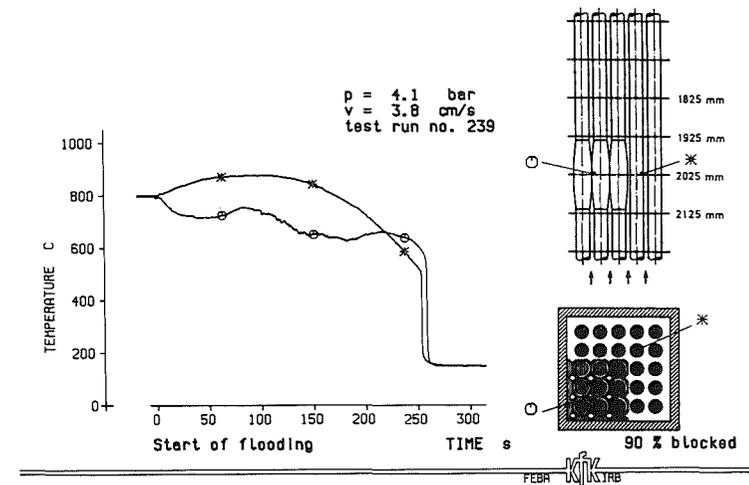
ARRAY OF THE 90% BLOCKAGE achieved with sleeves

ABB. 2



CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 8

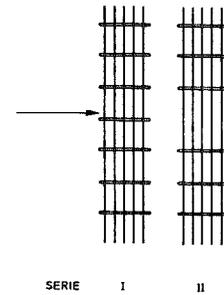
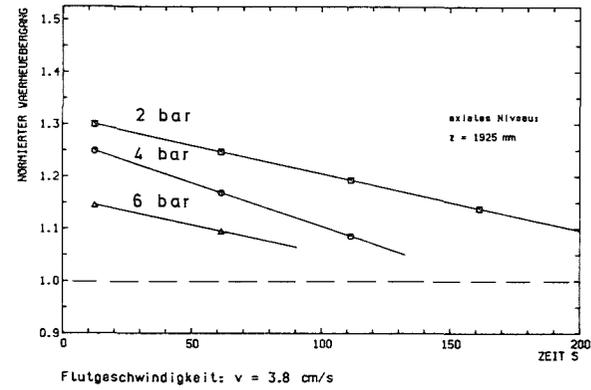
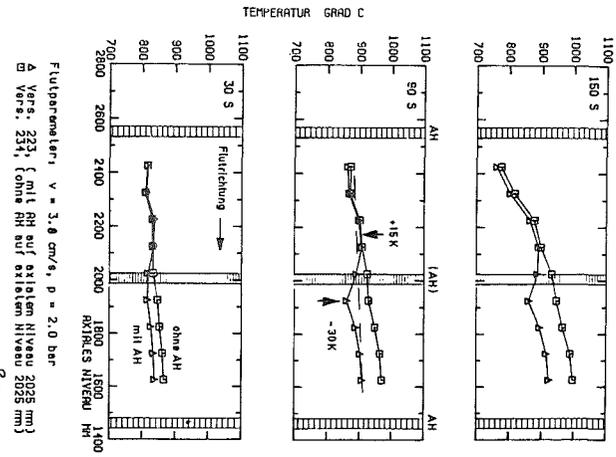


CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 9

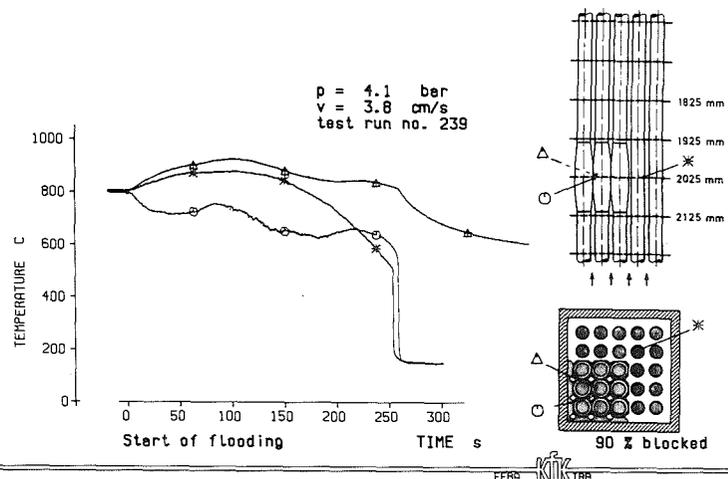
EINFLUSS DES ABSTANDHALTERS AUF DAS AXIALE TEMPERATURPROFIL

ABB. 6



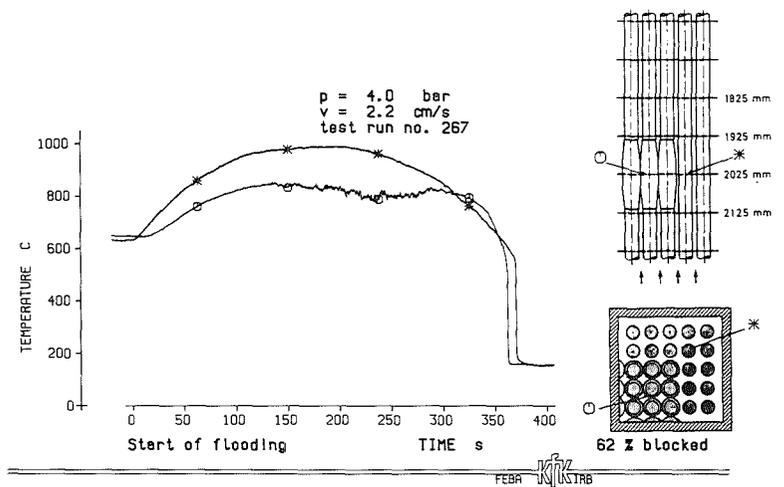
ERHÖHUNG DES WÄRMEÜBERGANGS 60 MM NACH EINEM ABSTANDSHALTER IN BÜNDELMITTENEBE

ABB. 7



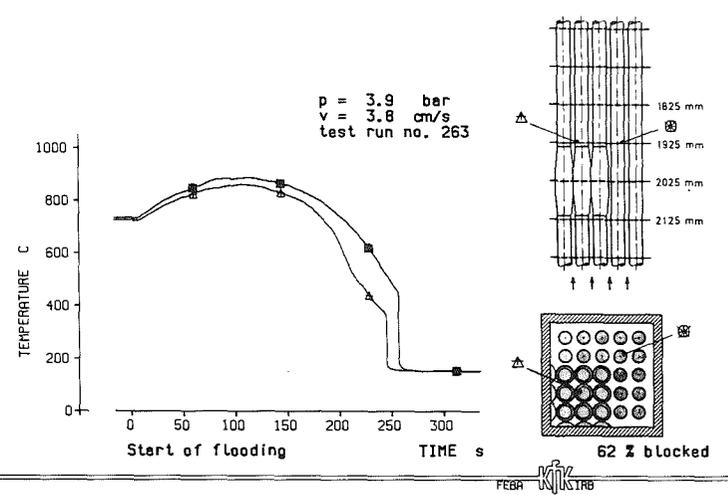
CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 12



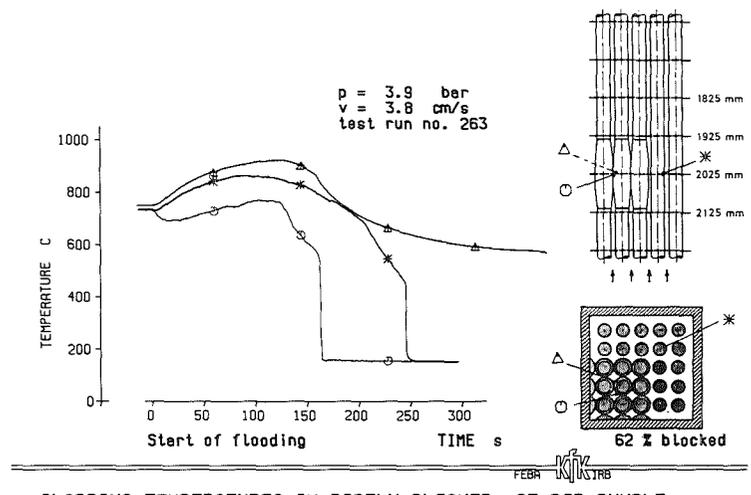
CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 10



CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 13



CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 11

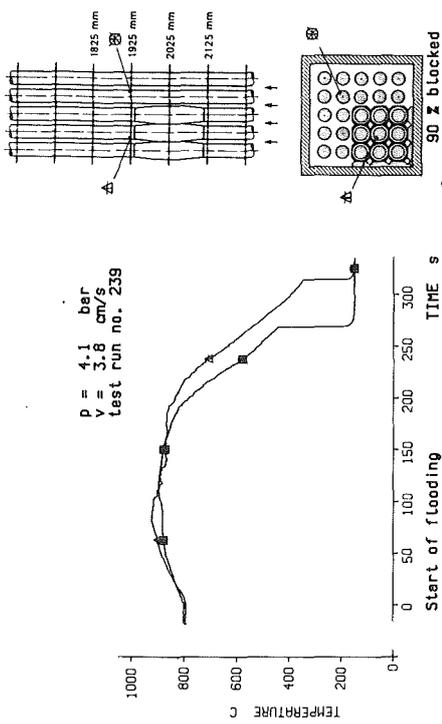


ABB. 14

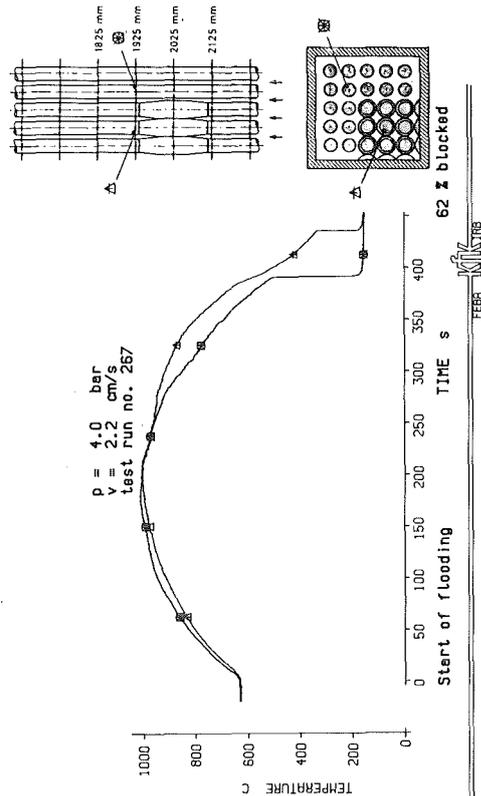
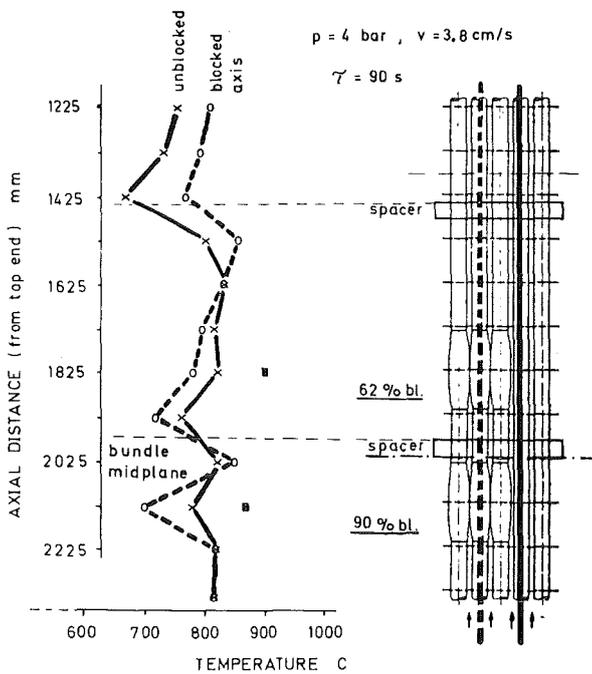


ABB. 15



- FEBA**
 - 25rods
 - separate effects
 - flooding conditions
 - blockage geometry
- FLECHT/SEASET**
 - 21rods
 - separate effects and system effects
 - flooding conditions
 - blockage geometry
 - 160rods
 - bypass area
- 2000rods 2D (JAERI,USNRC,BMFT)**
 - system effects and large scale flow diversion
 - reflow conditions

1981 no. 276



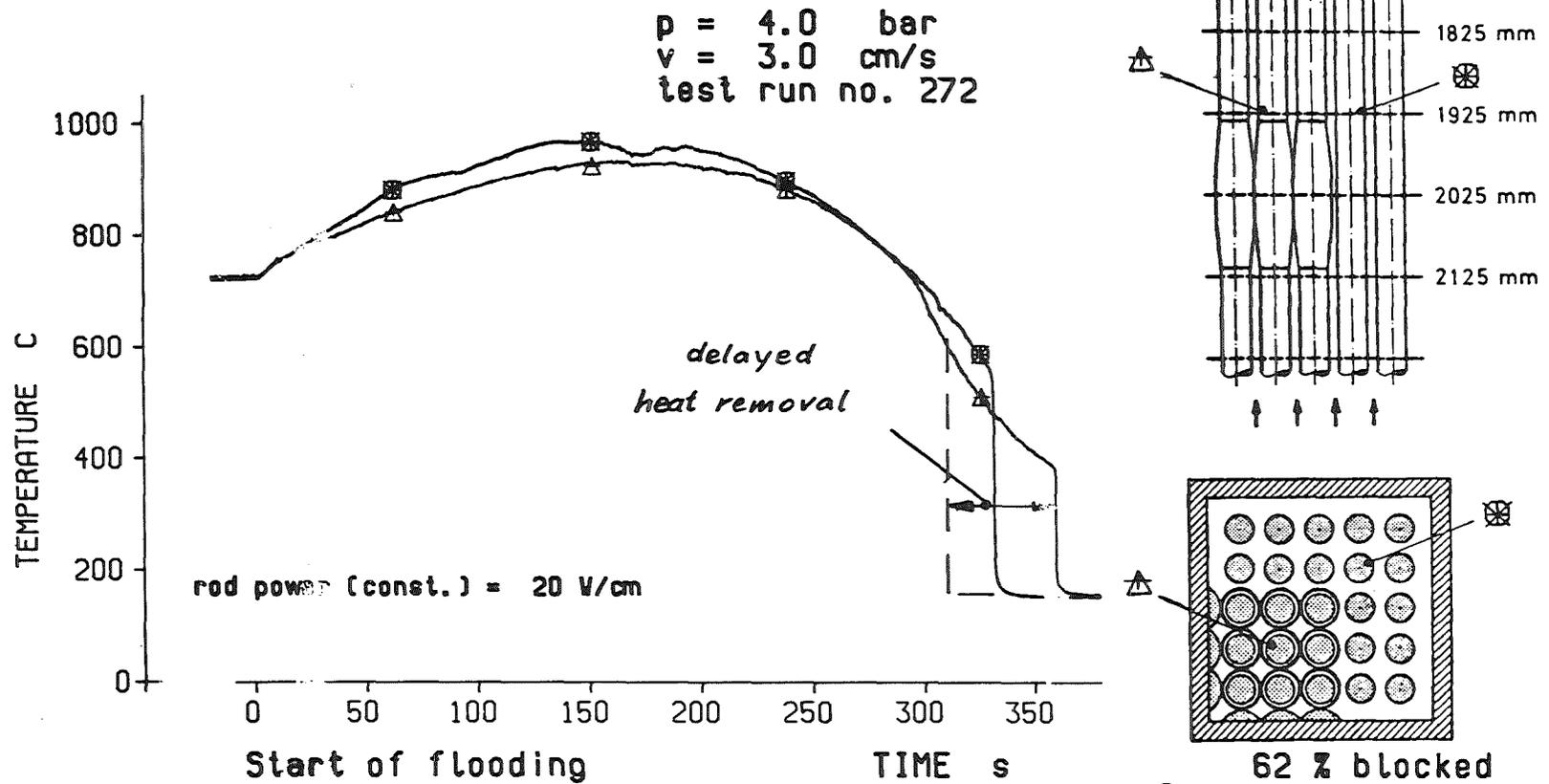
Axial Clad Temperature Profiles (ser.VI)

ABB. 16

Reflow cooling in a partly blocked PWR-core test programs complementing each other



ABB. 17



CLADDING TEMPERATURES IN PARTLY BLOCKED 25-ROD BUNDLE

ABB. 18

4.2 Langzeitkühlbarkeit eines durch große Blockaden teilweise versperren Kerns

(G. Hofmann, IRB)

1. Zielsetzung der Untersuchung

Unter Unfallbedingungen, die zu einer Erwärmung der Brennstäbe und zu einem Aufblähen der Hüllen unter innerem Überdruck führen, kann der freie Querschnitt der Kühlkanäle stark verkleinert werden. Eine solche Kühlkanalblockade wird zwar dadurch begrenzt, daß die Hüllen aus verschiedenen an anderer Stelle dieses Berichtes beschriebenen Gründen bersten, bevor die Kühlkanäle ganz oder nahezu ganz versperrt sind, aber es wurde dennoch als Extremfall für die nachfolgend beschriebene Untersuchung angenommen, daß am Ende der Verformungsphase nur 10 % des nominellen Kühlkanalquerschnittes verbleiben. Über die Abkühlung einer solchen Unfallgeometrie durch Fluten mit Wasser, das von den Notkühlssystemen eingespeist wird, wird im vorangehenden Kapitel berichtet. Hier sollte dagegen die Frage beantwortet werden, ob eine solche Geometrie nach anfänglichem Fluten auch dann noch benetzt bleibt, wenn die Umwälzung des Kühlmittels in einer späteren Phase stark vermindert wird und ganz aufhört, oder ob die Restkanäle im blockierten Bereich dann austrocknen und eine so starke Temperaturerhöhung der Brennstäbe ermöglichen, daß Oxidations- oder Schmelzvorgänge auftreten können. Es wurde angenommen, daß die extreme Kühlkanalversperrung wegen des axialen und radialen Leistungsprofils nur in einem Teilbereich des Kerns als Insel auftreten kann, aber dort eine erhebliche axiale und radiale Ausdehnung hat.

2. Versuchseinrichtung, Versuchsdurchführung

Es wurde mit einem 16-Stab-Bündel aus elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren mit LWR-typischen Abmessungen experimentiert. Die Blockade wurde durch einen 400 mm langen Stahlblock simuliert, der mit entsprechenden Bohrungen über alle Stäbe geschoben und in der Bündelmitte befestigt war; achsparallele Bohrungen von 4 mm Durchmesser in diesem Block simulierten die 10 % Restquerschnitt jedes Kühlkanals (Abb. 1). Da im Versuch immer stationäre Bedingungen als

Meßpunkte angefahren wurden, wirkten sich die im Vergleich zum realen Fall zu große spez. Wärme und Wärmeleitfähigkeit des Stahlblocks nicht störend aus; durch in den Block eingebaute isolierende Gasspalte wurde ein zu großer axialer Wärmefluß zu den Stirnflächen vermieden und der radiale Wärmefluß durch die Blockoberfläche sehr klein gemacht, so daß das Ergebnis für eine radial sehr große Blockade repräsentativ ist. Im Mittel wurde über jeden Restkanal die über dieselbe Länge eines Heizstabes freigesetzte Leistung an das Kühlmittel abgeführt. Stabbündel und Blockade befanden sich in einem größer dimensionierten Strömungskanal, so daß ein Bypass entstand, der die nicht blockierten Bereiche eines Reaktorkerns simulierte. Der Strömungskanal war mit Wasser gefüllt und am unteren Ende wurde ein als Parameter variierter Wasserstrom nachgespeist, mit dem im wesentlichen nur Verdampfungsverluste ersetzt wurden. Die Heizleistung wurde in Stufen gesteigert, bis die erste Meßstelle eine deutlich über der Sättigung liegende Temperatur anzeigte (Dryout). Die zum Dryout führenden Randbedingungen und die jenseits des Dryout eingestellten stationären Zustände werden beschrieben.

Der Kühlmitteldurchsatz durch die Restkanäle im Block wurde von der an den Kanalenden anliegenden treibenden Druckdifferenz (Dichteunterschied im Bypass und Restkanal) und dem Strömungsdruckverlust im Restkanal bestimmt. Dryout am oberen Ende der Blockadezone trat immer dann auf, wenn die Leistung groß genug war, um den Kühlmittelstrom in den Restkanälen völlig zu verdampfen.

3. Untersuchungsprogramm, Versuchsmatrix

Die Geometrie der Anordnung blieb unverändert; variiert wurden:

- der Volumenstrom des eingespeisten Wassers $\dot{V} = 1,5$ bis 6 l/min
(entsprechend einer Steiggeschwindigkeit von $w = 1,4$ bis $5,6$ cm/s im nominellen Kühlkanal)
- die Temperatur des eingespeisten Wassers $T_e = 30$ bzw. 60 °C
- der Systemdruck $p = 3$ bzw. 5 bar

Für die Versuche mit 30 °C Eintrittstemperatur ist die Versuchsmatrix in Abb. 2 und 3 wiedergegeben.

Der stationäre Zustand wurde in der Regel durch eine Steigerung der Heizleistung in der wassergefüllten Anordnung, in Einzelfällen aber auch durch ein Wieder-

benetzen aus dem überhitzten Zustand, angefahren.

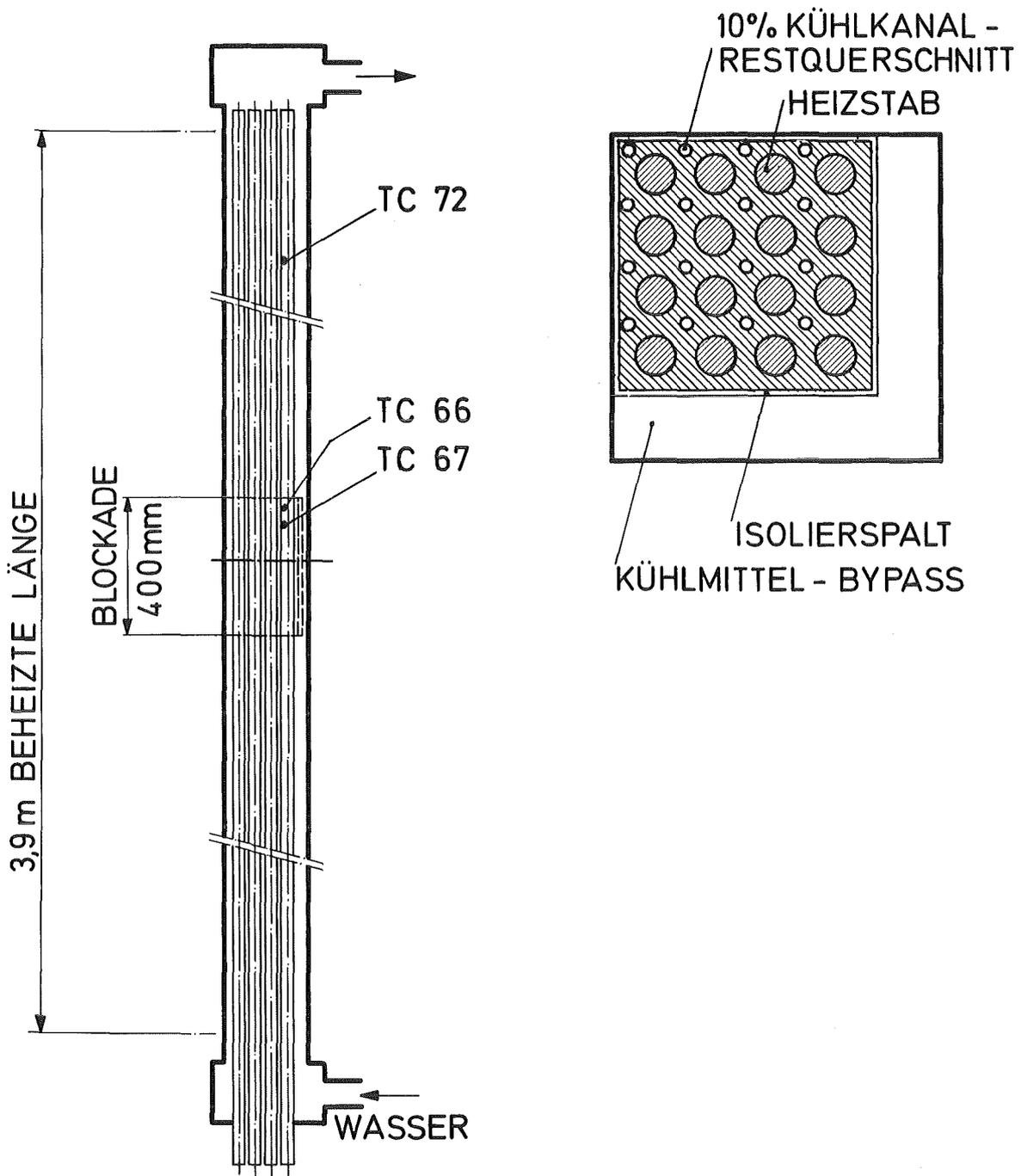
4. Wesentliche Ergebnisse

Der Dryout in den Restkanälen des Blockadeblockes konnte sowohl durch schrittweise Erhöhung der Heizleistung als auch durch Reduzierung des eingespeisten Volumenstromes erzeugt werden; in beiden Fällen trat er dann auf, wenn die zugeführte Leistung ausreichte, das dem Restkanal zuströmende 2-Phasengemisch in trockenen Dampf zu verwandeln, bevor es das obere Ende des Restkanals erreicht hatte. Dazu waren jedoch immer Stableistungen von deutlich mehr als 15 W/cm erforderlich und so hohe Nachwärmeleistungen liegen bei den zu betrachtenden Unfallsituationen im Reaktor nicht vor.

Bei sehr kleinen Einspeiseraten konnte auch bei Stableistungen von weniger als 15 W/cm ein Dryout in der Anordnung erzeugt werden, der dann aber am oberen Ende des Bündels weit außerhalb der Blockade auftrat, weil in diesen Fällen die Einspeiserate so klein war, daß der Gemischspiegel unter den oberen Bündelrand absank. Auch jenseits der Dryoutschwelle konnten stabile Betriebszustände bei nur mäßig erhöhten Temperaturen eingestellt werden. In Abb. 2 und 3 ist für das Ende jeder Meßreihe angegeben, an welcher Stelle in der Anordnung die höchste Temperatur erreicht wurde. In den Abb. 4 und 5 sind Beispiele für die Abhängigkeit der Temperatur an interessanten Meßstellen von der Heizleistung bzw. der Einspeiserate dargestellt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß in der gegebenen Geometrie bei reaktortypischen Leistungen auch in den Restkanälen der extremen Blockade kein Dryout auftrat, wenn das ausdampfende Wasser durch Nachspeisung so ersetzt wurde, daß das Bündel mit 2-Phasen-Gemisch gefüllt blieb.

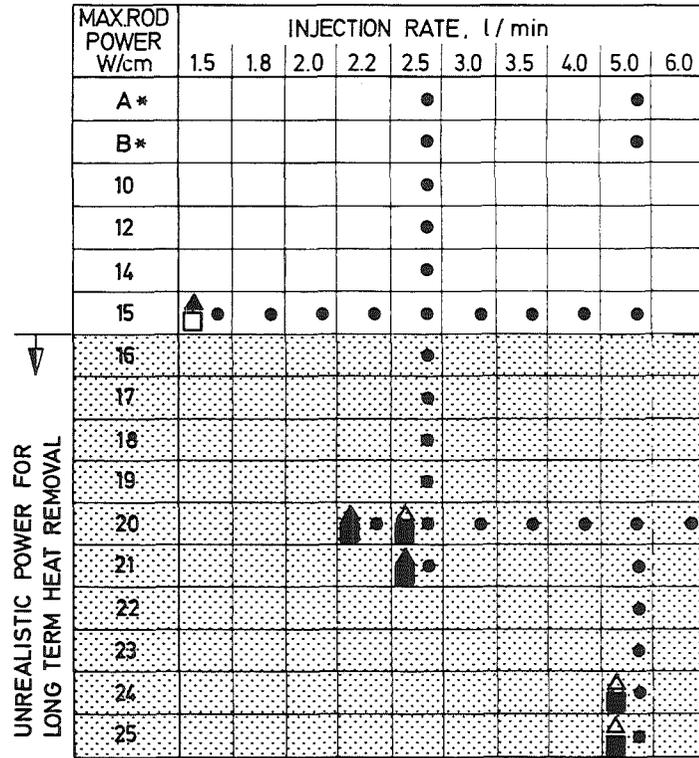
In Core-Bereichen mit stark verminderten Kühlkanalquerschnitten ist auch bei der Langzeitkühlung mit reduzierter Kühlmittleinspeisung keine Überhitzung der Brennstäbe zu erwarten, solange der Kern mit Kühlmittel bedeckt gehalten wird und eine Restpermeabilität ein Mindestmaß an Konvektion ermöglicht. Die Kühlbarkeitsuntersuchungen werden für stärker zerstörte Kerne fortgesetzt.



kfk
IRB

LANGZEITKÜHLBARKEIT EINES TEILWEISE BLOCKIERTEN KERNS

ABB. 1



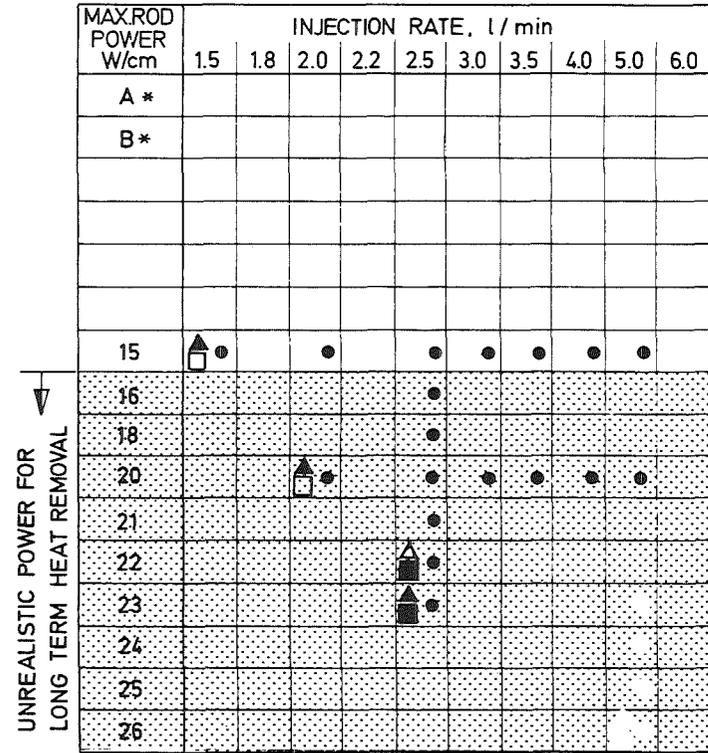
* SATURATED WATER AT
 A UPPER END
 B LOWER END
 OF BLOCKAGE CHANNEL

<600°C >600°C
 △ ▲ NEAR UPPER END OF ROD
 □ ■ AT WALL OF BLOCKAGE CHANNEL



TEST MATRIX
 SYSTEM PRESSURE 3 bar
 INLET TEMPERATURE 30 °C

ABB. 2



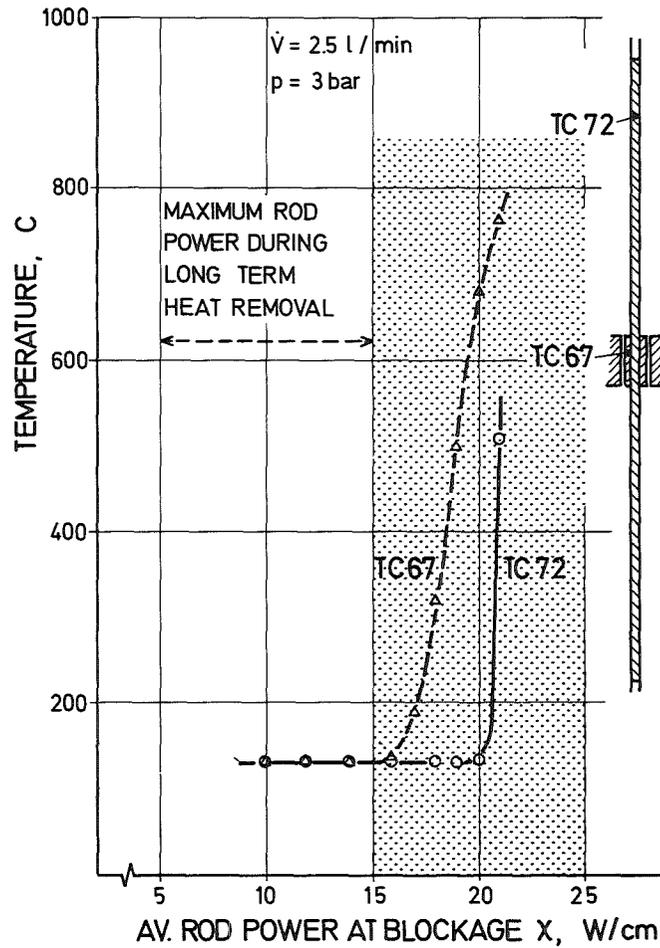
* SATURATED WATER AT
 A UPPER END
 B LOWER END
 OF BLOCKAGE CHANNEL

<600°C >600°C
 △ ▲ NEAR UPPER END OF ROD
 □ ■ AT WALL OF BLOCKAGE CHANNEL



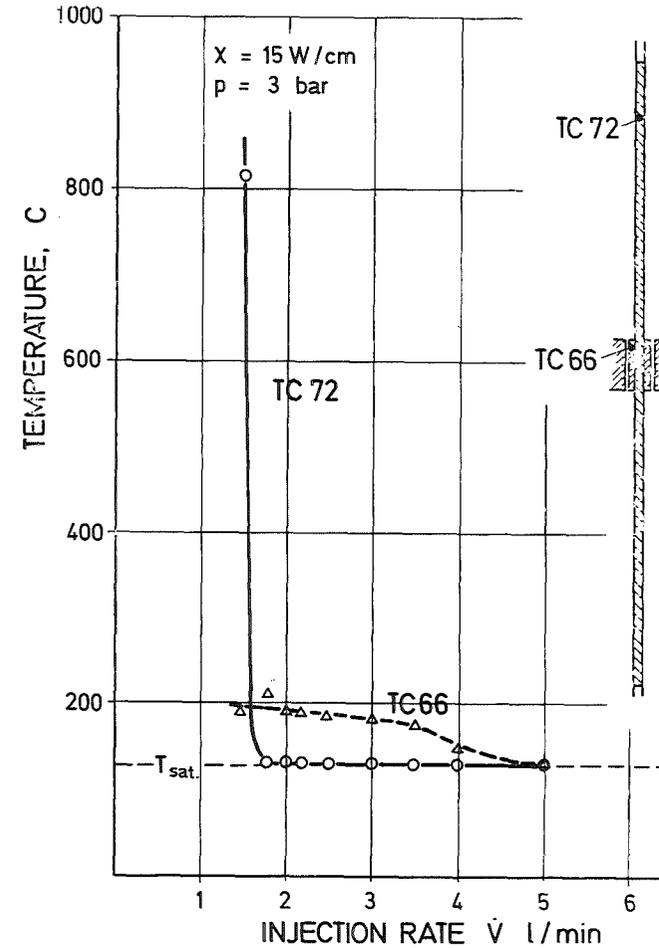
TEST MATRIX
 SYSTEM PRESSURE 5 bar
 INLET TEMPERATURE 30 °C

ABB. 3



MAXIMUM STEADY STATE TEMPERATURE
 TC 67 WALL OF BLOCKAGE CHANNEL
 TC 72 NEAR UPPER END OF ROD

ABB. 4



MAXIMUM STEADY STATE TEMPERATURE
 TC 66 WALL OF BLOCKAGE CHANNEL
 TC 72 NEAR UPPER END OF ROD

ABB. 5

5. Spaltgasverhalten in UO_2 bei Kühlmittelverluststörfällen

(H. Zimmermann, IMF I)

1. Zielsetzung

Ziel der Untersuchungen ist die quantitative Beschreibung des Spaltgasverhaltens, insbesondere der Schwellung und der Spaltgasfreisetzung, in UO_2 bei Temperaturerhöhungen infolge Kühlmittelverlustes. Schwellung und Spaltgasfreisetzung werden als Funktion der Temperatur, der Verweildauer bei dieser Temperatur und des Abbrandzustandes des Brennstoffes untersucht.

2. Qualitative Beschreibung des Spaltgasverhaltens

Die Edelgase Xe und Kr entstehen als Spaltprodukte im Kernbrennstoff. Sie bewirken eine Volumenzunahme des Brennstoffes (Spaltgasschwellung) und bei Freisetzung aus dem Brennstoff einen Anstieg des Gasdruckes im Brennstab. Beide Vorgänge führen zu einer mechanischen Belastung der Brennstabhülle.

Nach ihrer Entstehung liegen die Spaltgase zunächst in bestrahlungsbedingter Lösung im UO_2 vor. Mit steigender Konzentration scheiden sie sich dann in Blasen, sowohl im Korn als auch an den Korngrenzen, aus. Mit steigender Belegungsdichte der Korngrenzflächen und -ecken mit Blasen bilden sich offene Kanäle, die eine Freisetzung eines Teiles des an die Korngrenzen gelangten Gases bewirken. Bei hohen Temperaturen erfolgt Spaltgasfreisetzung auch durch Blasenwanderung im Temperaturgradienten. Die Kinetik dieser Vorgänge wird in erster Linie von der Temperatur bestimmt. Bei niedrigen Temperaturen laufen die skizzierten Vorgänge relativ langsam ab, d.h. Schwellung und Spaltgasfreisetzung sind niedrig. In LWR-Brennstäben wird in großen Bereichen des Brennstoffvolumens das Speichervermögen des Brennstoffes für Spaltgase unter normalen Betriebsbedingungen nicht ausgeschöpft.

Eine Störung der normalen Wärmeabfuhr aus dem Brennstab und die damit verbundene Temperaturerhöhung des Brennstoffes bewirken einen be-

schleunigten Ablauf aller diffusionsgesteuerten Vorgänge. Die Folgen sind eine zusätzliche Spaltgasschwellung und eine erhöhte Spaltgasfreisetzung. Die Größe beider Effekte hängt neben dem Betrag der Temperaturerhöhung auch vom Abbrandzustand des UO_2 ab, der die Konzentration und die Verteilung des Spaltgases bestimmt.

3. Untersuchungsprogramm

Die Untersuchungen zum Spaltgasverhalten bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) erfolgten an den bis zu verschiedenen Abbränden vorbestrahlten PNS-Brennstäben, die im FR 2 einem LOCA-Test unterzogen worden waren. Die berechneten maximalen Brennstofftemperaturen lagen unter $1200^{\circ}C$.

Zum Studium des Spaltgasverhaltens bei Störfällen, die mit höheren Brennstofftemperaturen verbunden sind, z.B. der Kategorie "kleine Lecks", werden Glühexperimente mit bestrahlten UO_2 -Proben aus den nicht LOCA-getesteten Brennstäben durchgeführt. Die Glühungen erfolgen unter Ar-Atmosphäre in verschweißten Mo- oder Nb-Kapseln in einem Rohr-Ofen. Bei hohen Glühtemperaturen ($>1600^{\circ}C$) werden die Kapseln induktiv erwärmt. Das Untersuchungsprogramm umfaßt:

- Dichtebestimmungen vor und nach der Glühung zur Ermittlung der Schwellung,
- Bestimmung des freigesetzten Spaltgases,
- Bestimmung des Poren- und Gitterspaltgases zwecks Untersuchung der Spaltgasumverteilungsvorgänge im Brennstoff während der Glühung,
- keramographische Untersuchungen zur Feststellung evtl. Gefügeänderungen.

4. Versuchsergebnisse

4.1 Charakterisierung des vorbestrahlten Brennstoffes

Das UO_2 wurde in fünf Bestrahlungseinsätzen mit jeweils sechs Brennstäben bei mittleren Stabileistungen um $400 W/cm$ im FR 2 vorbestrahlt. Es wurden Abbrände zwischen 0,3 und 4% erzielt.

Spaltgasfreisetzung und Brennstoffvolumenänderung während der Vorbestrahlung sind Funktionen des Abbrandes. Die Spaltgasfreisetzung steigt von 0,3% bei 0,9% Abbrand auf ca. 7% bei 4 % Abbrand. Die Brennstoffdichte nimmt von $10,7 \text{ g/cm}^3$ bei 0,3% Abbrand auf ca. $10,4 \text{ g/cm}^3$ bei 4% Abbrand ab. Aus diesem Ergebnis kann abgeleitet werden, daß eine Nachverdichtung des UO_2 auf ca. 2 Vol.-% Restporosität stattfand und die mittlere integrale Schwellrate knapp unter 1% pro % Abbrand lag.

4.2 FR 2 LOCA-Experimente

Die Ergebnisse aus den Nachbestrahlungsuntersuchungen der LOCA-getesteten Brennstäbe lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Während der LOCA-Tests erfolgt keine meßbare Schwellung des UO_2 . Die an den LOCA-getesteten Stäben bestimmten Brennstoff-Dichtewerte entsprechen weitgehend denen der Vergleichsstäbe.
- Die Spaltgasfreisetzung ist auf jeden Fall gering, sofern eine Freisetzung auftritt, liegt sie unter 6%. Eine genauere Aussage ist nicht möglich, da die Spaltgasfreisetzung nicht direkt gemessen werden konnte, sondern nur über den Umweg der Bestimmung des zurückgehaltenen Spaltgases berechnet wurde.
- Bei den LOCA-Tests bilden sich einzelne Risse im Brennstoff. Ein Vergleich der Schlifffbilder LOCA-getesteter Stäbe mit denen entsprechender Vergleichsstäbe zeigt das Auftreten zusätzlicher feiner Risse in den UO_2 -Pellets nach den LOCA-Tests. Diese Risse scheinen jedoch den Zusammenhalt der während der Vorbestrahlung gebildeten Brennstofffragmente nicht zu gefährden. Sie können jedoch eine geringe Spaltgasfreisetzung bewirken.

4.3 Out-of-pile Glühexperimente

Bisher wurden Proben aus den Brennstäben F 6 (2,4% mittlerer Abbrand) und G 1.6 (3,7% mittlerer Abbrand) bei Temperaturen bis zu 1600°C ge-
glüht. Die Experimente sind jedoch noch nicht abgeschlossen.

In Abb. 1 sind die Spaltgasfreisetzungen (bezogen auf das erzeugte

Spaltgas) während der Glühungen von UO_2 -Proben aus dem Brennstab F 6 (2,7% Abbrand) in Abhängigkeit von der Glühzeit dargestellt. Bei Glüh-temperaturen $\leq 1400^\circ\text{C}$ ist die gemessene Spaltgasfreisetzung stets $\leq 3\%$. Mit steigender Temperatur nimmt die Freisetzung zu. Die Zeitabhängigkeit der Freisetzung ist gekennzeichnet durch einen raschen Anfangsanstieg und einen langsamen weiteren Anstieg. Die rasche Anfangsfreisetzung wird vermutlich hervorgerufen durch Aufreißen von Korngrenzen und Entweichen des darin befindlichen Spaltgases. Die weitere Freisetzung wird bestimmt durch Diffusion von Gitterspaltgas zu den Korngrenzen. Dieser Vorgang ist temperatur- und zeitabhängig und führt im untersuchten Temperaturbereich bis 1600°C nur zu relativ niedrigen Freisetzungen. Die Spaltgasfreisetzung scheint nach einigen Stunden Glühzeit einem temperaturabhängigen Sättigungswert zuzustreben.

In Abb. 2 sind die verschiedenen Spaltgasanteile, freigesetztes Spaltgas, Poren- und Gitterspaltgas, in Proben der F-Stäbe nach verschiedenen Behandlungen aufgetragen. Im vorbestrahlten Zustand liegen noch ca. 90% des erzeugten Spaltgases als Gitterspaltgas vor. Dieser Anteil vermindert sich bei einer anschließenden Wärmebehandlung durch Diffusion zu Korngrenzen mit darauffolgender teilweiser Freisetzung, aber auch durch Ausscheidung in Blasen und Poren, wodurch der Anteil des Porensplattgases zunimmt und eine Schwellung des Brennstoffes hervorgerufen wird.

In Abb. 3 ist die Schwellung bei 1500 und 1600°C Glüh-temperatur in Abhängigkeit von der Glühzeit dargestellt. Bis zu drei Stunden Glühzeit nimmt die Schwellung mit der Zeit zu. Offenbar laufen bei diesen Temperaturen die Diffusionsvorgänge, die das Spaltgasblasenwachstum steuern, noch relativ langsam ab, so daß sich erst nach längeren Glühzeiten Sättigungswerte der Schwellung einstellen. Bei Glüh-temperaturen bis zu 1400°C ist die Schwellung gering, sie wurde nach einer dreistündigen Glühung bei 1400°C an einer Probe mit ca. 2,4% Abbrand zu 0,5% bestimmt.

Abb. 4 zeigt das UO_2 -Gefüge von Glühproben in verschiedenen Behandlungszuständen. Nach einer vierstündigen Glühung bei 1200°C traten noch keine Gefügeänderungen auf. Bei Glüh-temperaturen von 1500°C werden Korngrenzenauflockerungen und Spaltgasblasenbildung beobachtet. Diese Ef-

efekte verstärken sich mit zunehmender Glüh­temperatur und -dauer. Sie sind verantwortlich für die beobachtete Spaltgasfreisetzung und Schwellung.

Neben den Glühbehandlungen ist der Vorbestrahlungszustand der Proben von entscheidender Bedeutung für die Spaltgasfreisetzung. Abb.5 zeigt die Spaltgasfreisetzung aus Proben der Brennstäbe F 6 (mittlerer Abbrand 2,4%) und G 1,6 (mittlerer Abbrand 3,7%) nach jeweils 30 min Glühzeit bei verschiedenen Temperaturen. Die Spaltgasfreisetzung steigt mit zunehmendem Probenabbrand. Eine endgültige Diskussion kann jedoch erst nach Vorliegen der Ergebnisse aus den anderen Testserien erfolgen. Ähnlich wie die Spaltgasfreisetzung steigt auch die Brennstoffschwellung mit zunehmendem Probenabbrand bei sonst gleichen Glühbedingungen.

5. Schlußfolgerungen

Bei Kühlmittelverlustunfällen (LOCA's) treten auf Grund der relativ niedrigen Brennstofftemperaturen keine merklichen Brennstoffschwellungen und Spaltgasfreisetzungen auf. Diese Aussage ergibt sich aus den FR 2 LOCA-Experimenten. Sie wird durch die out-of-pile Glühversuche bestätigt.

Bei Störfällen, die mit maximalen Brennstofftemperaturen über ca. 1400°C verbunden sind (z.B. Typ "kleine Lecks"), ist mit Brennstoffschwellung und Spaltgasfreisetzung zu rechnen. Diese Effekte sind um so stärker ausgeprägt, je höher die Brennstofftemperatur, je länger die Verweilzeit bei dieser Temperatur und je höher der Abbrand des UO₂ sind.

6. Literatur

H. Zimmermann; Investigations on fission gas behaviour in LWR fuel rods under LOCA conditions,
Enlarged Halden Programme Group Meeting 1980, Lillehammer (Norwegen),
1. - 6. Juni 1980

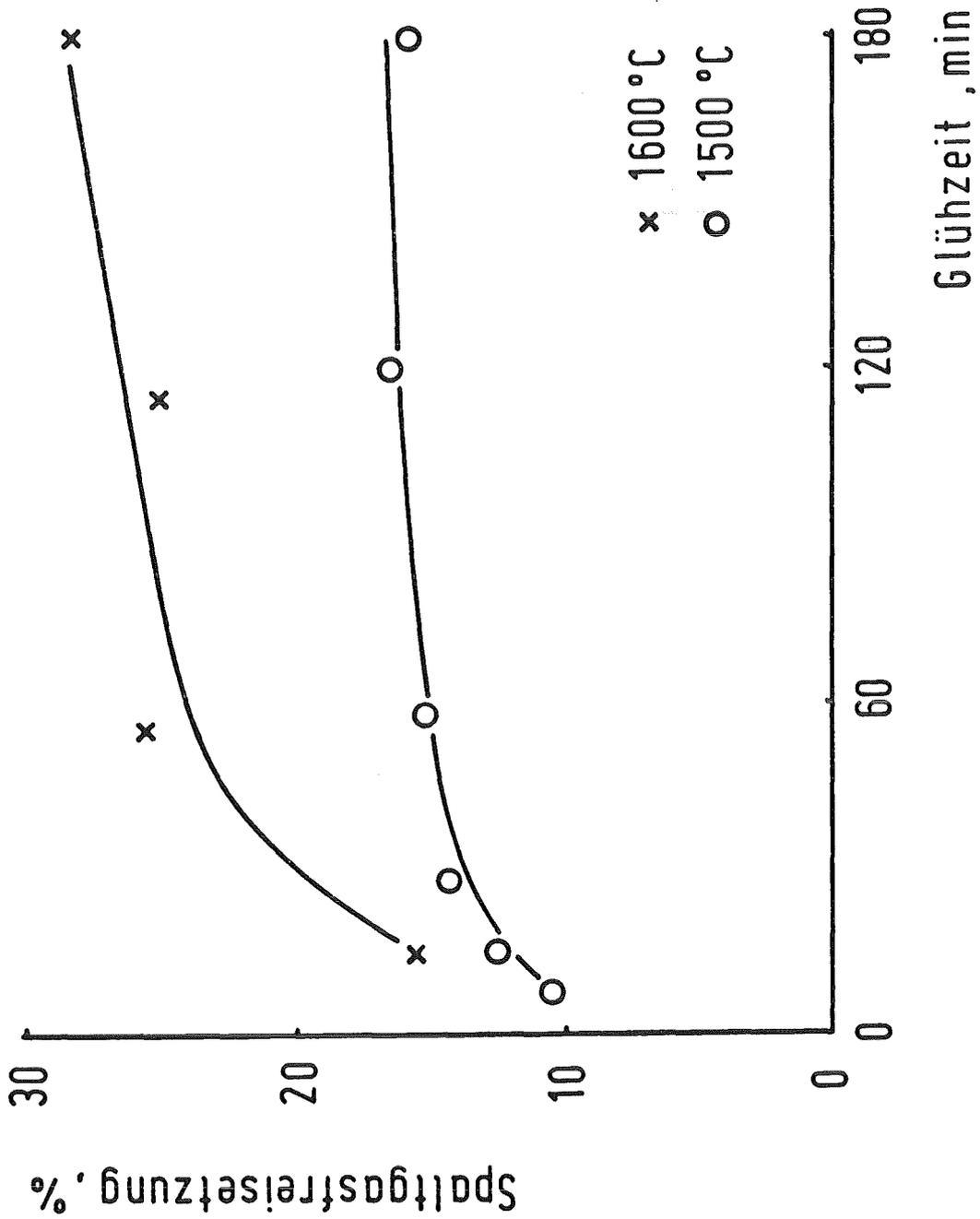


Abb. 1: Spaltgasfreisetzung in Abhängigkeit von der Glühzeit (2,4% Abbrand)

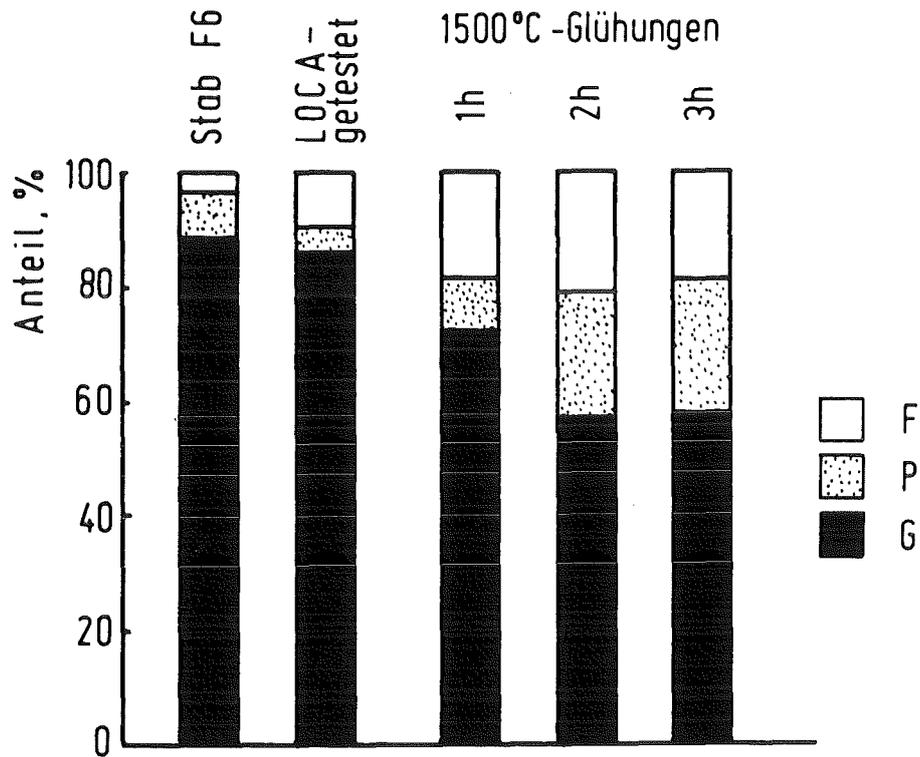


Abb. 2: Spaltgasanteile in Proben der F-Stäbe (2,7% Abbrand), nach verschiedenen Behandlungen (F = freies Spaltgas, P = Porenspaltgas, G = Gitterspaltgas)

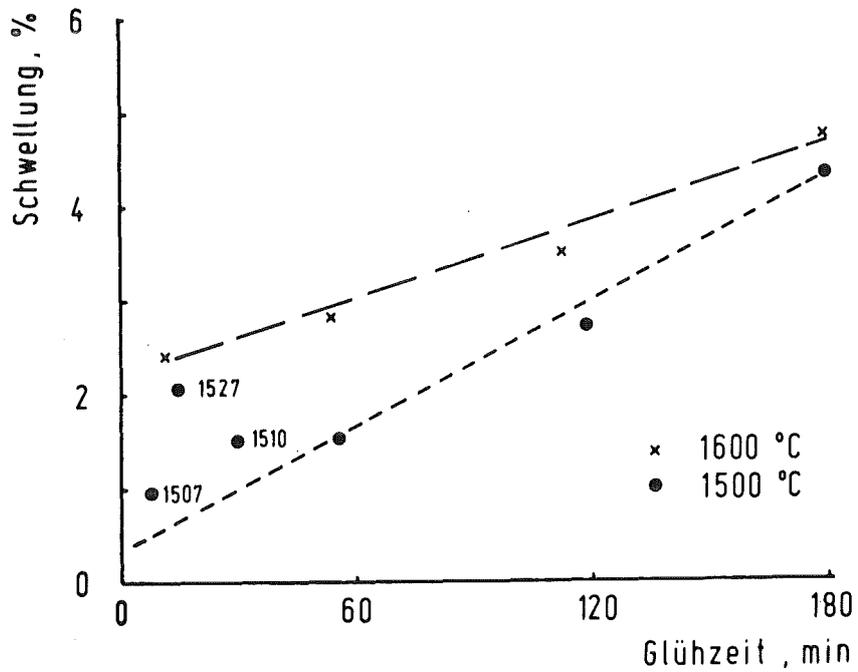
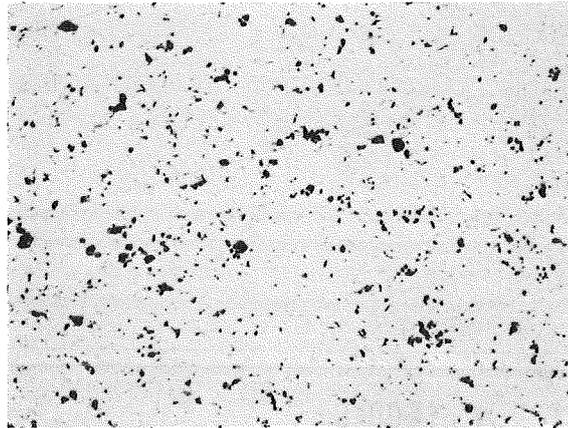
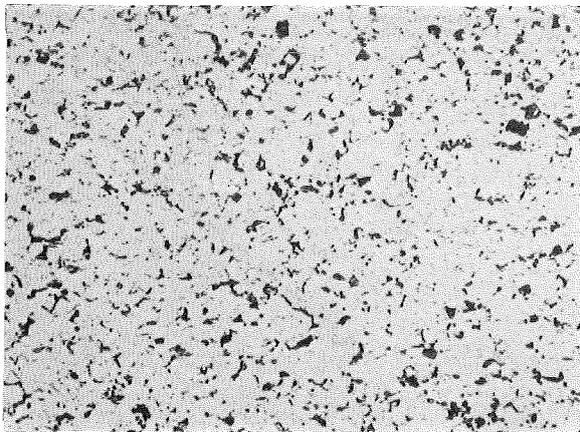


Abb.3: Schwellung in Abhängigkeit von der Glühzeit (2,4% Abbrand)



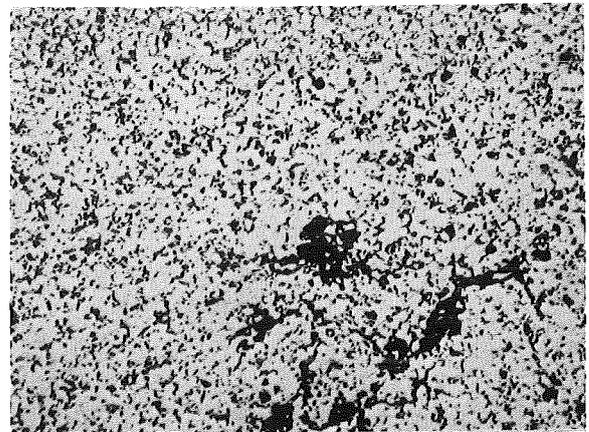
4h - 1473K

200:1



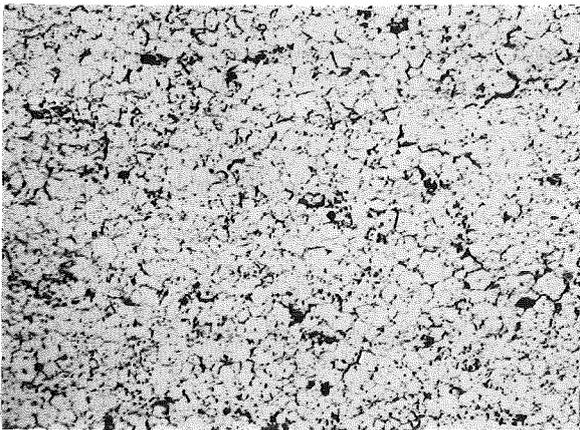
15 min - 1800K

200:1



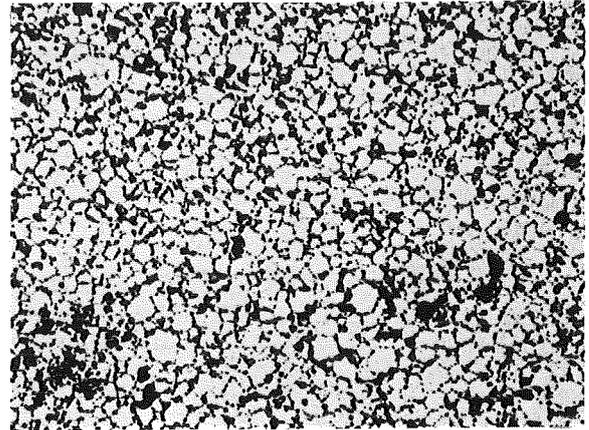
12 min - 1873K

200:1



3h - 1773K

200:1



3h - 1873K

200:1

KIK IMFI

Abb. 4: Gefüge des UO₂ nach verschiedenen Glühbehandlungen
(2,4% Abbrand)

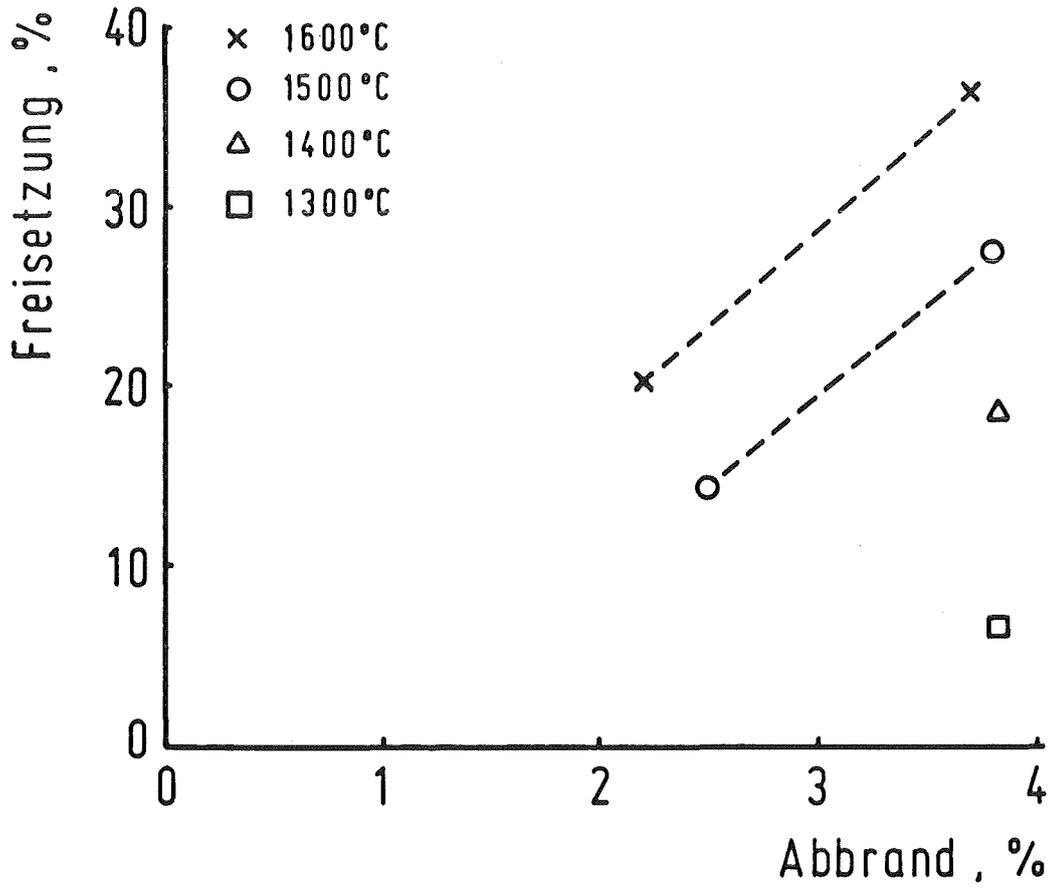


Abb. 5: Spaltgasfreisetzung in Abhängigkeit vom Abbrand bei verschiedenen Glühtemperaturen und 30 min Glühzeit

6. Entwicklung und Verifizierung des Programmsystems SSYST zur Beschreibung des Brennstabverhaltens bei Störfällen

(R.Meyder, IRE; H. Borgwaldt, INR; S.Malang, IRB; W. Gulden, PNS-PL)

6.1 Zielsetzung der Code-Entwicklung

Das Programmsystem SSYST ist in Zusammenarbeit zwischen den Instituten IRE und INR des Kernforschungszentrums Karlsruhe und dem Institut für Kernenergetik der Universität Stuttgart entwickelt worden. Seine Aufgabe ist es, den Schadensumfang an den Brennstäben eines Kernkraftwerkes bei Störfällen abzuschätzen. Das Hauptgewicht lag dabei auf der Behandlung des Kühlmittelverluststörfalles. Eine weitere Randbedingung war, daß nicht nur Brennstäbe, sondern auch die im KfK verwendeten Brennstabsimulatoren modelliert werden konnten.

SSYST/1/,/2/, /3/ behandelt einen Einzelstab und kommt durch vielfache Überlagerung des Einzelstabmodells zu Bündelaussagen. Vergleichbare Rechenprogramme sind FRAP-T/4/, FRETA/5/, MABEL/6/ und CUPIDON/7/, wobei nur das zweite und dritte Aussagen zum Bündelverhalten machen.

6.2 Vorgehen und Stand der Entwicklung

Modulare Systemkonzeption

SSYST hat einen modularen Aufbau und erlaubt allgemein die Modellierung gekoppelter transienter Prozesse. Hauptkennzeichen sind eine spezielle Steuersprache mit Schleifen und bedingten Sprüngen, eine strenge Trennung zwischen Datenblöcken und Programmteilen sowie die funktionale Gliederung des Programms nach Einzelaufgaben in Module. Neben zahlreichen Moduln für Systemfunktionen enthält SSYST spezielle anwendungsorientierte Module zur Beschreibung der thermischen, mechanischen und chemischen Vorgänge in einem Brennstab während einer Transienten. Einen Überblick über die in den Entwicklungsstufen von SSYST verfügbaren Moduln und ihre Aufgabe gibt Tab. 1. Die zur Analyse eines Störfalles notwendigen Anfangs- und Randbedingungen werden von COMETHE/8/ bzw. RELAP4/9/ übernommen. Programme zur Übernahme dieser Daten in SSYST stehen zur Verfügung.

Der modulare Aufbau des Programmsystems hat sich bewährt. So kann man die für eine bestimmte Analyse notwendigen Modelle speziell zusammenstellen, wodurch sich Rechenzeiten erheblich reduzieren. Außerdem hat sich der nachträgliche Einbau von Modulen, die ursprünglich gar nicht vorgesehen waren, als einfach herausgestellt. Die Erweiterung des Störfallspektrums auch auf schwere Kernschäden erscheint daher möglich bis hin zu dem Punkt, wo der Stab als geometrische Struktur nicht mehr existiert.

Version SSYST-2

Die seit 1979 verfügbare IBM-Version SSYST-2 enthält neben einem Ausbau der physikalischen Modelle (s.Tab.1) erhebliche Verbesserungen auf der Datenverarbeitungsseite. Der erleichterten Code-Handhabung und der Erhöhung der Zuverlässigkeit dienen eine verbesserte Fehlerbehandlung, eine Typenmarkierung für alle Datenblöcke, welche auch zur Konsistenzprüfung dient, sowie Maßnahmen zur vereinfachten Programmeingabe bei Standardanwendungen. Die für die transienten Analysen maßgeblichen Programmschleifen werden in SSYST-2 bei der Interpretation der Steuer-sprache als Macrobefehle behandelt. Hierdurch können für typische Anwendungen die Rechenzeiten gegenüber SSYST-1 um den Faktor 2.5 reduziert werden. Im Vergleich zu FRAP-T liegen die SSYST-Rechenzeiten um eine Größenordnung niedriger. Dies erklärt sich teils durch Auswahl effizienter Algorithmen (etwa für die Integration der Stabdeformation), teils durch bewußte Auswahl einfacher physikalischer Modelle (etwa für die transiente Spaltgasfreisetzung).

Typische LOCA-Analyse mit SSYST-2

Eine Brennstabanalyse mit SSYST-2 folgt prinzipiell dem in Abb. 1 enthaltenen Schema: Berechnung von Anfangs- und Randbedingungen für die einzelnen Brennstäbe, dann die detaillierte transiente Rechnung. Der Ablauf einer typischen LOCA Analyse ist in Abb. 2 gezeigt. Ausgehend von einer Primärsystemanalyse werden zunächst die Randbedingungen in den Plena des Reaktordruckbehälters für die Druckabbauphase berechnet. Mit diesen Randbedingungen wird dann eine Heißkanalanalyse durchgeführt. Aus dieser Analyse werden die thermischen und mechanischen Randbedingungen (Druck, Temperatur, Wärmeübergangszahl) an SSYST übergeben. Für die Niederdruckphase werden die Randbedingungen mit den Modulen WAK/10/ oder REFLOS/11/ gewonnen. Typische Ergebnisse sind in Abb. 3 gezeigt. Durch die im Zusammenhang mit der Entwicklung statistischer Modelle durchgeführten ca. 200 LOCA Rechnungen bei unterschiedlichster Wahl der Eingabedaten ist ein gründlicher Test des Rechenprogrammes vorgenommen worden.

Deformations- und Versagensmodell

Ein wichtiger Beitrag zu SSYST ist die Entwicklung des Kriechberstmodells NORA. Es wurde aus ca. 2000 gut dokumentierten Experimenten abgeleitet. Abb. 4 zeigt schematisch den Aufbau des Kriechmodells. Die Dehngeschwindigkeit des Basismodells setzt sich darin aus zwei Kriecharten zusammen, die abhängig von der Dehngeschwindigkeit wirksam werden. Beim Übergang vom 'Diffusionskriechen' zum 'Diffusionsgleiten' tritt eine charakteristische Entfestigung auf. Diese wird in NORA2 modelliert, ebenso die Verfestigung zu Beginn der Verformung.

Der Einfluß der Oxidation auf die Deformation des Zircaloy wird nur homogenisiert berücksichtigt. Die Wirkung des Sauerstoffs auf das Kriechverhalten ist im allgemeinen verfestigend, bei großen Schichtdicken und zunehmender Rißbildung in der Oxidhaut kann aber wieder eine Reduktion der Festigkeit auftreten.

Für das Versagensmodell wurde eine auf der Dehnung basierende Schadensfunktion eingeführt. Diese wird durch Summation der normierten Dehnung eines Zeitschritts gebildet. Versagen wird angezeigt, wenn diese Größe den Wert eins erreicht. Wesentlichen Einfluß auf die Enddehnung haben der Sauerstoffgehalt und die Dehngeschwindigkeit.

Die Abb. 5,6 zeigen einige Anwendungen von NORA2. In Abb. 5 ist der gemessene und berechnete Verlauf der Dehnung für Simulatorexperimente im Temperaturbereich zwischen 1000K und 1200 K dargestellt. Sowohl der Verlauf der Dehnung als auch die Berstdehnung selbst stimmen recht gut mit den Meßwerten überein. Bestehende Abweichungen lassen sich durch Temperaturverschiebungen im Rahmen der Meßgenauigkeit der Temperatur ausgleichen. Abb. 6 zeigt den Einfluß der Oxidation auf das Dehnverhalten bei 1373K. Abweichend vom exponentiellen Anstieg der Dehnung wie in Abb. 5 bewirkt der Sauerstoff eine drastische Reduktion der Dehngeschwindigkeit, sodaß während des Versuchszeitraumes die Probe nicht zum Bersten kommt. Die Übereinstimmung der Modellrechnung mit dem Experiment ist auch in diesem Temperaturbereich gut.

Modellierung azimuthaler Effekte

Zur vereinfachten Nachbildung des Einflusses azimuthaler Effekte wurde der Modul AZI erstellt. In diesem ist das Hüllrohr gegenüber der Brennstofftablette verschiebbar (s. Abb. 7). Das Maß der Verschiebung ist ein Eingabewert,

der in Prozent der momentanen symmetrischen Spaltweite angegeben wird. In dieser Geometrie wird das 2D Wärmeleitproblem gelöst. Die Größen Wärmeübergang im Spalt, Oxidation der Hülle und Dehnung werden für jedes Winkelsegment getrennt berechnet. Azimutal variierender Wärmeübergang in den Kühlkanal durch Strahlung oder Konvektion können dabei ebenso wie azimutal variierende Wandstärken berücksichtigt werden.

Version SSYST-3

Eine Testversion von SSYST-3 ist im Betrieb. Entwicklung und Dokumentation werden Ende 1982 abgeschlossen sein. SSYST-3 unterscheidet sich von SSYST-2 besonders durch die Hinzunahme von Modellen zur statistischen Behandlung des Brennstabverhaltens (DESIGN, REGRES, MOCA, s. Tab. 1) und durch den Einbau des Zircaloy Kriechberstmodells NORA2 in die Moduln zur Beschreibung azimutaler (AZI) und axialer Effekte (STADEF). Daneben wurde der Modul ZETHYD zur Berechnung der Thermodynamik im Unterkanal überarbeitet.

6.3 Ergebnisse aus den bisherigen Rechnungen

Die im ersten Statusbericht zum LWR-Brennstabverhalten gefundenen Ergebnisse /12/ wie Einfluß von Leistung und Stabinnendruck auf die Deformation, sowie die Wichtigkeit der transienten thermohydraulischen Randbedingungen sind auch heute noch gültig. Darüberhinaus wurde die Bedeutung der lokalen Verhältnisse am Hüllrohr, wie Temperaturdifferenz und Wandstärkeschwankung am Rohrumfang deutlich. Durch diese die Dehnung lokalisierenden Effekte können die Umfangsdehnungen der Rohre drastisch reduziert werden. Ein weiteres Ergebnis ist, daß wegen der hohen Empfindlichkeit des Zircaloy gegenüber geringen Änderungen der mittleren Hüllrohrtemperatur (s. Abb. 8), der Temperaturdifferenz am Umfang und der Wandstärkeschwankung am Umfang vor dem Störfall eine deterministische Vorhersage über die Verteilung der Enddehnungen in einem Reaktor praktisch nicht möglich ist. Es wurden daher die Hilfsmittel der Statistik in SSYST verfügbar gemacht /13/, mit denen nun statistische Aussagen über den zu erwartenden Schadensumfang - unter Verwendung einer größeren Anzahl von SSYST-Einzelstabanalysen - möglich sind. Darüberhinaus lassen sich mit diesen Methoden auch Bündelbetrachtungen durchführen. Eine zweite Möglichkeit, zu Aussagen über Kühlkanalblockaden in Stabbündeln zu kommen, liefert ein ebenfalls auf einer Reihe von Einzelstabanalysen basierendes empirisches Modell.

Zur Problematik der Wechselwirkung der Stäbe wurden keine speziellen Modelle aufgestellt, da solche nur dann wichtig wären, wenn dadurch ein überzeugender Nachweis eines vorzeitigen Stillstandes der Dehnungen geliefert werden könnte oder sich gezeigt hätte, daß durch Wechselwirkungen der Blockadegrad deutlich erhöht würde.

Zur früher sehr betonten Problematik der Kühlbarkeit stark deformierter Zonen ist zu bemerken, daß sowohl experimentell /14/ als auch durch Modellrechnungen /15,16/ gezeigt werden konnte, daß Kühlkanalblockaden bis ca. 90% noch tragbar sind. Außerdem sind nach den statistischen Bündelanalysen die Abmessungen blockierter Bereiche so klein, daß diese allein durch radialen Wärmetransport gekühlt werden könnten.

6.4 Analyse des Schadensumfangs in Bündeln und im Core mit SSYST-3

Die Notwendigkeit, über eine Einzelstabanalyse hinaus noch eine Aussage zum Bündelverhalten zu machen, ergibt sich daraus, daß die Stäbe in einem Bündel nicht im mathematischen Sinne identisch sind, und selbst wenn sie dies wären, bestimmte Vorgänge, z.B. mechanische Wechselwirkung an einem Einzelstab, schlecht zu untersuchen sind. Nun hat sich in den Bündelexperimenten REBEKA /17/ und MRBT /18/ gezeigt, daß Wechselwirkungen zwischen den Stäben zwar auftreten, diese aber nur eine untergeordnete Rolle spielen. Die wesentliche Aufgabe bei der Bündelanalyse besteht also darin, die Unterschiede zwischen den verschiedenen Stäben in angemessener Weise zu berücksichtigen. Für die Störfallanalyse in einem Reaktor ist darüber hinaus noch die Unschärfe der Randbedingungen mit aufzunehmen.

Würde man zu Beginn eines Störfalles alle Stäbe in einem Bündel und ihre transienten Randbedingungen genau kennen, so wäre die Aufgabe dann gelöst, wenn man für jeden einzelnen dieser Stäbe eine Störfallanalyse durchführen würde. Dies ist aber nicht möglich, weil von den Anfangs- und Randbedingungen nur Mittelwerte und Streubreiten bekannt sind. Da die Eingangsdaten statistisch verteilt sind, muß auch die Lösung mit statistischen Methoden gewonnen werden. Dazu betrachtet man einen Einzelstab aus dem Bündel und analysiert ihn wiederholt - unter Einsatz aller relevanten SSYST-Einzelstab-Moduln. Bei jeder Rechnung werden dabei alle Größen, die statistisch verteilt sind, neu gewählt. Charakteristisch ist, daß diese Größen ihren Wert unabhängig voneinander einnehmen, z.B. die Wandstärke des Hüllrohres oder die Dichte der UO₂ Tabletten.

Kennt man die Wirkung einer solchen Kombination oder die maximale Hüllrohrtemperatur, so kann man mit Hilfe einer Monte Carlo Analyse aus der Verteilung der Eingangsdaten auf die Verteilung der Ergebnisse schließen.

Abb. 9 illustriert dieses Vorgehen innerhalb SSYST-3. Auswahl und Kombination von Eingabegrößen für die Primärsystemanalysen (RELAP, WAK) und für eine größere Anzahl von SSYST-Einzelstabrechnungen erfolgt nach der Methode des Latin-Hypercube-Schemas. Mit diesen ausgewählten Eingabedaten werden dann die eigentlichen Einzelstabanalysen für die Blowdown-, Wiederauffüll- und Flutphase durchgeführt. Aus den Ergebnissen dieser Rechnungen erhält man mit Hilfe der multiplen schrittweisen Regression Antwortfunktionen für z.B. die maximale Hüllrohrtemperatur und die maximale Enddehnung der Hüllen, die weitere Einzelstabanalysen ersetzen. Mit Hilfe von Monte-Carlo-Methoden lassen sich aus diesen Antwortfunktionen mit geringem Aufwand an Rechenzeit die interessierenden Wahrscheinlichkeitsdichte-Funktionen für die maximalen Hüllrohrtemperaturen und die maximalen Enddehnungen der Hüllen ermitteln.

Für den LOCA eines Leistungsreaktors wurde eine solche Analyse durchgeführt /13/. Ergebnisse daraus zeigt Abb. 10. Es ist dort die Häufigkeit der maximalen Hüllrohrtemperaturen in der Niederdruckphase und die der Enddehnungen aufgetragen. Während die Verteilung der Temperatur symmetrisch zum Erwartungswert ist, ist die der Enddehnung extrem schief. Bei diesen Ergebnissen wurde nicht berücksichtigt, daß manche der Einflußgrößen außer ihrem statistischen Anteil auch einen systematischen, ortsgebundenen Anteil haben (Leistungsverteilung). Außerdem sind manche Größen in einem Bündel für alle Stäbe gleich (Kühlmitteldruck). Stellt man dies bei der Monte Carlo Analyse mit in Rechnung, so kann man zu einer verbesserten Bündelaussage kommen. Ein Beispiel zeigt Abb. 11. Man sieht dort die Verteilung der 'blockierten' Unterkanäle über dem Bündelquerschnitt, wobei in diesem Fall die sog. globalen Einflußgrößen, wie z.B. die Dauer der Wiederauffüllphase, besonders ungünstige Werte haben. Solche Bündelergebnisse können auf wichtige Fragen hin ausgewertet werden, z.B. nach der Anzahl der 'blockierten' Unterkanäle, oder nach den Abmessungen der größten zusammenhängenden Zone mit 'blockierten' Unterkanälen. Abb. 11 zeigt jedoch deutlich, daß sich auch bei pessimistischer Wahl der Randbedingungen die blockierten Unterkanäle über dem Bündelquerschnitt verteilen und nur relativ kleine Blockadeinseln bilden.

6.5 Empirisches Modell zur Vorausberechnung von Kühlkanalblockaden in Stabbündeln

Der Gesamtaufwand, mit Hilfe statistischer Methoden zu Aussagen über Blockadegrade in Bündeln zu kommen, ist beträchtlich. Aus diesem Grund wurde eine zweite Rechenstrategie entwickelt, unter Verwendung der SSYST-Einzelstab-Moduln die Größe der Blockaden in Bündeln abzuschätzen. Dieses Modell geht davon aus, daß die bei nahezu allen Einzelstab- und Bündelexperimenten beobachteten azimutalen Variationen der Hüllrohrtemperatur, deren Größe das Dehnungsverhalten und speziell die Enddehnung entscheidend bestimmt, durch die Annahme einer fiktiven Exzentrizität zwischen Pellet und Hülle modelliert werden kann. Abb. 12 zeigt das Ergebnis einer SSYST-Parameterstudie für den 3. REBEKA-Versuch, bei der die Exzentrizität zwischen 0 (konzentrisch) und 1 (maximal mögliche Exzentrizität) variiert wurde. Aufgetragen ist die Berstdehnung als Funktion der Exzentrizität. Es ist zu erkennen, daß die Annahme einer Exzentrizität von 1 zu einer sehr guten Übereinstimmung zwischen der gerechneten Berstdehnung und der mittleren Umfangsdehnung in der Ebene maximaler Kühlkanalversperrung führt. Wie Abb. 13 zeigt, liefert eine fiktive Exzentrizität von 1 auch bei der Nachrechnung aller übrigen bisher ausgewerteten REBEKA- und MRBT-Experimente eine gute Übereinstimmung mit den gemessenen Werten.

Eine endgültige Aussage über den Gültigkeitsbereich dieses einfachen Modells wird jedoch erst nach Auswertung weiterer in- und out-of-pile-Experimente möglich sein.

6.6 Weiteres Vorgehen

Mit der Fertigstellung von SSYST-3 werden die Arbeiten zum Kühlmittelverluststörfall weitgehend abgeschlossen. Als nächstes sollen dann Modelle zur Beschreibung der schweren Kernschäden entwickelt werden. Es handelt sich dabei in erster Linie um Modelle für eine bessere Beschreibung der Oxidation von Zircaloy, eine verbesserte Zweiphasen-Thermo- und Fluidodynamik und Modelle für die chemische Wechselwirkung zwischen UO_2 und Zircaloy bei hohen Temperaturen. Die Hereinnahme allgemeinerer Störfallszenarien wird auf der Systemseite eine Verallgemeinerung der Programm-Ablauf-Steuerung (Zeitschritte/Modellwechsel) nötig machen, die jedoch nach den bisherigen Erfahrungen keine prinzipiellen Schwierigkeiten bereitet.

L i t e r a t u r

- /1/ W. Gulden et al.
Dokumentation SSYST-1; Ein Programmsystem zur Beschreibung des LWR-
Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen. KFK 2496, August 1977
- /2/ R. Meyder
SSYST-2; Eingabebeschreibung und Handhabung. KFK 2966, November 1980
- /3/ H. Borgwaldt, W. Gulden
SSYST: A Code-System for Analysing Transient LWR Fuel Rod Behaviour under
Off-Normal Conditions. KFK 3359, Juni 1982
- /4/ L. Siefken et al.
FRAP-T6: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods.
NUREG/CR-2148, EGG-2104, May 1981
- /5/ M. Uchida
FRETA-B: A computer code for the analysis of fuel rod bundle behaviors
under accident conditions. JAERI-M 9495
- /6/ R. Bowring, C. Cooper, T. Haste
MABEL-2: A Code to Analyse Cladding Deformation in a Loss of Coolant
Accident. AEEW-R-1529, April 1982
- /7/ M. Chagrot et al., unveröffentlicher Bericht 1978
- /8/ P. Verbeek, N. Hoppe
COMETHE III-J: A computer code for predicting mechanical and thermal
behaviour of a fuel pin. BN 7609-01
- /9/ RELAP-4/MOD5
A computer program for transient thermal-hydraulic analysis of nuclear
reactors and related systems. ANCR-NUREG-1335

- /10/ E. Seidelberger, KWU, unveröffentlichter Bericht
- /11/ E. Kersting
Rechenprogramm REFLOS. Programm zur Berechnung des Wiederauffüll-
und Flutvorganges. GRS-A-163 Sept. 1978
- /12/ M. Bůcek et al.
Stand und Ergebnisse der theoretischen und experimentellen Forschungs-
vorhaben zum LWR-Brennstabverhalten bei Reaktorstörfällen. KfK-Ext.28/78-1
- /13/ W. Sengpiel
Probabilistische Untersuchung des Brennstabverhaltens in einem Brenn-
element eines Druckwasserreaktors bei einem hypothetischen Kühlmittel-
verluststörfall. KfK 2965, Dez. 1980
- /14/ W. Götzman et al.
in Jahresbericht 1980 Projekt Nukleare Sicherheit
KfK 2950, Aug. 1981, S. 4200-184 ff.
- /15/ W. Baumann
unveröffentlichter Bericht der KfK
- /16/ S. Malang
unveröffentlichter Bericht der KfK
- /17/ K. Wiehr et al.
in PNS - Halbjahresbericht 1, 1980, KfK 2900
- /18/ R. Chapman et al.
Preliminary Results of B-5 Bundle Test.
Quick Look Report. ORNL/MRBT-5, July 1980

Modell	SSYST		
	1	2	3
Wärmeleitung	*	*	*
Wärmedurchgang im Spalt	*	*	*
Oxidation der Hülle	*	*	*
Innendruck	*	*	*
Stabdeformation	*	*	*
Azimuthale Effekte		*	*
Thermodynamik im Unterkanal		*	*
statistische Modelle			*
zerbrochener Brennstoff			*
Zircaloy Kriecherstmodell NORA2			*



Tab. 1: SSYST MODULN ZUM BRENNSTABVERHALTEN

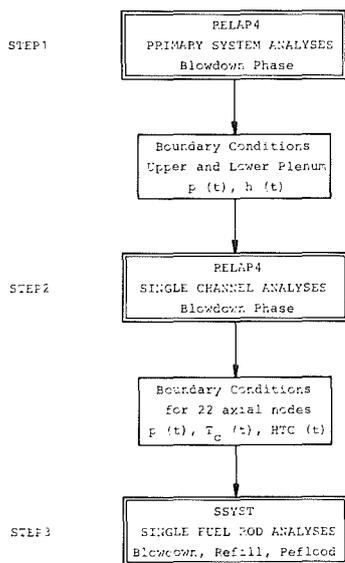


Abb. 2: LOCA-SIMULATION MIT RELAP UND SSYST

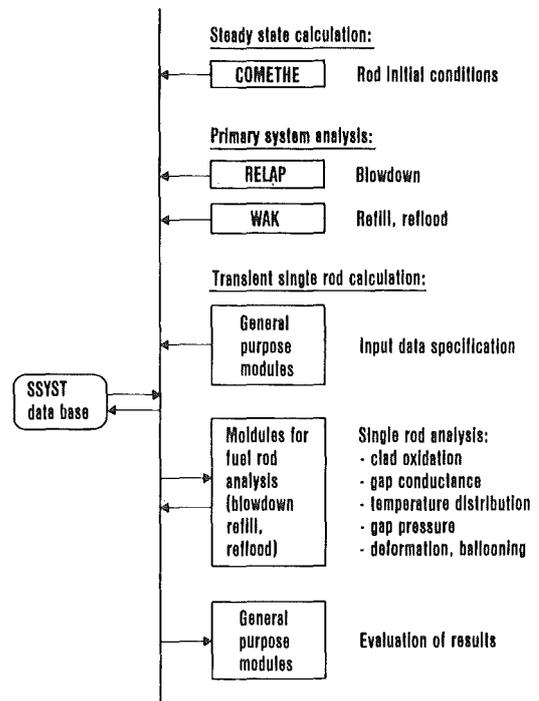


Abb. 1: ANALYSE DES LWR-BRENNSTABVERHALTENS MIT SSYST-2

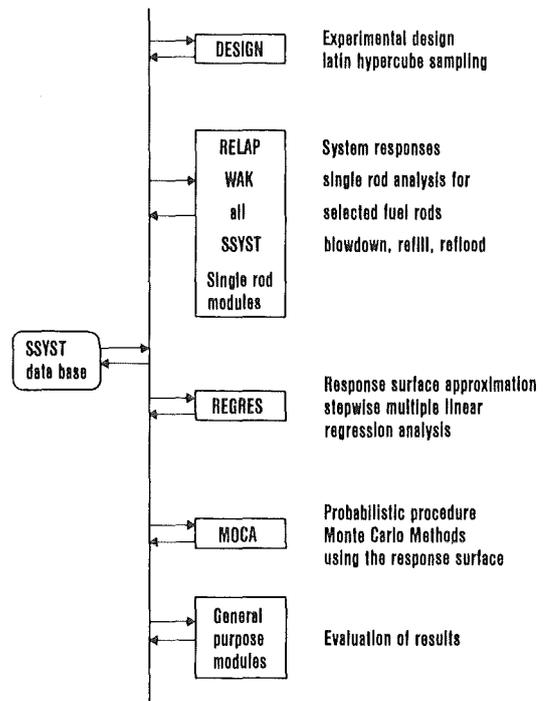
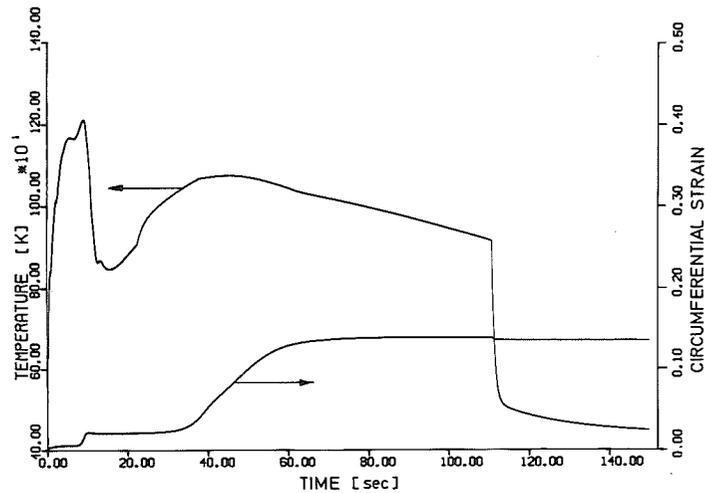


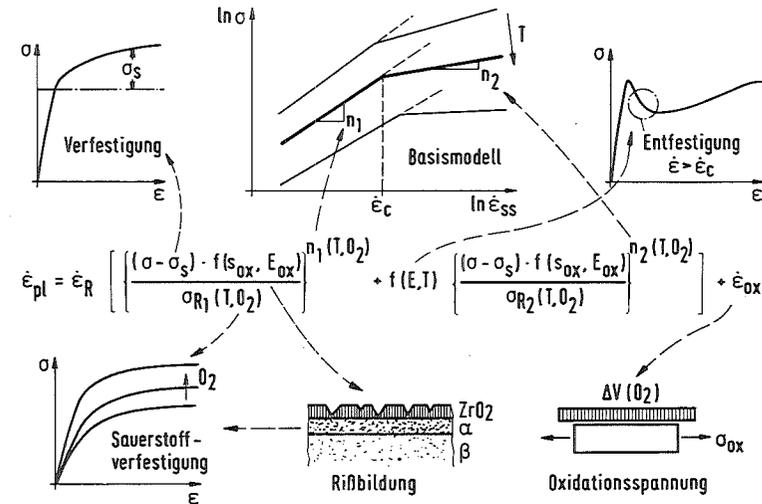
Abb. 9: ANALYSE DES LWR-BRENNSTABVERHALTENS MIT SSYST-3



Transient cladding temperature and circumferential cladding strain respectively for a PWR fuel rod following a postulated 2F-LOCA evaluated by SSYST



ABB. 3: TRANSIENTE HÜLLROHRTEMPERATUR UND UMFANGSDEHNUNG FÜR EINEN 2-F-LOCA EINES DWR



$$\dot{\epsilon}_{pl} = \dot{\epsilon}_R \left[\left(\frac{(\sigma - \sigma_s) \cdot f(s_{ox}, E_{ox})}{\sigma_{R1}(T, O_2)} \right)^{n_1(T, O_2)} + f(E, T) \left(\frac{(\sigma - \sigma_s) \cdot f(s_{ox}, E_{ox})}{\sigma_{R2}(T, O_2)} \right)^{n_2(T, O_2)} \right] + \dot{\epsilon}_{ox}$$



ABB. 4: EIGENSCHAFTEN DES DEFORMATIONSMODELLS NORA

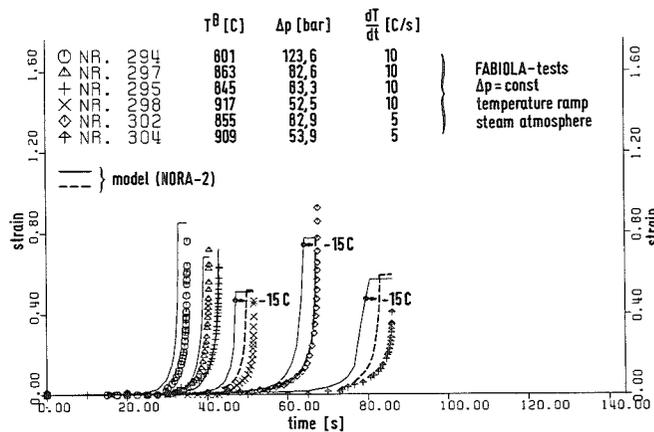


ABB. 5: ISOBARE TEMPERATURRAMPENEXPERIMENTE MIT BRENNSTABSIMULATOREN

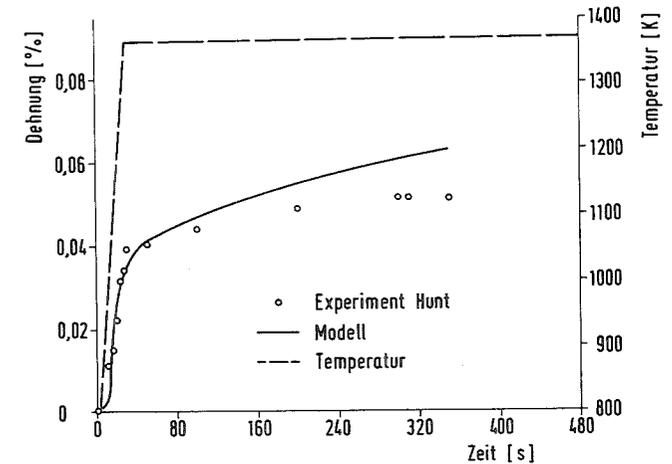


ABB. 6: EINFLUSS DER OXIDATION AUF DIE HÜLLROHRDEHNUNG

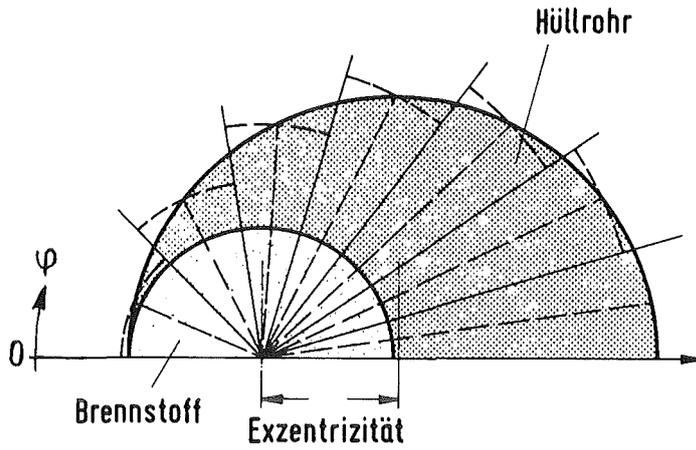


ABB. 7: DARSTELLUNG EINER BRENNSTABSCHLEIBE IN R-Z GEOMETRIE

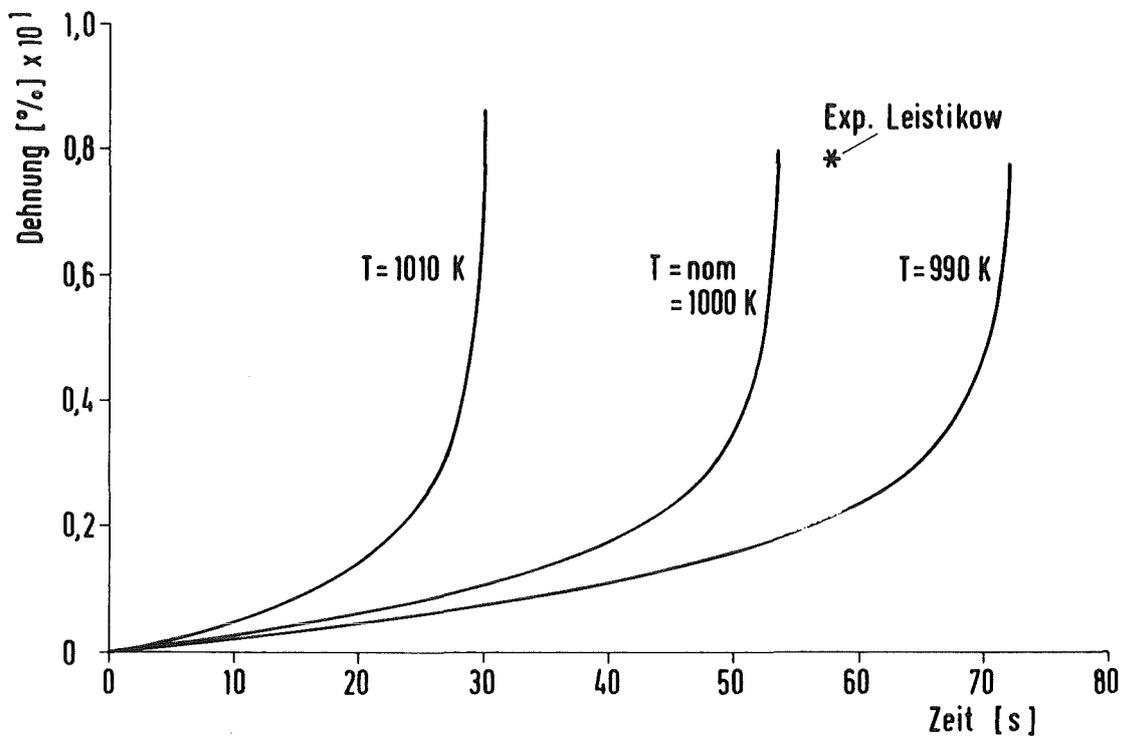
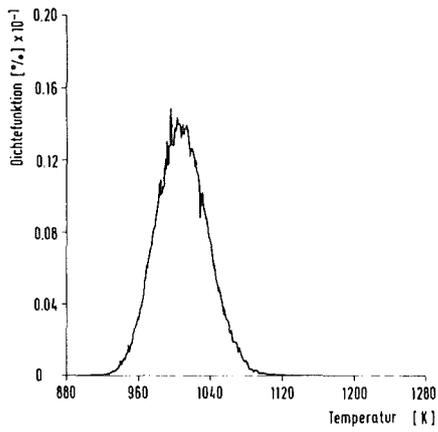
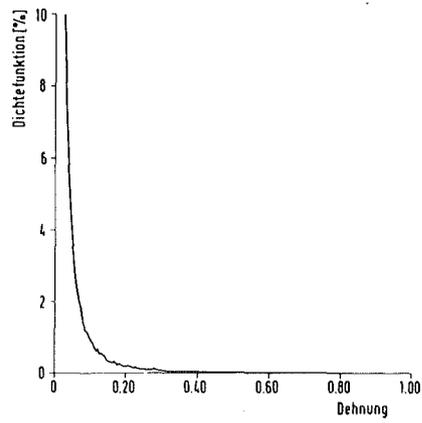


ABB. 8: EINFLUSS EINER TEMPERATURVARIATION VON ± 10 K



Dichtefunktion der max. Hüllrohrtemperatur (K)



Dichtefunktion der max. Hüllrohrdehnung



ABB. 10: DICHTEFUNKTIONEN DER MAXIMALEN HÜLLROHRTEMPERATUR UND DER MAXIMALEN HÜLLROHRDEHNUNG

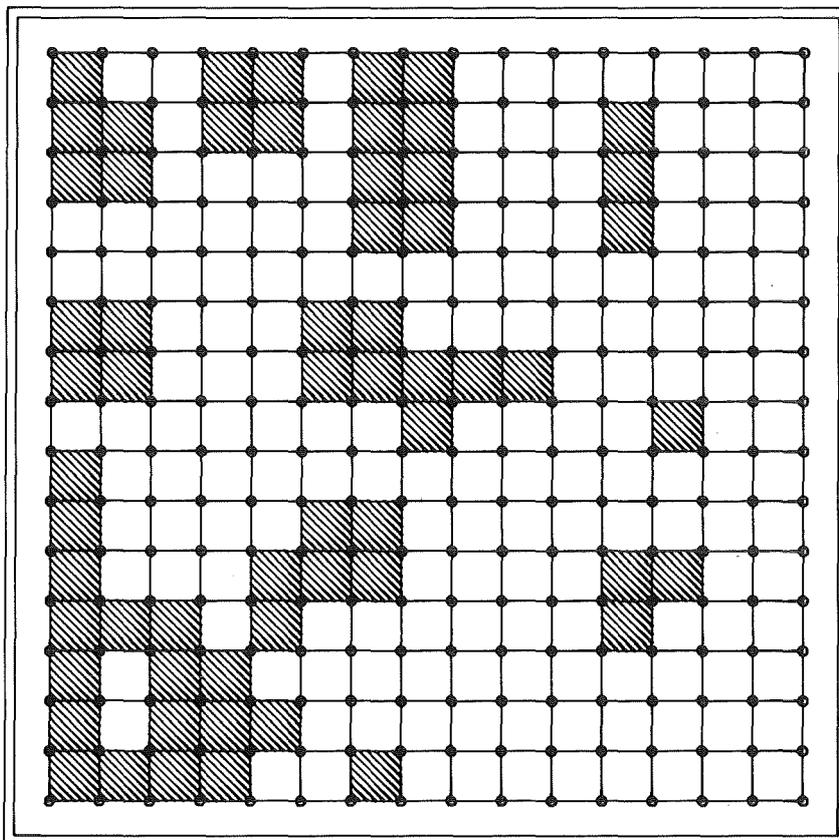


ABB. 11: INSELN BLOCKIERTER KÜHLKANÄLE

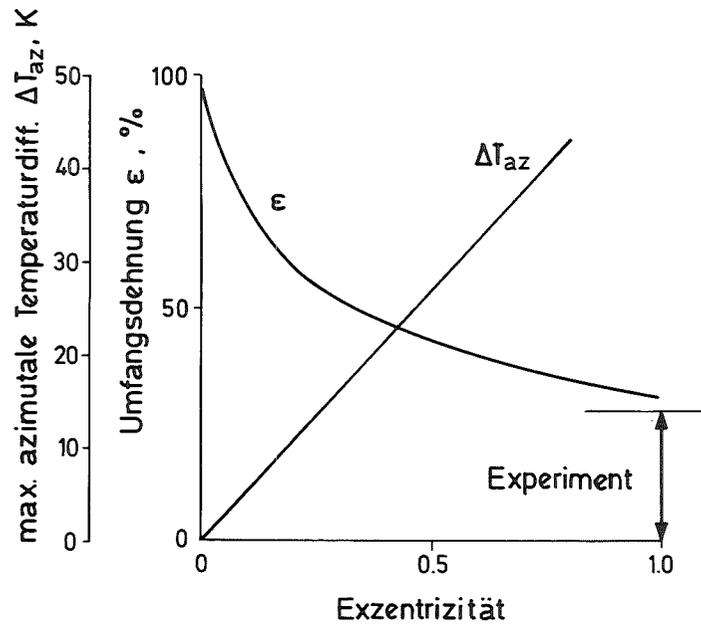


ABB. 12:

EINFLUSS DER STABEXZENTRIZITÄT AUF DIE AZIMUTALE TEMPERATURVARIATION UND DIE MITTLERE UMFANGSDEHNUNG FÜR DIE RANDBEDINGUNGEN AUS REBEKA 3

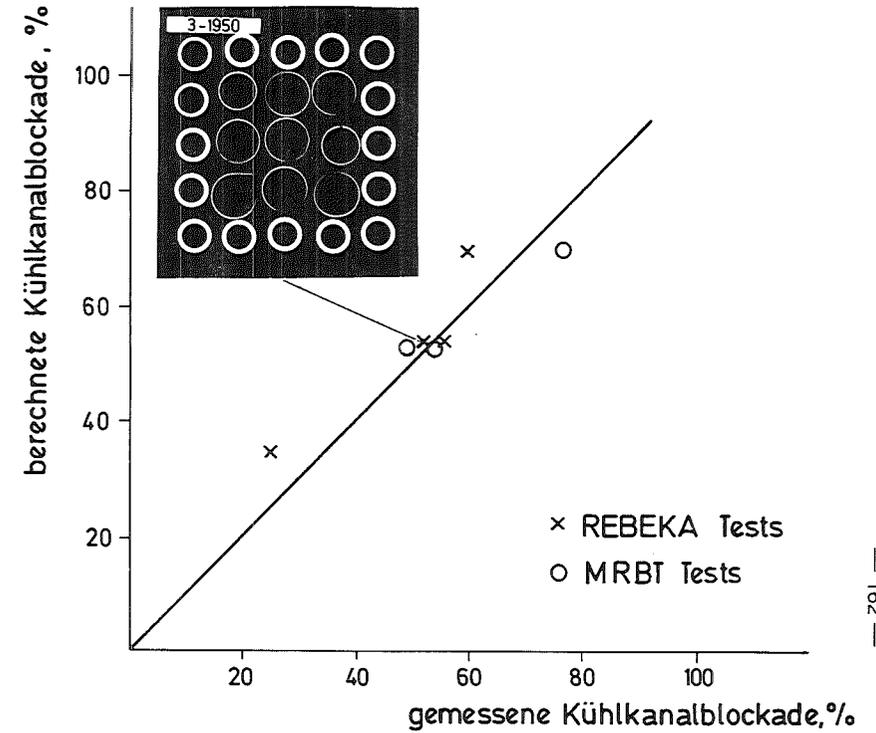


ABB. 13:

VERGLEICH DER GEMESSENEN UND DER BERECHNETEN MAXIMALEN KÜHLKANALBLOCKADEN

7. Verzeichnis der Abkürzungen

AH	- Abstandshalter
ANL	- Argonne National Laboratory
ATWS	- Anticipated Transients without Scram, Spezielle Transienten
BE	- Brennelement
BMFT	- Bundesministerium für Forschung und Technologie
BNWL	- Battelle Pacific Northwest Laboratories
BSS	- Brennstabsimulator
CEGB	- Central Electricity Generating Board (UK)
COSIMA	- Controlled blowdown Simulation Experiment Karlsruhe (IT, IRE)
DK-Loop	- Dampf-Kontaminations-Loop (FR2)
DWR	- Druckwasserreaktor
EG&G	- Edgerton, Germershausen & Grier Corp.
EPRI	- Electric Power Research Institute
FABIOLA	- Facility for Burst Testing under Fuel Interaction and Steam Oxidation during a LOCA (IMF)
FEBA	- Flutexperimente mit blockierten Anordnungen
FR2	- Forschungsreaktor 2 (KfK)
FLECHT	- Full Length Emergency Cooling Heat Transfer Tests (Westinghouse)
FRAP	- Fuel Rod Analysis Program (INEL)
GRS	- Gesellschaft für Reaktorsicherheit
HFR	- Hochflußreaktor Petten
IKE	- Institut für Kernenergetik Stuttgart
IMF	- Institut für Material- und Festkörperforschung (KfK)
INEL	- Idaho National Engineering Laboratory
INR	- Institut für Neutronenphysik und Reaktor- technik (KfK)
IRB	- Institut für Reaktorbauelemente (KfK)
IRE	- Institut für Reaktorentwicklung (KfK)
JAERI	- Japan Atomic Energy Research Institute
KFA	- Kernforschungsanlage Jülich
KfK	- Kernforschungszentrum Karlsruhe
KVS	- Kühlmittelverluststörfall
KWU	- Kraftwerk Union
LFR	- Life Fraction Rule (siehe SRL)
LOCA	- Loss-of-Coolant Accident (Kühlmittel- verluststörfall, KVS)
LOFT	- Loss-of-Fluid Test Facility (INEL)

Fortsetzung zu 7. Verzeichnis der Abkürzungen

LWR	Leichtwasserreaktor
MMG	Monkman-Grant-Beziehung
MONA	Hochdruck-Hochtemperatur-Versuchsanlage (IMF)
MRBT	Multi Rod Burst Test Program (ORNL)
NSRR	Nuclear Safety Research Reactor (JAERI)
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PBF	Power Burst Facility (INEL)
PCM	Power-Cooling-Mismatch (Ungleichgewicht Leistung - Kühlung)
PKL	Primärkreis-Loop (Flutversuchsstand KWU)
PNS	Projekt Nukleare Sicherheit (KfK)
REBEKA	Reaktortypisches Bündelexperiment Karlsruhe (IRB)
RIA	Reactivity Initiated Accident
ROBERTA	Rohrberstanlage (IMF)
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SCC	Stress Corrosion Cracking (Spannungsrißkorrosion, SRK)
SCTF	Slab Core Test Facility (JAERI)
SSYST	Sicherheitssystem, Brennstabverhaltenscode (PNS)
SRL	Summenregel der Lebensanteile
SWR	Siedewasserreaktor
TMFM	True Mass Flow Meter
TUBA	Tube Burst Apparatus (IMF)
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
Zry	Zircaloy