

KfK 2850
August 1980

Projekt Nukleare Sicherheit

Halbjahresbericht 1979/2

Kernforschungszentrum Karlsruhe

K E R N F O R S C H U N G S Z E N T R U M K A R L S R U H E

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

KfK 2850

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

.16. Halbjahresbericht / 2. Halbjahr 1979

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH

ISSN 0303-4003

ISSN 0303-4003

ISSN 0340-4463

Vorwort

Im Rahmen des Projekts Nukleare Sicherheit (PNS) arbeiten die folgenden Institute und Abteilungen der Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH zusammen:

Institut für Datenverarbeitung in der Technik	IDT
Institut für Material- und Festkörperforschung	IMF
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	INR
Institut für Reaktorbauelemente	IRB
Institut für Reaktorentwicklung	IRE
Institut für Radiochemie	IRCH
Hauptabteilung Ingenieurtechnik	IT
Hauptabteilung Sicherheit	HS
Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik	LAF
Laboratorium für Isotopentechnik	LIT

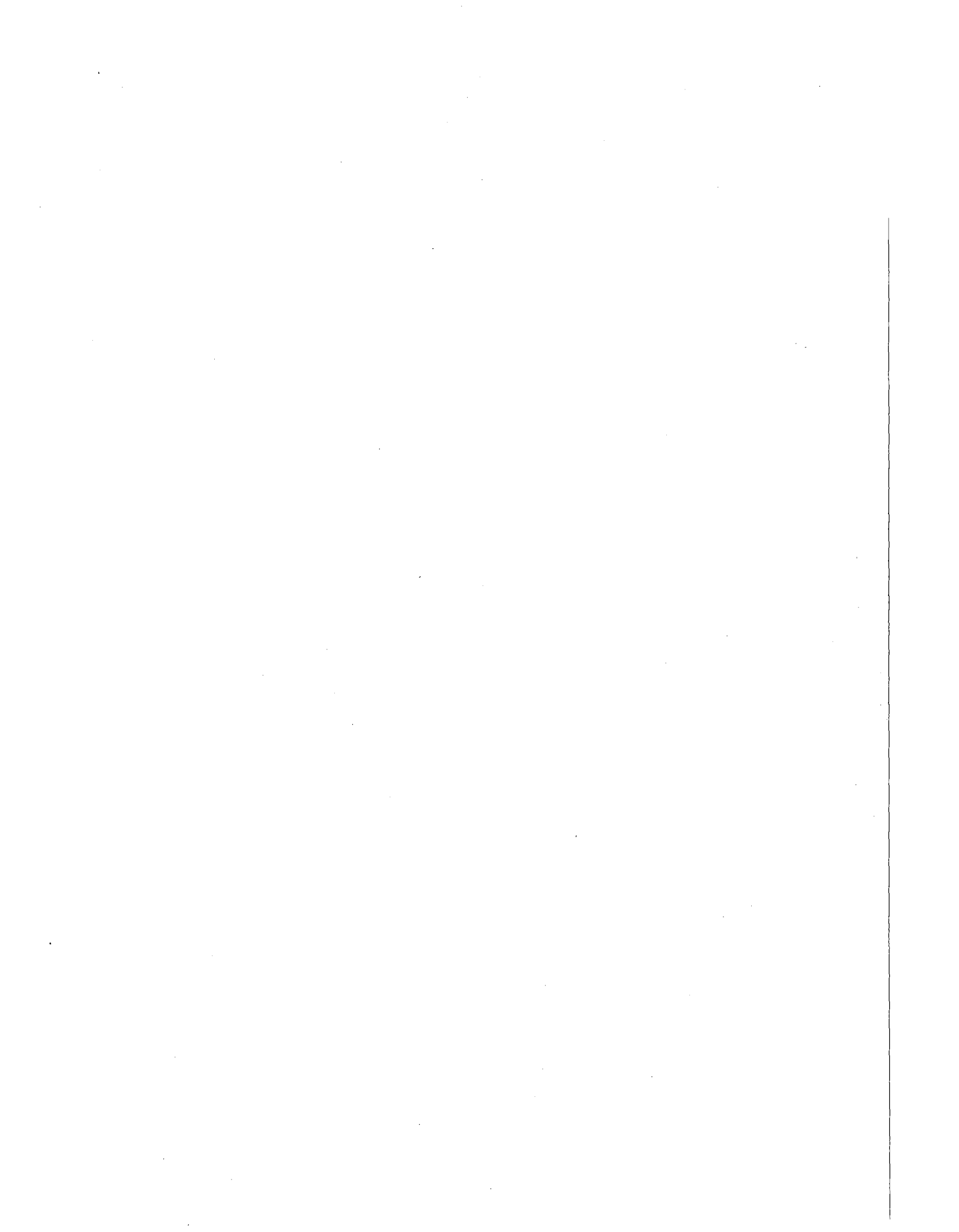
Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten des PNS sind Bestandteil des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms des BUNDESMINISTERS FÜR FORSCHUNG UND TECHNOLOGIE (BMFT) und werden in Zusammenarbeit mit der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Herstellern und Betreibern, Gutachtern, Genehmigungsbehörden sowie anderen Forschungsinstitutionen durchgeführt.

Der vorliegende 16. Halbjahresbericht 1979/2 beschreibt die Fortschritte der Arbeiten des PNS, die von den Instituten und Abteilungen der KfK und den im Auftrag der KfK arbeitenden externen Institutionen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit durchgeführt werden, in KURZFASSUNGEN (deutsch und englisch). Es wird in diesen Berichten über

- Durchgeführte Arbeiten
- Erzielte Ergebnisse
- Ausblick auf den geplanten weiteren Fortgang

jedes einzelnen Forschungsvorhabens zusammengefaßt informiert. Detaillierte Beiträge zu allen Vorhaben finden sich in Primärberichten, die in dem anhängenden Verzeichnis aufgeführt sind. Auf den dort erläuterten Verteilermodus wird hingewiesen.

Der Bericht wurde von der Projektleitung zusammengestellt.



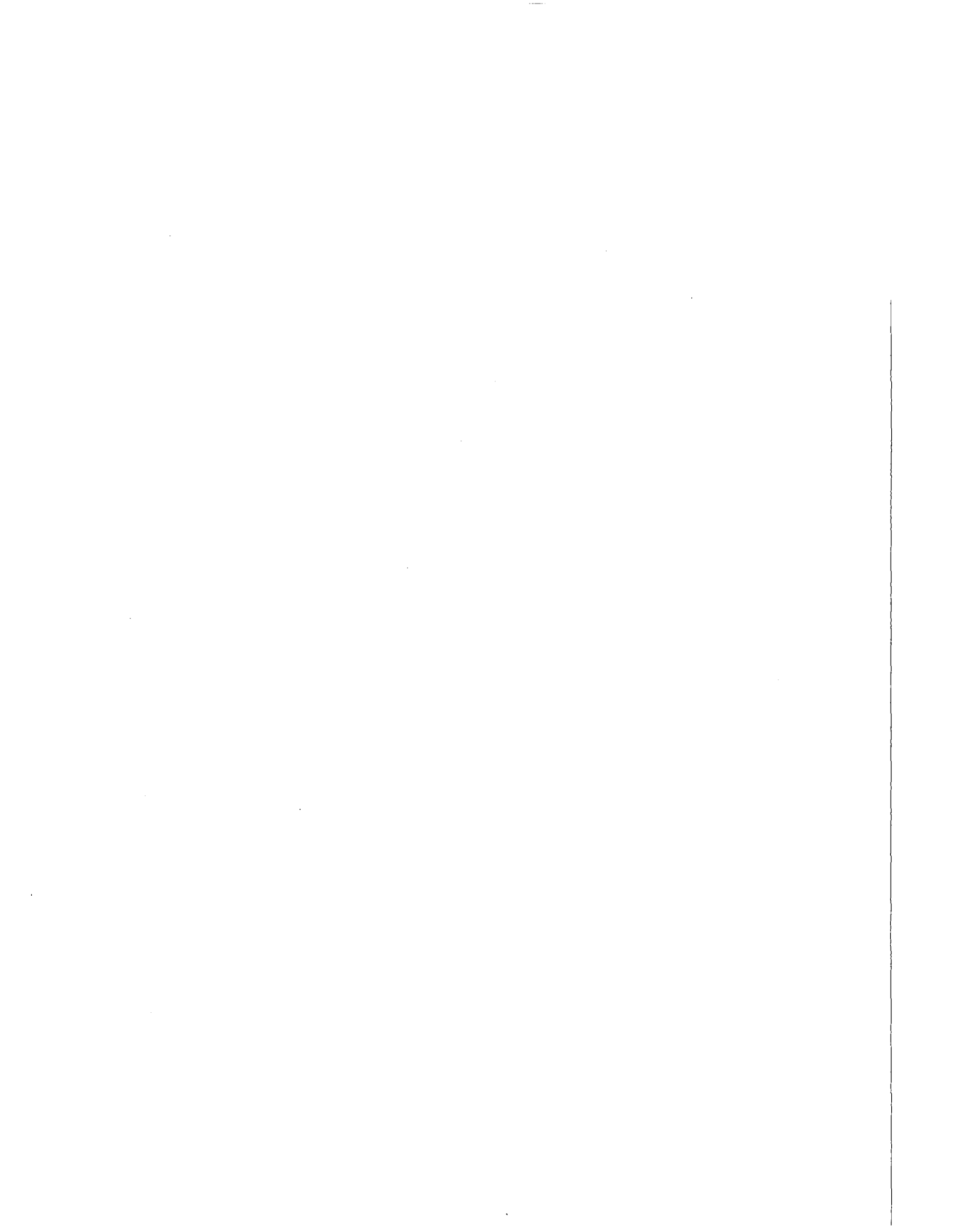
NUCLEAR SAFETY PROJECT

SECOND SEMIANNUAL REPORT 1979

The 16th semi-annual report 1979/2 is a description of work within the Nuclear Safety Project performed in the second six month of 1979 in the nuclear safety field by KfK institutes and departments and by external institutions on behalf of KfK. The chosen kind of this report is that of short summaries, containing the topics

- work performed
- results obtained
- plans for future work

This report was compiled by the project management.



<u>Inhaltsverzeichnis</u>	<u>Seite</u>
Berichtsbeiträge in deutscher Sprache	1 - 62
Translation of the German Reports	63 - 127
06.01 SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW	
<u>PNS-Teilprojekt 4100 - Dynamische Beanspruchung von Reaktor-</u> <u>komponenten unter Störfallbedingungen</u>	1
06.01.01 HDR-Blowdown-Versuche zur dynamischen Beanspru- chung von Reaktoreinbauten	1
06.01.01/03A Auslegung, Vorausberechnung und Auswertung der PNS 4115 HDR-Blowdown-Experimente zur dynamischen Belastung und Beanspruchung von Reaktordruckbehältereinbauten	1
06.01.01/04A Meßtechnische Erfassung und Auswertung des dynami- PNS 4116 schen Verhaltens der Versuchseinbauten im Reaktor- druckbehälter (RDB) des HDR im Rahmen der HDR- Blowdown-Versuche	2
06.01.02 Entwicklung und Verifizierung von Codes zur dyna- mischen Beanspruchung von RDB-Einbauten	3
06.01.02/03A Weiterentwicklung und Verifizierung von fluid/ PNS 4125 strukturdynamischen Codes zur Analyse der Bean- spruchung von RDB-Einbauten beim Blowdown	3
06.01.02/04A Laborversuche zur Abstützung von fluid-struktur- PNS 4126 dynamischen Rechenprogrammen zur Beschreibung der Anfangsphase bei Kühlmittelverluststörfällen	4
06.01.02/05A Weiterentwicklung und Verifizierung von Codes PNS 4127 zur Analyse der dynamischen Spannungen und Ver- formungen von LWR-Containments bei Kühlmittel- verluststörfällen	5
06.01.03 Entwicklung von Zweiphasen-Massenstrom-Meßver- fahren und Anwendung bei den Blowdown-Experi- menten	6
06.01.03/04A Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kali- PNS 4137 brieren verschiedener Zweiphasen-Massenstrom- Meßverfahren	6

	<u>Seite</u>
06.01.03/06A PNS 4138	Entwicklung und Bau eines True mass flow meters $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$ 8
06.01.03/07A PNS 4139	Versuchsstand für instationäre 2-Phasen-Strömungen 9
<u>PNS-Teilprojekt 4200 - Brennelementverhalten bei Störfällen</u> 10	
06.01.04	Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems zur Beschreibung des Brennelementverhaltens (SSYST) 10
06.01.04/06A bis 08A PNS 4231	Theoretische Untersuchungen zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall 10
06.01.04/10A PNS 4234	Bestimmung der Nachzerfallswärme der Spaltprodukte von 235 U im Zeitbereich 10 - 1000 sek. 13
06.01.06	Materialverhalten von Zircaloy bei Reaktorstörfällen 14
06.01.06/06A PNS 4235.1	Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von Zircaloy-Hüllmaterial 14
06.01.06/07A PNS 4235.2	Untersuchungen zur Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation an Zircaloy-Hüllrohren 17
06.01.06/08A PNS 4235.3	Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und von Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zry-Hüllrohren bei Störfalltransienten 19
06.01.06/10A PNS 4235.4	Berstversuche an Zircaloy-Hüllrohren unter kombinierter mechanisch-chemischer Beanspruchung (FABIOLA-PROGRAMM) 23
06.01.07	Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalles 25
06.01.07/03A 06.01.07/04A PNS 4236.1/2	Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalles (COSIMA-Programm) 25

	<u>Seite</u>	
06.01.08	In-pile-Experimente im DK-Loop des FR2	26
06.01.08/02A PNS 4237.1	Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverluststörfalles. In-pile-Versuche mit Einzelstäben im DK-Loop des FR2	26
06.01.09	Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles	29
06.01.09/02A PNS 4238	Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden Zirkaloy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung (REBEKA-Programm)	29
06.01.10	Auswirkung von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung	33
06.01.10/02A PNS 4239	Untersuchungen zum Einfluß der Größe und Form von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung in der Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles (FEBA-Programm)	33
<u>PNS-Teilprojekt 4300 - Ablauf und Beherrschung von LWR-Kernschmelzenunfällen</u>		36
06.01.11	Reaktions-, Freisetzungs- und Aerosolverhalten beim Kernschmelzen	36
06.01.11/05A PNS 4311	Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltprodukten und Aerosolen in LWR-Containments	36
06.01.11/06A PNS 4314	Konstitution und Reaktionsverhalten von LWR-Materialien beim Coreschmelzen	37
06.01.11/07A PNS 4317	Materialkundliche Untersuchungen im Rahmen der BETA-Experimente	39
06.01.11/08A PNS 4315	Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen	40
06.01.11/09A PNS 4316	Entwicklung und Betrieb von Anlagen zur Untersuchung der Spaltproduktfreisetzung beim LWR-Kernschmelzenunfall	42

06.01.12	Untersuchungen zur Wechselwirkung von Stahlschmelzen mit Beton	43
06.01.12/04A PNS 4325	Ausbreitung von Stahlschmelzen in Beton, Bestimmung der Schmelzfrontausbreitung	43
06.01.12/05A PNS 4322	Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und Beton-Materialeigenschaften	45
06.01.12/06A PNS 4323	Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und Beton - Versuchsanlage BETA	45
06.01.12/07A PNS 4324	Planung und Bewertung der BETA-Experimente	47
06.01.13	Modellentwicklung zur analytischen Beschreibung von Kernschmelzenunfällen	50
06.01.13/04A PNS 4331	Hydrodynamische und thermische Modelle zur Wechselwirkung einer Kernschmelze mit Beton	50
06.01.13/05A PNS 4334	Modellentwicklung zur analytischen Beschreibung von Kernschmelzenunfällen	51
<u>PNS-Teilprojekt 4400 - Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und Reduktion der Strahlenbelastung</u>		52
06.01.14	Abluftfilterung an Reaktoren	52
06.01.14/05A PNS 4414	Bestimmung der Jodkomponenten in der Abluft kerntechnischer Anlagen	52
06.01.14/06A PNS 4415	Entwicklung und Verbesserung von Abluftfiltern für Störfallbedingungen	53
06.01.14/07A PNS 4416	Abluftfilterung an Reaktoren (Alterung und Vergiftung von Jod-Sorptionsmaterialien)	55

	<u>Seite</u>
06.02. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON WIEDERAUF- ARBEITUNGSANLAGEN	57
<u>PNS-Teilprojekt 4500 - Sicherheit der Wiederaufarbeitung</u>	57
06.02.01 Störfallablaufanalyse für die große Wiederauf- arbeitungsanlage (WA)	57
06.02.01/04A Störfallablaufanalyse für die große Wiederaufar- PNS 4513 beituungsanlage (Extraktion)	57
06.03 EINDÄMMUNG VON FOLGESCHÄDEN	58
<u>PNS-Teilprojekt 4800 - Verhalten, Auswirkungen und Beseitigung freigesetzter nuklearer Schadstoffe</u>	58
06.03.01 Untersuchung des physikalischen und chemischen Ver- haltens biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt	58
06.03.01/04A Untersuchung des physikalischen und chemischen Ver- PNS 4812 haltens biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt. Pu, Am und Cm.	58
06.03.02 Untersuchung zum Ausbreitungsverhalten nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich	59
06.03.02/04A Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radio- PNS 4822 aktiver Gase im regionalen Bereich (über 15 km Entfernung)	59
06.03.02/05A Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radio- PNS 4823 aktiver Gase im lokalen Bereich (bis 15 km Ent- fernung) bei Emissionshöhen \geq 100 m	60
06.03.02/06A Ausbreitungsmodelle für besondere meteorologische PNS 4824 Situationen	61
06.03.03 Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktor- unfällen unter probabilistischen Gesichtspunkten	62
06.03.03/03A Untersuchungen der radiologischen Folgen von /04A Reaktorunfällen unter probabilistischen Gesichts- PNS 4831/4832 punkten	62

Anhang:

Veröffentlichungen und Primärberichte zu Arbeiten im 2. Halbjahr 1979

BERICHTSBEITRÄGE IN DEUTSCHER SPRACHE

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4100 - Dynamische Beanspruchung von Reaktorkomponenten unter Störfallbedingungen

06.01.01 HDR-Blowdown-Versuche zur dynamischen Beanspruchung von Reaktoreinbauten

06.01.01/03A Auslegung, Vorausberechnung und Auswertung der HDR-Blowdown-
PNS 4115 Experimente zur dynamischen Belastung und Beanspruchung von Reaktordruckbehältereinbauten
(U. Schumann, E. Erb, F. Eberle, J. Kadlec, F. Katz, R. Krieg, K.H. Lang, A. Ludwig, H. Möisinger, W. Olbrich, P. Philipp, E. Wolf, IRE)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

a) Die Schwingungsversuche ("Snapback-Experimente"), mit deren Hilfe die wesentlichen Eigenfrequenzen und weiteren Parameter des Kernmantels in Luft und Wasser bestimmt werden sollen, wurden weiter vorbereitet.

Die beiden Spannvorrichtungen zur Auslenkung des Kernbehälters wurden erstellt. Eine der Vorrichtungen zur Anregung der Schalenschwingungen wurde in der HDR-Versuchsanlage installiert und diversen kalten und heißen Betriebstests unterworfen. Die andere Spannvorrichtung zur Anregung der Biegeschwingungen wurde auf einem Prüfstand in Betrieb genommen. Die Inbetriebnahme-Versuche verliefen erfolgreich. Die Instrumentierung ist vorbereitet. Die Durchführung dieser Versuche wurde aufgrund anderer Experimente am HDR auf 1980 verschoben.

b) Ebenfalls 1980 sollen die Blowdown-Versuche beginnen. Die Vorbereitung dieser Versuche, insbesondere bezüglich Kernmanteleinspannung und Vorherberechnung der Temperaturschichtung, wurde weiter vorangetrieben. Die erste Versuchsserie wurde mit den Rechenprogrammen FLUX, FLUST und DRIX-2D (siehe 06.01.02) vorausberechnet. Mit der Kalibrierung der Meßaufnehmer wurde begonnen.

Geplante Weiterarbeit

Die Schwingungs- und Blowdown-Versuche werden weiter vorausgerechnet und voraussichtlich teilweise durchgeführt. Mit der Auswertung wird begonnen.

06.01.01/04A Meßtechnische Erfassung und Auswertung des dynamischen Verhaltens der Versuchseinbauten im Reaktordruckbehälter (RDB) des HDR im Rahmen der HDR-Blowdown-Versuche
PNS 4116
(J. Kadlec, F. Eberle, G. Lang, P. Philipp, R. Scharnowell, IRE)

Durchgeführte Arbeiten

Die für die Blowdown-Experimente V29.1, V29.2 und V 29.3 benötigten Weg-, Beschleunigungs- und Druckaufnehmer wurden abgenommen, kalibriert und auf Dichtigkeit getestet. Ein Primärbericht über die Qualifikationsuntersuchungen der induktiven Druckaufnehmer wurde fertiggestellt.

Erzielte Ergebnisse

Im Rahmen der Kalibrierung wurde bei einigen Temperaturen die Kennlinie aufgenommen und die Temperaturabhängigkeit der Empfindlichkeit bestimmt; bei einigen Aufnehmern wurde stichprobenweise die Frequenzgangfunktion gemessen. Die dabei erzielten Ergebnisse lassen auf folgende Meßfehler schließen, die bei den Blowdown-Experimenten erwartet werden: Amplitudenfehler von $\pm 2,5$ g bei der Beschleunigungsmessung, $\pm 0,4$ mm bei der Wegmessung und ± 2 bar bei der Druckmessung. Der entsprechende Zeitfehler ist in allen Fällen kleiner als 240 μ sec.

Geplante Weiterarbeit

Vorbereitung, Durchführung und Auswertung der Blowdown-Experimente V29.1, V29.2 und V29.3.

06.01.02 Entwicklung und Verifizierung von Codes zur dynamischen Beanspruchung von RDB-Einbauten

06.01.02/03A Weiterentwicklung und Verifizierung von fluid/strukturdynamischen Codes zur Analyse der Beanspruchung von RDB-Einbauten beim Blowdown
PNS 4125
(R.Krieg, E.G. Schlechtendahl, G. Hailfinger, A. Ludwig, IRE)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Im Mittelpunkt der Entwicklungsarbeiten stand das Rechenprogramm FLUX. Es beschreibt die dreidimensionale Blowdownströmung in Reaktordruckbehälter-Geometrie und berücksichtigt die Wechselwirkung mit dem flexiblen Kernmantel. Die dazu erforderlichen strukturdynamischen Eigenschaften werden mit einem der Rechenprogramme CYLDY2 oder CYLDY3 bereitgestellt. Bei entsprechender Transformation können auch andere strukturdynamischen Rechenmodelle für Zylinderschalen unter nicht-rotationssymmetrischer Belastung eingesetzt werden. Zur Zeit ist ein FEM-Modell für Kernmantel und Reaktordruckbehälter mit dem STRUDL-Code in Arbeit. FLUX steht nunmehr als Basiscode sowohl für die HDR-Blowdown und Snap-back-Experimente als auch für DWR-Anwendungen zur Verfügung.

Um im letzteren Falle auch den strukturdynamischen Einfluß des Reaktorkerns besser zu erfassen, wurde mit der Entwicklung eines Kontinuums-Ersatzmodells für Brennstäbe im Fluid begonnen. Erste Ergebnisse zeigen, daß die effektive dynamischen Dichte der Brennelemente nur 40% der tatsächlichen Dichte ausmacht.

Daneben wurden Arbeiten an den verschiedenen Einzel-Modellen durchgeführt. Ferner wurden diese Modelle für besondere Untersuchungen eingesetzt.

Die theoretischen Entwicklungsarbeiten zum Zweiphasencode DRIX-2D konnten abgeschlossen werden. Damit können zweidimensionale Wasser-Dampf-Strömungen, wie sie beim Blowdown auftreten, unter Berücksichtigung von Schlupf und thermodynamischen Nichtgleichgewicht berechnet werden. Unter dem Vorhaben 06.01.02/04 wurden DRIX-2D-Rechnungen mit einer Reihe von Experimenten verglichen.

Wegen einiger, im strukturdynamischen Kernmantel-Modell CYLDY2 enthaltenen Restriktionen, wurde ein verbessertes Modell CYLDY3 entwickelt. Es erlaubt, die quasi-exakte Bestimmung der Kernmantel-Eigenschwingungen und kann somit zur Überprüfung anderer Rechnungen eingesetzt werden. So ergab sich, daß in

Die Vorausberechnungen für das Experiment a (stehende, oben offene Zylinderschale ohne und mit Fluidbeaufschlagung) wurden dokumentiert. Weitere Rechnungen zeigten, daß relativ kleine, lokale Zusatzmassen, wie sie bei Experimenten mit Shaker-Anregung notwendig sind, die Eigenschwingungsformen erheblich beeinflussen können. Dies kann bedeuten, daß infolge von Imperfektionen auch solche Schwingungsformen erheblich angeregt werden, die bei idealer Geometrie nicht auftreten.

Geplante Weiterarbeit

Das Vorhaben ist eng mit den Vorhaben PNS 06.01.01, 06.01.02/03, 06.01.02/05 gekoppelt. Ferner ist es mit anderen Teilvorhaben des HDR-Blowdown-Projektes abgestimmt.

06.01.02/05A Weiterentwicklung und Verifizierung von Codes zur Analyse
PNS 4127 der dynamischen Spannungen und Verformungen von LWR-Con-
 tainments bei Kühlmittelverluststörfällen
 (R. Krieg, B. Göller, G. Hailfinger; IRE)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Das Rechenprogramm SPHERE-STRESS zur Feinauflösung der Spannungen, insbesondere an den Einspannstellen der Kugelschale, wurde fertiggestellt. Erste Rechenergebnisse liegen vor. Sie stimmen gut mit den im letzten Halbjahr durchgeführten Abschätzungen überein.

Die zugrunde gelegten transienten Druckbelastungen wurden in früheren gekoppelten fluid-strukturdynamischen Analysen mit Hilfe der Programme SPHERE-DYNA und SING-S ermittelt. Als Ursache wurde ein Dampfblasenkollaps im Druckunterdrückungssystem angenommen.

Außerdem wurde die Anwendbarkeit und Überprüfung des Programmes SING-S durch Nachrechnen von Testbeispielen fortgesetzt.

Geplante Weiterarbeit

Die Ergebnisse der Spannungsanalyse (Feinauflösung) werden dokumentiert und mit zulässigen Werten verglichen. Außerdem werden zur Überprüfung des Rechenprogrammes SING-S weitere Testbeispiele nachgerechnet. Mit ersten Arbeiten zur Spannungsanalyse bei Erdbebenanregung wird begonnen.

- 06.01.03 Entwicklung von Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren und Anwendung bei den Blowdown-Experimenten
- 06.01.03/04A Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren verschiedener Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren
PNS 4137 (J. Reimann, H. John, IRB)

Durchgeführte Arbeiten

1. Test der PHEBUS-Massenstrom-Instrumentierung

Die vom CEN Grenoble für die PHEBUS-Experimente entwickelte Massenstrom-Instrumentierung (Kombination aus Venturidüse, Gamma Densitometer und Turbinendurchflußmesser) wurde in Luft-Wasser-Strömung ($p=5$ bar) sowie Dampf-Wasser-Strömung ($p=30, 40, 50, 70, 90$ bar) getestet. Der Massenstrom wurde im Bereich $m=0,5-5$ kg/s, der Dampfgehalt x im Bereich 3-80% variiert. Die Tests wurden bei sowohl aufwärts als auch abwärts gerichteter Strömung durchgeführt. Abb. 1 zeigt schematisch die Instrumentierung in der verwendeten original PHEBUS-Teststrecke.

2. Dokumentation der Tests der LOFT-Instrumentierung

Der mit den amerikanischen Partnern gemeinsam erarbeitete Abschlußbericht wurde fertiggestellt.

Erzielte Ergebnisse

zu 1: Massenstrom und Dampfgehalt wurden sowohl durch Kombination der Meßgrößen aller drei Instrumente bestimmt (Index γ -V-T) als auch durch Kombination der Meßwerte von Venturidüse und Turbinendurchflußmesser (Index V-T). In letzterem Fall war in der Auswertbeziehung die Annahme enthalten, daß die Strömung in den Meßpositionen homogen ist. Abb. 2 zeigt für die Massenströme

eine mittlere Abweichung von + 13% und eine Standardabweichung von ca. 8%. Beide Methoden der Massenstromermittlung ergeben ungefähr die gleiche Genauigkeit. Die mit Hilfe der Venturidüse und des Turbinendurchflußzählers ermittelten Dampfgehalte besitzen im Mittel einen Fehler von 25%. Derzeit wird ein Modell entwickelt, um die Genauigkeit der Massenstrom- und Dampfgehaltsbestimmung zu erhöhen.

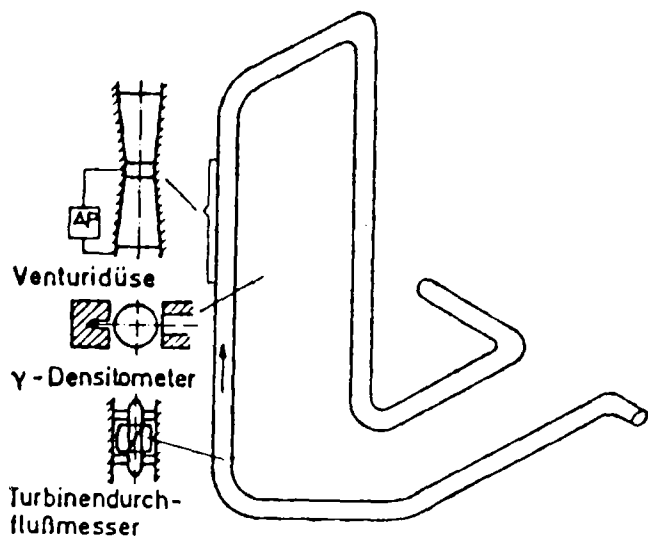


Abb. 1:
Schematische Darstellung der Teststrecke und Instrumentierung

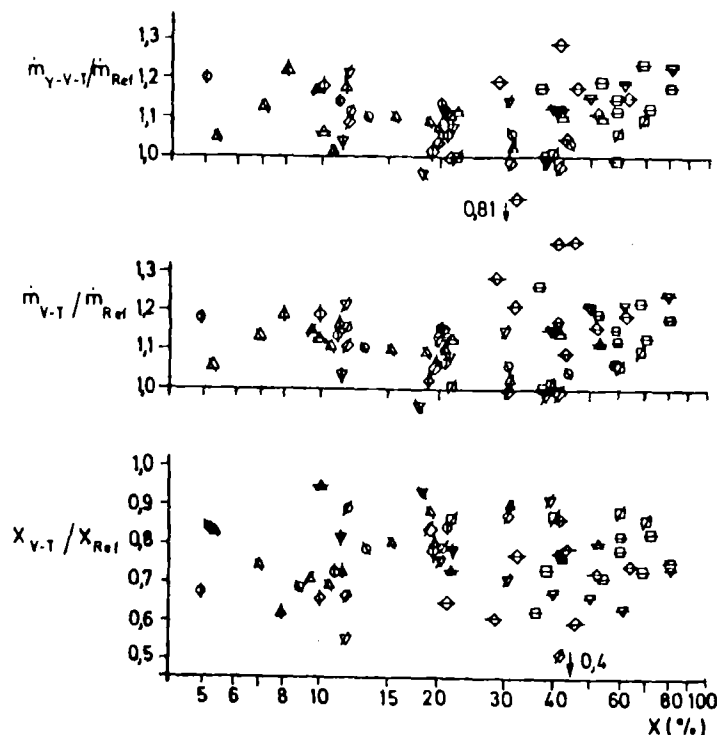


Abb. 2:
Massenstrom u. Dampfgehalt als Funktion vom Referenzdampfgehalt

Symbol	p (bar)	Strich	\dot{m}_{Ref} (kg/s)
○	30	—	0,5-1
◇	40	—	2
▽	50	—	3
△	70	—	4-5
○	90	—	

zu 2: Die Massenströme, ermittelt mit derzeit üblichen Auswertebeziehungen zeigten zum Teil erhebliche Abweichungen von den Referenzwerten, abhängig von der Phasen- und Geschwindigkeitsverteilung im Strömungsquerschnitt. Mit Hilfe der Analyse der Einzelsignale wurde eine Methode entwickelt, die eine sehr viel höhere Genauigkeit der ermittelten Massenströme ergab.

Geplante Weiterarbeit

- Dokumentation der Tests der PHEBUS-Instrumentierung; Entwicklung von Kalibriermodellen.
- Check der für die LOFT-Massenstrom-Instrumentierung entwickelten Modelle mit weiteren experimentellen Daten.
- Planung eines Kreislaufs für die Untersuchung von Zweiphasenströmung bei Durchströmung von Rohrverzweigungen (Dampf-Wasser- sowie Luft-Wasser-Experimente).

06.01.03/06A Entwicklung und Bau eines TRUE MASS FLOW METERS,
PNS 4138 $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$
 (K. Hain, F. Brüderle, W. Butzer, F. Schloß, T. Vollmer,
 K. Wagner, IT)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Nach einer ersten Festlegung der Hauptabmessungen wurde ein Rechenprogramm zur Auslegung des Meßsystems erstellt. Damit war es möglich, eine Optimierung der Systemkomponenten in ihren sich gegenseitig beeinflussenden Abmessungen durchzuführen. Entwurfsphase und Konstruktion des Gesamtaufbaues schlossen sich an, wobei für den größten Teil der Einzelkomponenten die Werkstattzeichnungen erstellt werden konnten. Parallel dazu wurden die Halbzuge bestellt bzw. beschafft und das Bauprüfungsverfahren beim TÜV durchlaufen.

Die zur Dämpfung der Statorschwingungen vorgesehene, mit Quecksilber gefüllte Ringkammer wurde theoretisch betrachtet und für Parameterstudien ein Rechenprogramm erstellt. Die Voraussrechnungen wurden in Schwingungsversuchen mit den Originalkomponenten des Meßsystems in einem Versuchsstand überprüft.

Dieser Versuchsstand dient gleichzeitig zu Funktionsprüfungen und zur mechanischen Eichung des Meßsystems. Die gefundene strenge Linearität, unabhängig von der Lastrichtung, stimmt gleichsam wie das Dämpfungsverhalten recht befriedigend mit der Voraussage des Rechenprogrammes überein.

Gegen Ende des Berichtszeitraumes waren die Mehrzahl der Einzelteile nach einem Stufenplan vom Meßsystem bis zu den druckführenden Bauteilen hin in der Fertigung.

Geplante Weiterarbeit

Nach dem Zusammenbau der Komponenten erfolgt eine mechanische Gesamterprobung und anschließend werden Kaltwasser-Luft-Versuche mit einer ersten, allerdings beschränkten Meßsystemeichung durchgeführt.

06.01.03/07A Versuchsstand für instationäre 2-Phasen-Strömungen
PNS 4139 (H. John, IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Die Aufbauarbeiten am Kreislauf wurden weitergeführt und wesentliche Komponenten in Auftrag gegeben. Alle notwendigen Baumaßnahmen wurden detailliert und vergeben. Ein Schnellöffnungsventil wurde entwickelt und konstruiert.

Erzielte Ergebnisse

Der Stand der Aufbauarbeiten entspricht im wesentlichen dem Planungsziel.

Geplante Weiterarbeit

Beginn der Gebäude-Bauarbeiten.

- 06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW
- PNS-Teilprojekt 4200 - Brennelementverhalten bei Störfällen
- 06.01.04 Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems
zur Beschreibung des Brennelementverhaltens (SSYST)
- 06.01.04/06A Theoretische Untersuchungen zum Brennstabverhalten beim
/07A Kühlmittelverluststörfall
/08A
- PNS 4231 (R. Meyder, IRE; H. Borgwaldt, INR; H. Unger, IKE Stuttgart)

Durchgeführte Arbeiten

Entwicklung von SSYST

Als Alternative zu den bislang in SSYST vorhandenen Moduln SPAGAD und DRUSPA zur Berechnung des Stabinnendruckes wurde der Modul PIPRE (pin pressure) erstellt. Er ist in seinen Eingabedaten gegenüber den bisher angebotenen Moduln wesentlich einfacher, verzichtet allerdings auf die Modellierung von verdampfenden Spaltprodukten. Ebenfalls als Alternative zu dem bisher verfügbaren Modul WUEZ zur Berechnung des Wärmeübergangs im Spalt, wurde das Spaltwärmeübergangsmodell aus dem URANUS-Code als Modul URGAP bereitgestellt. Der Modul ZETHYD zur Berechnung der Thermo- und Fluidodynamik im Unterkanal in der Blowdown-Phase wurde von der DV-Seite her neu strukturiert und bereinigt, so daß er nun schneller läuft und wegen übersichtlicherer Programmierung auch leichter zu pflegen ist. Bei der Entwicklung des Moduls ZETHYF ergaben sich große Schwierigkeiten bei der Anwendung des bewegten Maschennetzes. Um ggf. diesen Problemen entgegen zu können, werden die Programme so ergänzt, daß auch mit einem festen Maschennetz gerechnet werden kann.

Bereitstellung und Anfangs- und Randbedingungen

Die Vorausrrechnung zum PKL-Standard-Problem mit RELAP4/MOD6 wurde abgeschlossen und die Ergebnisse in der gewünschten Form abgeliefert. Weitere Anwendungsrechnungen wurden für das COSIMA Experiment, die Blowdown-Phase eines großen DWR und einem doppelendigen Bruch im kalten Strang und daran anschließend eine "Heißkanalrechnung" durchgeführt.

Für den Modul REFLOS wurde eine Untersuchung begonnen, die die wichtigsten Einflußgrößen auf die maximale Hüllrohrtemperatur und auf den Verlauf der Wärmeübergangszahl herausfinden soll. Zur besseren Kenntnis, insbesondere

des axialen Leistungsverlaufs in einem Leistungsreaktor, wurde eine Grobzonenrechnung für einen DWR durchgeführt. Diese kann darüber hinaus auch als Anfangsrechnung für eine Freizonenrechnung in einem Reaktorausschnitt aufgefaßt werden. Die Analyse der Kühlbarkeit von stark blockierten Bündelausschnitten mit dem Code BLOW-3A⁺) wurde fortgesetzt, ferner wurde COBRA4 verfügbar gemacht.

Die Beschreibung des Bündelverhaltens auf der Basis des im letzten Bericht vorgestellten Vorgehens wurde an einem heißen Bündel durchgeführt. Mit einer ausführlichen Dokumentation dieser Arbeit wurde begonnen. Bei der Entwicklung eines Kriechmodells für ZRY4 wurde ein Verfestigungsmodell eingeführt. Das besonders an Simulatoren gefundene exzentrische Beulverhalten der Hüllrohre wurde unter anderem mit dem FEM-Code ASKA untersucht.

Erzielte Ergebnisse

Die Anwendung des im letzten Bericht erwähnten Moduls VARIO mit seiner einfachen Festkommaarithmetik zeigte, daß der gewünschte Effekt der Vereinfachung der Erstellung von SSYST-Eingaben voll eintrat. So wurde eine Eingabe erstellt, die durch Setzen eines Schalters die Anfangsbedingungen entweder von COMETHE übernimmt oder für einen frischen Stab eigene erzeugt. Dieser Modul ist Bestandteil von SSYST2, das im Berichtszeitraum in einer Arbeitsversion dem GRS Köln verfügbar gemacht wurde.

Die Verwendung eines bewegten Maschennetzes im Modul ZETHYF erwies sich als problematisch, sowohl beim Übergang vom groben zum feinen Gitter als auch umgekehrt. Insbesondere traten Probleme bei der korrekten Mittelung der Ergebnisse der Feinteilung auf, da die Deformationsgeschwindigkeit des Hüllrohres stark temperaturabhängig ist.

Die Anwendung von RELAP4/MOD6 auf das PKL-Experiment K9 (Deutsches Standardproblem Nr. 2) zeigte, daß die Wärmeübergangsbeziehungen und das Wassermittelsmodell großen Einfluß auf die Ergebnisse haben. Ähnliches wurde auch bei der Analyse von REFLOS festgestellt; dort ergaben sich als die fünf wichtigsten Einflußgrößen: die Strömungsverhältnisse im Ringraum, die Hülltemperatur zu Beginn der Refillphase, die Anfangswasserhöhe im Ringraum, der Tröpf-

+) BLOW-3A ist ein 2-fluid Rechencode, der im KfK/IRE zum Studieren des Natriumsiedens in Brutreaktoren entwickelt wurde.

chenanteil in der Dampfströmung und die Querströmung im BE, die im REFLOS durch einen Faktor vor dem Massendurchsatz berücksichtigt wird. Die Analyse von COSIMA und die Primärsystem- bzw. Heißkanalanalyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelverteilung eines DWR mit RELAP4/MOD6 ergab teils Übereinstimmung aber auch signifikante Abweichungen in den Ergebnissen gegenüber denen, die mit der bisher in Karlsruhe eingesetzten Version von RELAP4 gewonnen wurden. Die Nachrechnung der Experimente für starke Kühlkanalblockaden mit dem Programm BLOW-3A zeigte einerseits, daß die getrennte Beschreibung von Dampf und Flüssigkeit notwendig ist, um die Dynamik des Kühlvorganges zu beschreiben, andererseits jedoch auch die richtige Strömungsform (Tröpfchenströmung) modelliert sein muß, um die Wärmeübergangszahlen in den Bereich zu bewegen, der experimentell beobachtet wurde.

Die Untersuchung zur exzentrischen Verformung der Hüllrohre ergab als eine mögliche Erklärung des Phänomens das Vorhandensein von axialen und radialen Temperaturgradienten in Verbindung mit der starken Temperaturabhängigkeit der Kriechgeschwindigkeit von ZRY in dem entsprechenden Temperaturbereich. Hierbei wurde das Hüllrohr an beiden Enden als festeingespannt modelliert. Da dies aber nur mit kleinen Verformungen gezeigt wurde, sind weitere Untersuchungen für große Deformationen notwendig. Bei der Entwicklung des Kriechmodells für ZRY konnte nach der Einführung eines Verfestigungsmodells eine deutliche Verbesserung bei der Nachrechnung insbesondere für langsame Dehnvorgänge erzielt werden. Im weiteren Verlauf der Nachrechnung macht sich dann zunehmend der axiale Verlauf der Beulenform bemerkbar (Übergang von der Zylindergeometrie in Kugelgeometrie).

Die statistische Analyse eines hochbelasteten Brennelementes ergab, daß größere blockierte Bereiche in einem Bündel bei den in der Analyse gemachten Annahmen nur eine geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben.

Geplante Weiterarbeit

Für das nächste Halbjahr ist ein erster Abschluß für Modellentwicklung NORA und die Dokumentation der Arbeiten zur probabilistischen Behandlung des Bündelverhaltens vorgesehen.

06.01.04/10A Bestimmung der Nachzerfallswärme der Spaltprodukte von
PNS 4234 235 U im Zeitbereich 10 - 1000 sek.
(K. Baumung, INR)

Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurden die ersten Bestrahlungsexperimente durchgeführt. Dabei wurde dieselbe UO_2 -Probe (15 mm Durchmesser bei 15 mm Länge) jeweils 200 s lang in der thermischen Säule des FR2 bei einem Fluß von $3 \cdot 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ bestrahlt und anschließend im Zeitbereich 10-3000 s der adiabatische Temperaturanstieg sowie der entweichende γ -Energiestrom gemessen. Die Transportzeit von der Bestrahlungsposition zur Meßposition im Mikrokalorimeter lag bei 10 s. Die geplante Bestrahlungszeit von 48 h konnte wegen des hohen erreichbaren Auflösungsvermögens des Kalorimeters von 10^{-4} W auf 200 s reduziert werden. Damit erreicht man, daß der Meßeffect im wesentlichen von dem eigentlich gesuchten Kurzzeitanteil der Nachzerfallswärme (bis 1000 s) hervorgerufen wird. Außerdem wird durch die kurzen Bestrahlungszeiten eine hohe (Langzeit-) Aktivierung verhindert und die Handhabung der bestrahlten Proben vereinfacht. Eine Folge der kurzen Bestrahlungszeit war allerdings, daß die Proben vor dem Abkühlen des thermisch trägen Rohrposteinsatzes wieder ausgefahren wurden und daher mit höheren Temperaturen (50°C) statt erwartet (30°C) im Kalorimeter ankamen. Dies machte eine Erweiterung des empfindlichsten Meßbereichs von 35°C auf 60°C nötig. Weiterhin wurden Möglichkeiten zur Bestimmung der Gesamtzahl der in der Probe erfolgten Spaltungen untersucht, auf die die Nachzerfallswärme normiert werden soll. Wegen des geringen Abbrands von $2.5 \cdot 10^{12}$ fission/g UO_2 scheiden radiochemische Verfahren aus. Eine weitere Möglichkeit besteht in der Berechnung der Spaltrate unter Benutzung des Meßwerts eines selfpowered Flußmonitors, der in der Nähe der Bestrahlungsposition eingebaut ist. Da der Einfluß der Rohrposteinbauten auf den Neutronenfluß am Ort der Probe jedoch nicht bekannt ist, lassen sich mit dieser Methode allein keine genauen Angaben über die Spaltrate machen. Es soll daher die γ -Spektroskopie von Spaltprodukten zur Bestimmung der Zahl der Spaltungen verwendet werden. Wegen der Selbstabschirmung der Proben gegenüber thermischen Neutronen und teilweiser Absorption der γ -Strahlung in den Proben müssen jedoch die Emissionswahrscheinlichkeiten der geeigneten γ -Strahlung bekannt sein. Dazu wurde ein Monte-Carlo-Programm erstellt, das sowohl die ortsabhängige Spaltproduktkonzentration aufgrund der Selbstabschirmung sowie die Transmission der γ -Strahlung berechnet.

auch überlagerte zyklische Belastungen untersucht. Dabei konnte festgestellt werden, daß jener Belastungstyp, der den größten Teil an Standzeit verbraucht, auch im Fall der überlagerten Belastung die Standzeit bestimmt. In diesem Fall können die Belastungstypen als voneinander unabhängig betrachtet werden. Die Unterschiede zwischen den Ergebnissen aus Berechnungen nach der Summenregel der Lebensanteile und nach der mittleren Standzeit für Zyklerversuche für unabhängige Überlagerung liegen, wie an Zircaloy-4 gezeigt wird, im Bereich der Reproduzierbarkeit normaler Spannungs-Dehnungsversuche.

Die Ergebnisse werden verglichen mit Experimenten an Zircaloy-4. Bei Belastungsbedingungen, für die die Kornstruktur konstant bleibt, wird eine sehr gute Übereinstimmung zwischen gerechneten und gemessenen Standzeiten beobachtet. In Übereinstimmung mit früheren Untersuchungen zu einzelnen Testbedingungen, in denen dynamische Rekristallisation auftritt, wurden u.U. beträchtliche Abweichungen beobachtet und damit die Grenzen der Lebensdauervoraussage mit der Summenregel der Lebensanteile erreicht. Trotzdem können, solange die Randbedingungen der Summenregel der Lebensanteile beachtet werden, Lebensvoraussagen für Materialien bei hohen Temperaturen unter den verschiedensten Belastungsbedingungen gemacht werden (1).

- b) Bisher war es mit Hilfe der Summenregel der Lebensanteile möglich, die Lebensdauer von Materialien vorauszusagen. Durch Anwendung einer empirischen Beziehung (modifizierter Monkman - Grant) zwischen der Standzeit, der minimalen Kriechgeschwindigkeit und der Bruchdehnung, wurde die Möglichkeit geschaffen, auch die Bruchdehnung von einachsigen Last- und Temperaturrampenversuchen vorauszusagen. Der Vergleich zwischen gerechneten und experimentellen Werten ist zufriedenstellend (2).

Transiente Versuche:

- a) Nachdem die Gültigkeit der Summenregel der Lebensanteile für einachsige Versuche gesichert ist, wurde versucht, diese Methode auch auf Innendruck-Berstversuche anzuwenden. Dazu wurden mit Brennstabsimulatoren bestückte Temperaturrampenversuche aus den Anlagen FABIOLA und REBEKA nachgerechnet. Die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment ist zufriedenstellend (2).
- b) Eine Dehnungsvoraussage, wie für einachsige Versuche zufriedenstellend durchgeführt, wurde auch für Berstversuche in Angriff genommen. Dazu wurden Versuche von Battelle Pacific Northwest Laboratories (3) gesichert und zum Teil schon ausgewertet. Dabei zeigten sich Schwierigkeiten in der Beschreibung der Versuchsführung. Zur Zeit läuft eine klärende Anfrage an Battelle Northwest.

Nachuntersuchungen von in-pile verformten Hüllrohren:

Die in-pile-Berstversuche B 1.3, B1.5, B1.6 und B3.1 wurden im Rahmen der metallographischen Nachuntersuchung bearbeitet. Dabei handelte es sich um nicht vorbestrahlte Stäbe. Die abgeschätzten Temperaturen liegen über den gemessenen und korrigierten Temperaturwerten. Außerdem wurden azimutale Gefügeunterschiede und damit auch Temperaturunterschiede festgestellt. Das Verformungsverhalten wies gegenüber out-of-pile verformten Prüflingen keine Besonderheiten auf.

Geplante Weiterarbeit

Zugversuche und Zug-Kriechversuche an Zry-4 bei hohen Temperaturen:

Abschluß von Zugversuchen an der Instron in Zusammenhang mit Verifizierungsversuchen für NORA und Versagenskriterien.

Instron-Umrüstung auf neue Datenverarbeitungsanlage (Hewlett-Packard).

Kombinierte Experimente (Integrale Versuche):

Fortführung von Berstversuchen unter kombinierter Beanspruchung (FABIOLA).

Unterstützung des IMF III bei der Versuchsführung, Auswertung und Interpretation der Ergebnisse.

Druckzyklierversuche an Zircaloy-Hüllrohren.

Nachuntersuchungen an in-pile verformten Rohren.

Literatur

- (1) M. Boček und M. Hoffmann, Creep Rupture at Superimposed Non - Stationary Stress and Temperatur Loading, J. Nucl. Mat., in press
- (2) M. Boček, C. Petersen und E.H. Toscano, The Prediction of the Life Time and Failure Strain for Zry-4 subjected to Non - Stationary Loading Conditions. "Reaktortagung Berlin, 25.-27. März 1980"
- (3) C.L. Mohr, Transient Deformation Properties of Zircaloy for LOCA Simulation, Vol 5. Final Report, Dec. 1978, EPRI, NP-526.

06.01.06/07A Untersuchungen zur Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation
PNS 4235.2 an Zircaloy-Hüllrohren
 (S. Leistikow, B. Bennek-Kammerichs, H. von Berg, R. Kraft,
 G. Schanz, D. Jennert, IMF II)

Durchgeführte Arbeiten

Für die Durchführung eines erweiterten kinetischen Programms zur Untersuchung der Langzeit- und Höchsttemperatur-Oxidationskinetik von Zircaloy 4 in Wasserdampf wurden Programme erstellt und erste Vorversuche bei Temperaturen $> 1300^{\circ}\text{C}$ ausgeführt.

Im Zuge der isotherm-isobaren Rohrrinnendruck-Zeitstanduntersuchungen wurden

- die bislang erarbeiteten Resultate in tabellarischer Form zusammengefaßt und in Übersichtsschaubildern dargestellt sowie
- durch weitere Untersuchungen im Temperaturbereich $700 - 1000^{\circ}\text{C}$ ergänzt.

Auch wird der Einfluß einer einem KVS-Verlauf vorgeschalteten Gefügeumwandlung dargelegt. Diese Untersuchungen können vorab als abgeschlossen, das Programm als erfüllt angesehen werden.

Zur metallographischen Auswertung kam erneut umfangreiches Bildmaterial von Heißzellen-Nachuntersuchungen an im FR 2 unter Störfallbedingungen getesteten, nicht vorbestrahlten Einzelstäben.

Erzielte Ergebnisse

Die im Zusammenhang mit dem Störfall von TMI 2, Harrisburg angestellten Überlegungen ergaben, daß das Werkstoffverhalten nicht allein auf der Basis der bisherigen Kenntnisse über die Kurzzeit-Oxidationskinetik nachgerechnet werden kann. Dazu sind Untersuchungen über längere Zeitdauer, aber auch bei noch höheren Temperaturen erforderlich.

Eine zusammenfassende Darstellung der im Temperaturbereich $950 - 1300^{\circ}\text{C}$ innerhalb KVS-Zeiten ≤ 300 s zum Bruch von Rohrkapseln erforderlichen Innendrucke zeigt die deutliche Abhängigkeit vom Milieu (Argon, Dampf) und Ausgangszustand (metallisch, voroxidiert): bei Versuchen in Dampf sind bei Verwendung voroxidierten Materials die höchsten Berstdrucke erforderlich. Im weiteren wird der dehnungsvermindernde Einfluß der α' -Phase, gebildet durch Verglühung in Argon ($30\text{s}, 1000^{\circ}\text{C}$) und gefolgt von schneller Abkühlung, auf die max. Umfangsdehnung nach Durchlaufen eines KVS ($800 - 650 - 800^{\circ}\text{C}$) dargelegt. Wieweit daraus praktische Folgerungen gezogen werden können, hängt

Die isotherm/isobaren Rohrberstversuche an 5 μm ZrO_2 voroxidierten Rohrkapseln bei 700 - 1000°C in Wasserdampf ergaben ein Werkstoffverhalten, das sich hinsichtlich Festigkeit und Duktilität prinzipiell zwischen dem des unoxidierten und auf 13 μm ZrO_2 voroxidierten Material einordnen läßt. Bis 900°C verbleibt das Material aufgrund der noch relativ mäßigen Festigkeitsunterschiede im Streuband der bekannten Zeitstandfunktionen zwischen den oben genannten Materialzuständen. Erst bei und oberhalb 950°C setzt sich das Festigkeitsverhalten des 5 μm voroxidierten Materials aufgrund des Anstiegs des relativen Festigkeitsunterschieds zwischen fester, oxidischer Außenhaut und schwachem metallischen Kern deutlicher in Richtung auf das Verhalten des 13 μm voroxidierten Materials ab. Die gemessenen maximalen Umfangsdehnungen liegen in einem Band, das sich bei den getesteten niedrigeren Temperaturen dem dampf-oxidierten metallischen Material, bei den höheren Temperaturen dem des 13 μm voroxidierten Zustand angleicht. Die Werte maximaler Umfangsdehnung liegen dabei zwischen 99,6 und 29,5%.

Die Auswertung der metallographischen Heißzellen-Untersuchung von Brennstäben in in-pile-Experimenten (PNS 4237) wurde fortgesetzt. Der Oxidationszustand der Hüllrohre aller nicht vorbestrahlten Brennstäbe wurde zusammenfassend beschrieben und diskutiert; in-pile-spezifische Einflüsse sind nicht nachgewiesen worden. Die Oxidationsrisse der Hüllrohr-Außenseite werden durch die lokale Dehnung charakterisiert. Die kinetische Darstellung der Oxidschichtdicke in Abhängigkeit von der lokalen, nach dem Gefügestand abgeschätzten Maximaltemperatur ergibt ein gemeinsames Streuband für alle Versuche. Einflüsse weiterer Versuchsparameter sind von untergeordneter Bedeutung im Vergleich zur Temperatur. Die Oxidation an der Rohrinneenseite ist hauptsächlich dem nach dem Bersten eingedrungenen Dampf zuzuschreiben, der offenbar in Nähe der Rißstelle konsumiert wird. Außerhalb dieses Bereichs sind keine Oxidschichten nachweisbar, gelegentlich jedoch durch geringfügige Oxidation bedingte α -Zr (O)-Säume und Veränderungen des Grundgefüges im Randbereich durch Sauerstoffaufnahme. Ein oxidativer Einfluß des Brennstoffes ist als Ursache dafür nicht auszuschließen.

Geplante Weiterarbeit

Dokumentation: isotherme und temperatur-transiente Kriechberstversuche. Experimentelle Untersuchungen der Zircaloy-Oxidationskinetik bei verschiedenen Kühlmittelverlust-Störfallsarten. Metallographische Untersuchungen und Auswertungen von out-of-pile (FABIOLA) und in-pile-(FR 2)-Versuchen an vorbestrahlten Brennstäben resp. deren Simulatoren.

06.01.06.08A Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und
PNS 4235.3 von Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von
 Zry-Hüllrohren bei Störfalltransienten
 (P. Hofmann, H. Schneider, H. Zimmermann, J. Burbach,
 G. Gausmann, H. Metzger, H. Eckstein, B. Scheckel, IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

- Berst- und Zeitstandsexperimente mit fehlerfreien (as-received), innen voroxidierten sowie vorgeschädigten Zircaloy-4-Rohrproben unter Schutzgas zur Bestimmung der kritischen Jodkonzentration oberhalb der es zum Versagen des Zircalloys infolge Spannungsrißkorrosion kommt (Versuchsapparatur: ROBERTA).
- Bestimmung der Sauerstoffkonzentrationsprofile von Zry-Hüllrohrinnenoberflächen. Chemisch analytische Untersuchungen des Zircalloys, des Brennstoffes und der simulierten Spaltprodukte.
- Theoretische Abschätzung über die Möglichkeit der bruchmechanischen Beschreibung von Spannungskorrosionsrissen in Zircaloy-4-Hüllrohren bei hohen Temperaturen (500-800°C).
- Erste Experimente zur Bestimmung des Jodeinflusses auf das Verformungsverhalten von ca. 1 m langen Zircaloy-4-Hüllrohren unter Wasserdampf (Versuchsanlage: FABIOLA)
- Untersuchung der Gefügeänderungen von Zircaloy-4 in Abhängigkeit der Temperatur und Glühzeit unter Schutzgas (Versuchsapparatur: TUBA).
- Zerstörende Nachuntersuchungen (Metallographie) von nuklear aufgeheizten und geborstenen Brennstäben des PNS-Vorhabens 06.01.08 (PNS 4237), in dessen Rahmen in-pile Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall (LOCA) durchgeführt werden.
- Brennstoffcharakterisierung und Glühversuche mit bestrahlten UO_2 -Proben des Brennstabes F6 (20 000 MWd/t_U Abbrand). Dichtemessungen an Brennstoffproben sowie Bestimmung des im UO_2 zurückgehaltenen Spaltgasanteils an den LOCA-getesteten Brennstäben F1 bis F5 (die Brennstäbe stammen aus dem PNS-Vorhaben 06.01.08).
- Bestimmung der UO_2 /Zry-Reaktionskinetik im Temperaturbereich 900-1500°C.

Erzielte Ergebnisse

- Die weiterführenden Zeitstandsexperimente zur Bestimmung der kritischen Jodkonzentration, oberhalb der es zum verformungsarmen Versagen der Zircaloy-Hüllrohre infolge Spannungsrißkorrosion kommt, zeigen, daß bei 700°C die kritische Jodkonzentration nicht vom Vorbehandlungszustand der Hüllrohre (as-received), innen voroxidiert bzw. vorgeschädigt) abhängt. Bei den bisher untersuchten Rohrproben im Anlieferungszustand (as-received) und mit unterschiedlichen Vorbehandlungszuständen (voroxidiert, vorgeschädigt) kommt es bei 700°C in allen Fällen nach Überschreitung einer Jodkonzentration von etwa 0,3 mg/cm³ (0,07 mg/cm²) zu einer deutlichen Abnahme der Berstdehnung der Hüllrohre. So geht z.B. die Berstdehnung der as-received Proben durch die Wirkung von Jod, nach Überschreitung der kritischen Jodkonzentration, von ca. 100% auf etwa 20% zurück und ist dann von der Jodkonzentration unabhängig /1/.
- Zeitstandsexperimente mit innen voroxidierten und UO_{2+x}-gefüllten Zry-Rohrproben - mit und ohne Jod - ergaben, daß bei Temperaturen oberhalb 800°C die Gegenwart von Jod zu größeren Berstdehnungen führt als bei den jodfreien Rohrproben. Bei Temperaturen \leq 800°C bewirkt die Anwesenheit von Jod dagegen stets kleinere Berstdehnungen gegenüber den jodfreien Referenzproben. Chemisch, analytische Untersuchungen der Hüllrohrinnenoberflächen mittels Auger-Analysen zeigten bei den Rohrproben, die oberhalb 800°C zum Einsatz kamen, einen deutlich niedrigeren Randsauerstoffgehalt des Zry in Gegenwart von Jod (i.a. < 10 gew%). Nicht dagegen in Abwesenheit von Jod (Sauerstoffgehalt bis zu 25 Gew%). Weitere Untersuchungen u.a. mit dem Rasterelektronenmikroskop ergaben, daß oberhalb 800°C durch die Wirkung von Jod bereits vorhandene Oxidschichten von der Hüllrohrinnenoberfläche abplatzen und die Bildung neuer Oxidschichten behindert wird. Dadurch wird die Sauerstoffaufnahme des Zry und damit die Versprödung stark vermindert /2/.
- Die Anwendung der Bruchmechanik auf die Spannungsrißkorrosion (SRK) bei Zry-4-Hüllrohren unter Jodeinfluß bei Reaktorbetriebsbedingungen kann im wesentlichen durch zwei Modelle charakterisiert werden: 1. Linear-elastische Rißausbreitung mit dem K_I-Konzept; 2. Fließbruchmechanische Rißentstehung und -ausbreitung mit dem J-Integral. Aufgrund früherer SRK-Experimente wird angenommen, daß das linear-elastische Modell auch für hohe Temperaturen (bis ca. 800°C) als Basis für ein verifiziertes bruchmechanisches Modell geeignet ist. Erste Experimente an innen verschiedenen tief vorgekerbten Rohrproben unter Jodeinfluß bei 700°C deuten auf ein linear-elastisches Verhalten des Zry hin. Mit zunehmender Kerbtiefe wird die Berstdehnung der Hüllrohre sehr stark redu-

ziert. Die Berstdehnung hängt außerdem noch von der mittleren Verformungsgeschwindigkeit der Rohrproben ab und zeigt ein deutliches Minimum mit Werten $< 1\%$ bei $\dot{\epsilon} \approx 10^{-4}/s$.

- Die ersten Berstexperimente mit ca. 1 m langen, jodhaltigen Brennstabsimulatoren (zentraler Heizleiter), die in der Versuchsanlage FABIOLA unter Wasserdampf durchgeführt wurden, ergeben das gleiche Materialverhalten wie bei kurzen Rohrproben. Durch die Wirkung von Jod kommt es zu einem beschleunigten verformungsarmen Versagen der Zircaloy-Hüllrohre.
- Die Ermittlung der Hüllmaterial-Temperatur anhand des Gefügestandes ist von großer Bedeutung, da bei in-pile und out-of-pile Experimenten zum Brennstabverhalten bei Störfällen i.a. die Temperatur der Hülle nur an wenigen Stellen direkt gemessen werden kann. Die Temperatur des Hüllmaterials an der Berststelle muß daher abgeschätzt werden. Voraussetzung für eine Temperaturabschätzung anhand des Gefügestandes ist jedoch eine zuverlässige Vergleichsbasis an Zircaloy-Gefügeständen, deren Temperatur-Zeitgeschichte bekannt ist. Nach den bisherigen Erkenntnissen ist im Temperaturbereich $800-1000^{\circ}C$ eine Temperaturabschätzung im Bereich von $\pm 20^{\circ}C$ möglich.
- Die geborstenen Brennstäbe B1.5 und B1.6, die einer Kühlmittelverluststörungstransiente im FR 2-Reaktor unterworfen wurden, sind u.a. im Hinblick auf das Ausmaß der Innenkorrosion metallographisch nachuntersucht worden. Wie die Ergebnisse zeigen, erfolgt die Oxidation der Hüllrohrinnenoberfläche axial und radial nicht gleichmäßig. In der Umgebung der Berststelle ist die Innenoxidation des Hüllrohres am stärksten; in größeren Entfernungen von der Berststelle sind z.T. Bereiche vorhanden, wo keine Oxidation erfolgte. Sehr wahrscheinlich erfolgt die Innenoxidation des Hüllrohres hauptsächlich durch den nach dem Bersten in den Brennstab eindringenden Wasserdampf. Die UO_2 Brennstoffpellets bleiben während der LOCA-Transiente i.a. intakt (das UO_2 war nicht vorbestrahlt).
- Bei den FR 2-LOCA-Experimenten traten eine mittlere Spaltgasfreisetzung von ca. 6% und eine Schwellung von $\leq 0,3\%$ auf. Die Spaltgasfreisetzung und die Schwellung bei den Glühexperimenten sind stark temperaturabhängig. Bei $1600^{\circ}C$ wurden Freisetzungen bis ca. 25% und Schwellungen bis ca. 5% nach dreistündiger Glühzeit gefunden. Bei Glühtemperaturen $\leq 1400^{\circ}C$ waren die beobachteten Effekte klein /3/.

- Die Versuchsergebnisse der UO_2 /Zircaloy-Reaktionsexperimente wurden im Hinblick auf die Reaktionskinetik ausgewertet und in einem abschließenden Bericht zusammengefaßt /4/. Die Oxidationskinetik der Zry-Hülle von innen durch den Brennstoff ist vergleichbar mit der Oxidation von außen durch den Wasserdampf.

Geplante Weiterarbeit

- Weiterführung der Versuche mit fehlerfreien und vorgeschädigten Zry-4-Hüllrohren zur Ermittlung des Einflusses von Jod und anderen flüchtigen Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften der Hüllrohre bei simulierten Störfalltransienten.
- Experimente mit vorgekerbten Rohrproben in Gegenwart von Jod zur Verifizierung des bruchmechanischen Modells, das in der Lage ist, das Spannungsrißkorrosionsverhalten von Zry-4 zu beschreiben.
- Bestimmung der Verformung der Streckgrenze und Bruchfestigkeit von Zry-4-Hüllrohren im Temperaturbereich zwischen 500 und 800°C.
- Weiterführung der Experimente mit Brennstabsimulatoren in der Versuchsanlage FABIOLA zum Studium des Jodeinflusses auf das Verformungsverhalten der Zry-Hüllrohre unter Wasserdampf.
- Fortführung der Untersuchungen zur Gefügeänderung von Zry-4 in Abhängigkeit von der Temperatur und Zeit. Erstellung eines Gefügeatlases.
- Zerstörende Nachuntersuchungen von bestrahlten Brennstäben aus dem PNS-Vorhaben 06.01.08 (PNS 4237).
- Nachbestrahlungsuntersuchungen des UO_2 der Brennstäbe mit 35 000 MWd/t Abbrand. Glühversuche mit Brennstoffproben des Stabes Gl.6.
- Chemisch-analytische Untersuchungen des Zry-Hüllmaterials, des Brennstoffes und der simulierten Spaltprodukte.

Literatur

- /1/ P. Hofmann, Influence of iodine on the burst strain of Zircaloy-4 cladding tubes under simulated reactor accident conditions.
Journ. of Nucl. Mater. 87, No. 1 (1979) pp. 49-69
- /2/ H. Schneider, Einsatz der Auger-Elektronenspektroskopie zur Bestimmung von Sauerstoffkonzentrationsprofilen in Zircaloy-Oberflächenschichten und deren Quantifizierung.
Mikrochimica Acta (Wien), Suppl. 8, (1979) pp. 149-158.

- /3/ H. Zimmermann, Fission gas behavior in UO_2 under steady state and transient conditions IAEA Specialists Meeting on the Behavior of Defected Zirconium Alloy Clad Ceramic Fuel in Water Cooled Reactor, Chalk River, Canada, 17-21 Sept. 1979
- /4/ P. Hofmann, C. Politis, The Kinetics of the UO_2 -Zircaloy reactions at high temperatures, Journ. of Nucl. Mater. 87, No. 2+3 (1979) pp. 375-397.

06.01.06/10A Berstversuche an Zircaloy-Hüllrohren unter kombinierter
PNS 4235.4 mechanisch-chemischer Beanspruchung (FABIOLA-PROGRAMM)

(L. Schmidt, H. Lening, K. Müller, D. Pietz, H. Schleger,
IMF III)

Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurden Berstexperimente unter Heißstabbedingungen ($Fq=2,5$) an Brennstabsimulatoren, beladen mit Al_2O_3 -Pellets sowie mit und ohne Jodfüllung, durchgeführt. Für die weiteren Versuche wurden Brennstabsimulatoren fertiggestellt. Eine Serie mit UO_2 -Füllung ist für das Dichtschweißen vorbereitet worden. Einschränkend auf den Versuchsbetrieb wirkte sich die Erweiterung der Meßdatenerfassungsanlage aus.

Das TV-Breitenmeßsystem zur on-line Dehnungsmessung wurde installiert und mit dem Rechnersystem gekoppelt. Die erforderlichen Software-Arbeiten für die gleichzeitige Datenerfassung der Hüllrohrkontur und der relevanten Meßgrößen, wie Temperatur und Druck, konnten in Angriff genommen werden. Parallel dazu wurde mit der Erstellung der Programme für die Versuchsauswertung einschließlich der graphischen Dokumentation der Meßdaten begonnen. Diese Arbeiten werden in Kürze abgeschlossen sein, so daß dann kurzfristig nach jedem Versuch die zeitlichen Meßwertverläufe und die Kriechkurven dargestellt werden können. Für das von M. Boček entwickelte Rechenmodell wurde ein Rechenprogramm erstellt. Dieses gestattet es, auch für nichtlineare Temperatur- und Innendruckverläufe Bersttemperatur und Standzeit zu errechnen. Es ist zukünftig vorgesehen, die errechneten Berstdaten mit den experimentell ermittelten zu vergleichen, um den Nachweis der Allgemeingültigkeit des Rechenmodells zu erbringen. Zur Beheizung des Brennstabsimulators wurde eine leistungsgeregelte Stromversorgung spezifiziert und die Beschaffung in die Wege geleitet. Damit wird es dann möglich sein, den gewünschten zeitlichen Temperaturverlauf exakt vorzugeben.

Erzielte Ergebnisse

Bei den Berstversuchen wurden Innendrucke von 100 bar eingestellt und Temperaturanstiegsgeschwindigkeiten um 10 K/s gefahren. Die Dampfeintrittstemperatur in die Teststrecke lag bei 550°C und die Dampfgeschwindigkeit bei ca. 1 m/s. Aus meßtechnischen Gründen wurden die Versuche bei einer Anfangstemperatur von 600°C auf der Hüllrohroberfläche gestartet. Es handelt sich um Referenzversuche zu Experimenten, die nach der Inbetriebnahme der FABIOLA-Testanlage gefahren wurden. Die Berstdehnungen lagen bei den Versuchen ohne Jod über 60% und bei den Versuchen mit Jod um 10%. Die Standzeiten sind vergleichbar.

Durch Einzelmessungen wurde nachgewiesen, daß die mit dem TV-Breitenmeßsystem vom Röntgenbildverstärker abgenommene Stabkontur mit der systembedingten Auflösung vermessen werden kann. Die Meßgenauigkeit hängt ab vom Abbildungsmaßstab und beträgt bei einem zu vermessenden Stabausschnitt von 200 mm Länge $\pm 2\%$, bezogen auf den Hüllrohrausgangsdurchmesser von 10,75 mm. Reduziert man den zu vermessenden Stabausschnitt auf 100 mm, so beträgt die Meßgenauigkeit $\pm 1\%$. Bei den auftretenden großen Berstdehnungen bei Versuchen ohne Jod bietet dieses Meßverfahren eine gute Meßgenauigkeit. Bei den Jodversuchen mit geringer Berstdehnung um ca. 10% muß man, um eine bessere Meßgenauigkeit zu erzielen, den Stabausschnitt noch mehr verkleinern. Allerdings besteht dann die Gefahr, daß der Bereich der maximalen Dehnung außerhalb des Bildes liegen kann.

Geplante Weiterarbeit

- Erprobung der Dynamik des TV-Breitenmeßsystems, insbesondere der hochauflösenden Aufnahmeröhre, zur Ermittlung der maximalen Meßfrequenz.
- Erprobung des gesamten Breitenmeßsystems im on-line Betrieb.
- Inbetriebnahme und Erprobung der Stromversorgung zur Beheizung des Brennstabsimulators.
- Bereitstellung von Brennstabsimulatoren.
- Berstversuche unter Heißstabbedingungen an Al_2O_3 - und UO_2 -gefüllten Brennstabsimulatoren.
- Experimente zur Ermittlung der kritischen Jod-Konzentration.

06.01.07 Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelver-
 verluststörfalles

06.01.07/03A Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase
06.01.07/04A eines Kühlmittelverluststörfalles (COSIMA-Programm)
4236.1/2

(G. Class, IRE; K. Hain, F. Brüderle, F. Schloß, T. Vollmer,
K. Wagner, IT)

Durchgeführte Arbeiten

Der Experimentierbetrieb zum Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase an der COSIMA-Anlage mußte einerseits infolge eines personellen Engpasses bei den theoretischen Arbeiten zur Nachrechnung der Versuche und andererseits wegen der Fortführung der Arbeiten für das True Mass Flow Meter (bis 50 kg/s Durchsatz) auch im 2. Halbjahr 1979 stark reduziert bzw. zeitweilig unterbrochen werden. Von den insgesamt 23 gefahrenen Blowdown-Experimenten wurden die Ergebnisse von vier Versuchen für die Weiterentwicklung der Rechenmodelle beim LOCA verwendet, während die restlichen Versuche zur Problemabgrenzung und Vorbereitung einer Versuchsreihe über den Einfluß von außen auf das Hüllrohr angebrachten Thermoelementen auf das Stabverhalten in der Blowdown-Phase eines KVS dienten.

Den Hintergrund zu diesen Untersuchungen bilden die zwischen den Vorausrechnungen und den Experimentiererergebnissen bei den LOFT-Versuchen aufgetretenen Unterschiede der Hüllrohrtemperaturen, die teilweise auf die außen auf das Hüllrohr angebrachten Thermolemente zurückführbar sein könnten. Zur Klärung dieser Frage wurden zwei COSIMA-SIM-Stäbe bei EG&G, Idaho (USA), mit je 4 Thermoelementen in Original-LOFT-Technik instrumentiert, um sie dann in der COSIMA-Anlage mit der hier vorhandenen berührungslosen pyrometrischen Hüllrohrtemperatur-Meßeinrichtung einem Vergleichstest zu unterziehen.

Gegen Ende des Berichtsjahres wurden die hardware-mäßigen Voraussetzungen zum Einbau dieser instrumentierten Stäbe in die Teststrecke geschaffen und ein erster Probetrieb aufgenommen. Ebenfalls gegen Ende des Berichtszeitraumes wurden die Arbeiten an den Auswerte- und Dokumentationsprogrammen für die COSIMA-Versuche wieder aufgenommen. Ein erster Schritt ist hierbei die Aktualisierung der Programme (z.B. Anpassung an neu eingebaute Meßwertaufnehmer).

Erzielte Ergebnisse und geplante Weiterarbeit

In den vorbereitenden Experimenten für die LOFT-TE-Versuche wurde ein geeignetes Steuerprogramm für den Blowdown-Ablauf erzeugt. Wesentlich war neben der thermohydraulischen Steuerung die Festlegung der linearen Stabileistung und des Stabinnendruckes derart, daß eine Hüllrohrverformung (bei möglichst hohen erreichten Hüllrohrtemperaturen) sicher vermieden wird. Die zulässige maximale Hüllrohrtemperatur wurde zu 1100 K gefunden. Damit waren die Voraussetzungen für die systematische Untersuchung der Reproduzierbarkeit der Blowdown-Abläufe bei mehrfacher Benutzung desselben Brennstabsimulators gegeben. Als Ergebnis zeigte sich eine sehr gute Reproduzierbarkeit, jedoch müssen die benutzten Brennstabsimulatoren (vom SIM-Typ) vor und nach Versuch noch besser bezüglich ihrer Abmessungen und Eigenschaften eingegrenzt werden.

Diese Arbeiten zur Verbesserung der Definition der SIM-Stäbe wurden aufgenommen und sollen der Durchführung der weiteren Untersuchungen mit der LOFT-Instrumentierung vorausgehen. Im Zusammenhang mit der Weiterführung der theoretischen Begleitarbeiten werden sodann auch die Versuche zum Brennstabverhalten beim Blowdown weitergeführt werden.

06.01.08 In-pile-Experimente im DK-Loop des FR2.

06.01.08/02A Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der 2. Aufheizphase

PNS 4237.1 eines Kühlmittelverluststörfalles

In-pile-Versuche mit Einzelstäben im DK-Loop des FR2.

(E. Karb, G. Harbauer, M. Hespeter, W. Knappschneider, W. Legner, W. Leiling, H. Prüßmann, B. Räßle, L. Sepold, K. Wagner; IT)

Durchgeführte Arbeiten

Im zweiten Halbjahr 1979 wurde das Versuchsprogramm überarbeitet. Damit wurde der Personalsituation und dem terminlichen Ablauf Rechnung getragen.

Acht BSS- (Brennstabssimulator-) Versuche wurden im Berichtszeitraum durchgeführt. Damit wurde das BSS-Versuchsprogramm vorläufig abgeschlossen. Die Transientenversuche sollen den Vergleich des Verhaltens der elektrischen Brennstabsimulatoren mit dem der Nuklearstäbe ermöglichen. Der Versuch mit Prüfling BSS 21 diente zusätzlich einem abschließenden Vergleich zwischen der elektrischen

Prüflingsleistung und der kalorimetrisch aus den Meßwerten von Massenstrom, Kühlmittelaus- und -eintrittstemperatur bestimmten Prüflingsleistung.

Die Vorbestrahlung der Stäbe für die Versuchsserie E wurde Ende 1979 mit einem Abbrand von etwa 8000 MWd/t_U beendet. Mit der Bestrahlung der Stäbe für die Versuchsserie E sind die Vorbestrahlungen abgeschlossen.

Die Nachbestrahlungsuntersuchungen der getesteten Brennstabprüflinge in den heißen Zellen wurden weitergeführt. Die Auswertung der Versuchsdaten wurde ebenfalls fortgeführt. Innerhalb der Nachbestrahlungsuntersuchung konnte die zerstörungsfreie wie auch die zerstörende Untersuchung der Versuchsstäbe der F-Serie (20000 MWd/t) 1979 abgeschlossen werden. Diese Versuchsstäbe waren 1977 getestet worden.

Die Ergebnisse der Daten aus der Versuchsserie B (unbestrahlte Stäbe) wurden in KfK-Primärberichten dokumentiert. Damit sind die Einzelberichte über die Nuklearstabversuche ohne Abbrand abgeschlossen. Mit der Dokumentation der Ergebnisse aus der Versuchsserie F wurde im Berichtszeitraum begonnen.

Erzielte Ergebnisse

Die Überarbeitung des Versuchsprogramms ergab eine Reduktion der Nuklearstab- wie der Referenzversuche (BSS). Bei den Nuklearstabversuchen wurde die Versuchsserie D (5 Versuche, 5000 MWd/t Abbrand) gestrichen.

Die geplanten 25 Referenzversuche wurden auf insgesamt neun reduziert. Die Reduktion der Versuche wird auf die Zielsetzung des Vorhabens keinen Einfluß haben.

Von den im Berichtszeitraum durchgeführten acht Referenzversuchen mit elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren (BSS 21 bis 28) sind sechs Stäbe geborsten, die Prüflinge BSS 21 und 27 wurden während des Stationärbetriebs undicht. Mit dem Versuch BSS 21 wurde während des Stationärbetriebs die kalorimetrisch bestimmte Prüflingsleistung mit der elektrischen Stabileistung verglichen.

Dabei wurden drei verschiedene Thermoelement-Anordnungen zur Messung der Kühlmittelaustrittstemperatur in der Teststrecke erprobt. Die besten Übereinstimmungen der kalorimetrisch bestimmten mit der elektrischen Leistung ergab ein quer in den Strömungskanal ragendes TE₄. Dieses Erkenntnis wird auf die Montage der Nuklearstäbe der Versuchsserie E übertragen werden.

Die Berstdaten der Referenzversuche liegen im Streuband der Nuklearstabversuche. Diese Tatsache verstärkt die aus den bisherigen Ergebnissen ableitbare Vermutung, daß ein Einfluß der nuklearen Parameter auf die Mechanismen des Brennstabverhaltens zumindest bei unseren Versuchsbedingungen nicht vorliegt. Die Bersttemperaturen und -drücke aus den Versuchen BSS 21 bis 28 können der folgenden Tabelle entnommen werden.

Tabelle

Berstdaten der Versuche BSS 21 bis 28

Versuch	Berstdruck (bar)	Korr. Bersttemperatur (°C)
BSS 21	-	-
BSS 22	41,8	865
BSS 23	81,0	815
BSS 24	25,0	958
BSS 25	105,5	747
BSS 26	88,8	795
BSS 27	-	-
BSS 28	20,4	967

Über das Aussehen der Berststellen, die Beulenform u.a. kann z.Z. noch keine Aussage gemacht werden, da mit den Nachuntersuchungen der getesteten Referenzstäbe erst 1980 begonnen wird.

Geplante Weiterarbeit

Nach Beendigung der Vorbestrahlung zum Ende 1979 wird im 1. Halbjahr 1980 der Vorbestrahlungseinsatz E mit einem Abbrand von rd. 8000 MWd/t aus dem FR2-Reaktor ausgebaut werden. Fünf der sechs bestrahlten Prüflinge sollen in den Versuchen E 1 bis E 5 getestet werden. Der Stab E 6 wird für die radiochemische Abbrandbestimmung und andere spezielle Nachuntersuchungen verwendet werden.

Im 1. Halbjahr 1980 liegt das Hauptgewicht der Arbeiten auf der Montage der Prüflinge, der Versuchsvorbereitung und -durchführung.

Die Nachuntersuchungen der Prüflinge aus der Versuchsserie G (35000 MWd/t) werden weitergeführt werden. Mit den Untersuchungen der Referenzstäbe und der Stäbe der Versuchsgruppe C in den Heißen Zellen soll 1980 begonnen werden.

Die Dokumentation der Versuchsergebnisse wird 1980 fortgeführt werden. Insbesondere sollen die Versuche der Serien F und G beschrieben werden.

06.01.09 Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase
eines Kühlmittelverluststörfalles

06.01.09/02A Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden Zirka-
PNS 4238 loy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung (REBEKA-Programm)

(K. Wiehr, IRB, F. Erbacher, U. Harten, W. Just, H.J. Neitzel,
P. Schäffner, He. Schmidt, IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum lagen die Schwerpunkte auf der Durchführung folgender Arbeiten:

- Durchführung und Auswertung des Bündelversuches 4.
- Theoretische Arbeiten zur Erstellung eines Berstkriteriums.
- Begleitende Einzelstabberstuntersuchungen mit verkürzten Brennstabsimulatoren unter adiabaten Versuchsrandbedingungen.
- Planung und Vorbereitung des sogenannten Thermoelementbündelversuchs.
- Fortsetzung der Arbeiten zur Fertigung eines kontinuierlichen cosinusförmigen Leistungsprofils für Brennstabsimulatoren.

Erzielte Ergebnisse

Im REBEKA-4-Experiment wurde der Einfluß eines Regelstabführungsrohres auf das Verformungsverhalten der Umgebungsstäbe untersucht. der Bündelversuch REBEKA 4 wurde mit folgendem Testparametersatz durchgeführt:

- Anfangsinnen-He-Druck der Stäbe: 70 bar
- elektrisch simulierte Nachwärmeleistung in der Mittelebene der Stäbe: 20 W/cm.
- Wärmeübergang bei abwärtsgerichteter Dampfströmung in der Wiederaufheizphase:

- konstante kalte Flutrate bei Zwangseinspeisung: ~ 3 cm/s
- Flutwassertemperatur: 130°C
- Systemdruck: 4,5 bar
- maximale Hüllrohrtemperatur bei Flutbeginn nach Aufheizrate von 7 K/s: 780°C
- Temperatur des Regelstabführungsrohres: $\sim 120^{\circ}\text{C}$

Das kalte Regelstabführungsrohr erzeugt auf den benachbarten Hüllen ausgeprägte Temperaturunterschiede, die nach den bisherigen Erfahrungen relativ geringe Berstumfangsdehnungen erwarten ließen.

Im Gegensatz zu den Erwartungen traten relativ hohe Dehnungen der Brennstabhüllen auf, und zwar nicht niedriger als im Bündelversuch 3, der bei gleichen thermohydraulischen Bedingungen, jedoch ohne Regelstabführungsrohr, durchgeführt worden ist.

Die Meßergebnisse bestätigen, daß die dem Regelstabführungsrohr am nächsten stehenden Rohre bereits in der Wiederaufheizphase große azimutale Temperaturunterschiede entwickeln. Die Verformung des Hüllrohres beginnt, wie erwartet, unsymmetrisch gegen das kalte Regelstabführungsrohr und berührt dieses bei 19% Umfangsdehnungszunahme. Als Folge davon ist zum Zeitpunkt des Flutbeginns der zentrale Kühlkanal stärker versperrt als die äußeren Kühlkanäle, was zu einer höheren Wärmeübergangszahl in den äußeren Kühlkanälen führt. Auf den Ergebnisplots ist dieser erhöhte Wärmeübergang als ein Einbruch der Hüllrohrtemperatur auf der heißen Zirkaloyrohrseite unmittelbar nach dem Flutbeginn zu erkennen. Sobald die Zirkaloyhülle das Regelstabführungsrohr berührt, ist sie gezwungen, auf ihrer gegenüberliegenden heißeren Seite von ihrer Wärmequelle abzuheben. Der Spalt zwischen Pelletsäule und Hülle auf der heißen Hüllrohrseite vergrößert sich mit der Konsequenz einer sich im Spalt verschlechternden Wärmeübergangszahl und damit einem Absinken der Aufheizrate auf der heißen Hüllrohrseite. Dies hat, verglichen mit der Aufheizrate eines Hüllrohres, welches sich unter gleichen azimutalen Temperaturunterschieden, jedoch ohne mechanische Zwänge verformt, eine Verringerung der Aufheizrate auf der heißeren Hüllrohrseite zur Folge. Dadurch verkleinert sich auch der azimutale Temperaturunterschied auf dem Hüllrohr. Beide Effekte, kleine Aufheizrate sowie der kleinere Temperaturunterschied auf dem Umfang, führen zu höheren Berstumfangsdehnungen. In der weiteren Flutphase bis zum Bersten des Hüllrohres vergrößert sich der azimutale Temperaturunterschied wieder auf etwa 60 K, was nun wiederum in Richtung zu niedrigeren Dehnungen führt. Die entstandenen Dehnungen sind das Ergebnis der beschriebenen mechanischen und thermohydraulischen Einflüsse. Die Bündelquerschnitte in den Berstebenen der im Regelstabführungsrohr direkt

benachbarten Rohre zeigen das Anliegen der Hüllrohre am zentralen Regelstabführungsrohr mit in diesem Bereich praktisch nicht verringerten Wandstärke.

Der REBEKA-4-Test ist das erste Experiment, welches so deutlich den Einfluß der mechanischen gegenseitigen Beeinflussung auf das Brennstabverhalten zeigt. Ein kaltes Regelstabführungsrohr in einem Bündel erzeugte zwar relativ hohe Temperaturunterschiede auf dem Hüllrohrumfang, führte unter den im Test simulierten Bedingungen jedoch nicht zu verringerten Berstdehnungen. Die Ursache hierfür liegt in den mechanischen und thermohydraulischen Wechselwirkungen.

Ein Berstkriterium für das Versagen von Zirkaloyhüllrohren unter Druck- und Temperaturbedingungen, wie sie bei einem Kühlmittelverluststörfall erwartet werden, wurde entwickelt und mit Experimenten überprüft. Die theoretische Berechnung der Berstdaten beruhte auf der Integration der Kriechgleichung bis zur Singularität des zeitlichen Dehnungsverlaufs. Der Zeitpunkt der Singularität liefert die Berstzeit. Bei bekanntem Berstzeitpunkt können Bersttemperaturen und Berstdruck berechnet werden, da Temperatur und Druck als Funktionen der Zeit bekannt sind. Da Berstspannung und Berstdehnung in der Realität nicht unendlich sein können, wird eine empirische Beziehung benutzt, die die Spannung und damit die Dehnung begrenzt angibt.

Zur Verifikation des Rechenmodells wurden transiente Einzelstabexperimente mit indirekt beheizten Brennstabsimulatoren von 325 mm beheizter Länge durchgeführt. Die Parameter, innerer Überdruck und Aufheizrate, wurden während eines Versuchs konstant gehalten. Ein beheiztes Umgebungsrohr hatte die Aufgabe, die Temperaturdifferenzen auf dem Hüllrohrumfang zu minimieren. Die Testparameter überdeckten folgenden Bereich:

- innerer Überdruck 40 - 140 bar
- Aufheizrate 0,5 - 30 K/s

Für die Zusammenhänge zwischen Bersttemperatur, Berstdehnung und innerem Überdruck mit der Aufheizrate als Parameter ist eine gute Übereinstimmung zwischen Theorie und Experiment festzustellen. Für den hohen $\alpha+\beta$ - und β -Bereich liegen noch keine Meßwerte vor, so daß die Theorie in diesem Bereich noch nicht überprüft werden konnte.

Zur Klärung folgender wichtiger Fragen wird ein sogenannter REBEKA-Thermoelement-Test durchgeführt:

- Unter welchen Verhältnissen tritt eine ausgeprägte Kühlrippenwirkung durch die

fluß hat dabei die Stabileistung, die Höhe der Oberflächentemperatur, die äußere Kühlung, das verformte Hüllrohr, sowie der Wärmewiderstand im Spalt?

- Kann ein aufgepunktetes TE auf einer ungeborstenen oder geborstenen Zirkaloyhülle das Benetzungsverhalten dieser Hülle beeinträchtigen?
- Wie und wodurch unterscheidet sich das Wiederbenetzungsverhalten von Brennstabsimulatoren mit Inconelhülle mit und ohne Spalt von solchen mit Zirkaloyhüllen?

In diesem Experiment wird auch ein REBEKA-Brennstabsimulator mit 4 LOFT-Thermoelementen eingesetzt. Die Thermoelemente wurden von EG & G in Idaho Falls auf einem REBEKA-Stab angebracht.

Die Arbeiten zur Entwicklung und Herstellung einer programmgesteuerten Einrichtung zur spanabhebenden Herstellung eines kontinuierlichen cosinusförmigen Leistungsprofils für Brennstabsimulatoren wurden fortgesetzt.

Geplante Weiterarbeit

Im Jahre 1980 werden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Durchführung von sogenannten Thermoelement-Bündel-Versuchen zur Untersuchung des Einflusses von Thermoelementen auf das Deformations- und Benetzungsverhalten unterschiedlicher Brennstabsimulatoren.
- Erweiterung der REBEKA-Versuchsanlage für 7x7- Stabbündel.
- 7x7-Stabbündelversuch zur Untersuchung mechanischer und thermischer Stab-zu-Stab-Wechselwirkungen.
- Einzelstabversuche zur Quantifizierung des Aufblähmechanismus.
- Theoretische Arbeiten zur Beschreibung des Hüllrohrdeformationsmechanismus.

einer 4x4-Stabanordnung und einer 40cm langen 90% Blockade in der Teststrecke des 25-Stabbündels durchgeführt. Da das 4x4-Stabbündel von einem Bypass mit relativ großem Strömungsquerschnitt umgeben und der Bypass durch einen wärmeisolierenden Luftspalt von der Blockade getrennt war, wurde durch diese Anordnung eine radial sehr große Teilblockade simuliert.

Erzielte Ergebnisse

Die Wirkung eines Abstandhalters (AH) läßt sich folgendermaßen zusammenfassen:

Beim Fluten werden die vom Dampf mitgerissenen Wasserteilchen am AH zerstäubt. Dies und die erhöhte Turbulenz hinter dem AH führt zu lokalen Absenkungen der Hüllrohrtemperatur um bis zu 100°C einige cm hinter dem AH. Der Effekt nimmt ab mit wachsender Entfernung vom AH, er ist etwa bis zur Mitte zwischen zwei Abstandshalterebenen feststellbar. Neben der örtlichen besteht auch eine zeitliche Veränderung des Effekts während eines Flutvorganges mit konstant gehaltenen Flutparametern. Die zu Beginn des Flutens lokal erhöhte Wärmeabfuhr klingt ab, so daß die Zeit bis zur Benetzung dieser Stelle kaum verkürzt wird.

Der Einfluß einer Teilblockade kann aufgrund der Ergebnisse der ersten Blockadeanordnung mit 90% lokaler Versperrung folgendermaßen beschrieben werden:

Eine deutliche Veränderung des Flutablaufes im 5x5-Stabbündel erfolgt nur in und hinter der Blockade. In der Blockade bildet sich zu Beginn des Flutens zuerst eine Temperaturdifferenz zwischen Hülse und Heizstab aus, bis die Stableistung über den Spalt hinweg abgeführt werden kann. Dabei fällt die Hülse-temperatur unter das Niveau der Hüllentemperatur benachbarter unblockierter Stäbe. Die Benetzung erfolgt jedoch in und neben der Blockade gleichzeitig. Hinter der Blockade ergeben sich in etwa gleiche Maximaltemperaturen im Vergleich zum unblockierten Teil des Bündelquerschnittes, sie bleiben jedoch über einen längeren Zeitraum erhalten. Die Benetzung wird dadurch deutlich verzögert. Bei kleinen Flutgeschwindigkeiten tritt die Benetzung außerdem bei tieferen Temperaturen ein.

Zur Langzeitkühlung einer 90% Blockade in der Mittenebene eines gefluteten 16-Stabbündels sind folgende Ergebnisse zu nennen:

Bei realistischen Stableistungen und Flutbedingungen bildet sich keine Überhitzung innerhalb der Blockade. Die Wandtemperaturen bleiben nahe der Sättigungstemperatur. Mit abnehmender Flutwassereinspeisung beginnt Überhitzung am oberen Bündelende früher als im blockierten Bereich. Es erscheint ausrei-

fang eventueller Blockaden im Kernzentrum.

Geplante Weiterarbeit

Die Untersuchung umströmter Blockaden wird fortgesetzt.

Experimente:

- Fortsetzung der Versuche mit dem 25-Stabbündel zur Untersuchung der transienten Kühlung im Einflußbereich von Blockaden.
- Weiterentwicklung der Meßtechnik zur Erfassung der Zweiphasenströmung, insbesondere im Hinblick auf die 2D-Experimente in Japan (Flow Blockage Tests in the Slab Core Test Facility).
- Auswertung
- Aufbau und Beginn der Experimente mit dem 50-Stab-Bündel.

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4300 - Ablauf und Beherrschung von LWR-Kernschmelzen-
unfällen

06.01.11 Reaktions-, Freisetzungs- und Aerosolverhalten beim
Kernschmelzen

06.01.11/05A Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltprodukten und
PNS 4311 Aerosolen in LWR-Containments

(W. Schöck, H. Bunz, M. Koyro; LAF I)

Durchgeführte Arbeiten

Mit der Version Mod3 des NAUA-Codes wurden Rechnungen mit realistischen Eingabedaten durchgeführt. Die bisher durchgeführten Parameterstudien, die immer auf der Reactor Safety Study (WASH 1400) basierten, werden damit durch Rechnungen ersetzt, die den jeweils neuesten Stand der Kenntnis unter Bedingungen deutscher Druckwasserreaktoren (Biblis B) verwenden.

Im experimentellen Programm wurde mit den Kondensationsexperimenten an UO_2 -Aerosol begonnen. Dazu waren Umbauten am Versuchsstand notwendig. Bisher wurden 13 UO_2 -Versuche durchgeführt.

Erzielte Ergebnisse

Zwei Ergebnisse aus den Modellrechnungen sind hervorzuheben:

Erstens wurden Langzeitrechnungen zum Aerosolabbau in der vierten Phase des Kernschmelzenunfalls durchgeführt. Dabei wurden neuere Ergebnisse aus PNS 4315 und PNS 4331 verwendet. Es ergibt sich, daß die Zeitspanne bis zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters, die gegenüber früheren Annahmen verlängert ist, einen entscheidenden Einfluß auf die zu diesem Zeitpunkt noch luftgetragene partikelförmige Aktivität hat. Die Massenkonzentration nimmt bis auf Werte unter 1 mg/m^3 ab. Davon sind nur wenige Prozent Spaltprodukte. Die aerosolförmige Aktivität spielt dann gegenüber Jod und Edelgasen nur noch eine untergeordnete Rolle. Dieses Ergebnis gilt für Überdruckversagen ohne Sumpfwassereinbruch.

Das zweite Ergebnis betrifft die Eigenschaften des Aerosolquellterms. In Parameterrechnungen, bei denen die Parameter in Grenzen variiert wurden, die alle für

Kernschmelzenunfälle noch denkbare Werte annahmen, ergab sich übereinstimmend folgendes Bild: Die Partikelgrößenverteilung des Aerosols aus der Quelle hat keinen Einfluß auf das Langzeitaerosolverhalten. Die Freisetzungsrates und die zeitliche Folge der Freisetzungen in den ersten Stunden sind ebenfalls ohne Einfluß. Als Einflußparameter bleiben übrig die Gesamtmasse der Anfangsfreisetzung bis zum Kontakt der Schmelze mit dem Beton, die zeitliche Abfolge von Kondensationsphasen am Aerosol sowie mögliche (auch schwache) Langzeitaerosolquellen während der vierten Phase.

Als vorläufige Ergebnisse der UO_2 -Versuche sind ebenfalls zwei zu nennen: Das Kondensationsverhalten ist ähnlich dem an Simulationsaerosolen (Platinoxid) beobachteten, quantitative Auswertungen stehen noch aus. Zum anderen wurde ein schon bei den Platinoxidaerosolversuchen vermutetes Phänomen bewiesen, nämlich die starke Kompression der Aerosolpartikeln in Tröpfchen beim Wiederverdampfen. Die Oberflächenspannung der Tröpfchen ist groß genug, um die ursprünglich sehr flockigen Aggregate zu sehr kompakten, nahezu kugelförmigen Partikeln zusammenzuballen. Dieser Effekt, der noch weiter untersucht wird, hat stark vereinfachende Auswirkungen auf die Modelltheorie, da sich das Formfaktorproblem entspannt.

Geplante Weiterarbeit

Die UO_2 -Versuche werden fortgesetzt. Danach kann mit der Messung der Kondensation an Wänden begonnen werden, um Daten für das dynamische Kondensationsverhalten des Wasserdampfs im Sicherheitsbehälter zu erhalten.

06.01.11/06A Konstitution und Reaktionsverhalten von LWR-Materialien
PNS 4314 beim Coreschmelzen
(H. Holleck, A. Skokan, H. Schneider, H. Nold, G. Reiser;
IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

1. Prüfung und Herstellung der exp. Möglichkeit zur Verfolgung der Freisetzung
2. Untersuchung der Reaktionen und der Freisetzung aus Zry-Kapseln mit
UO₂ + Cs + Mo

3. Untersuchungen zur Reaktion und Freisetzung von im Brennstoff löslichen Spaltprodukten bei Aufoxidation.

Erzielte Ergebnisse

1. Ursprünglich vorgesehene Prinzip (induktive Aufheizung) nicht gangbar. Umbau eines widerstandsbeheizten Oféns.
2. Nach Definition des O_2 -Potentials in UO_2 mit Cs- und Mo-Zusätzen wurden Reaktionen ähnlich jenen in bestrahlten LWR-Brennstoffen erhalten. Cs wird erst bei Temperaturen von $1200^\circ C$ freigesetzt. Die Freisetzung, die bevorzugt aus metallischem Cs besteht, steigt bei $1300^\circ C$ stark an und wird naturgemäß von der Größe des Defekts in der Zry-Kapsel bestimmt. Auch über den Komplexoxiden des Cs im Brennstoff ist der Cs Partialdruck dominierend. Dampfförmige Cs Oxide werden beim Durchgang durch Zry wahrscheinlich reduziert. Die Wiederkondensation des Cs erfolgt bevorzugt an auf Raumtemperatur befindlicher Stelle, wo es sofort oxidiert bzw. hydrolysiert. Mo wird nicht freigesetzt.
3. UO_2 wurde gemeinsam mit den im Brennstoff löslichen Spaltprodukten bei $1400^\circ C$ in Luft bis etwa $UO_{2,5}$ aufoxidiert. In dem bei diesen Temperaturen bevorzugt freigesetzten UO_3 sind nach bisherigen Untersuchungen kaum Spaltprodukte enthalten.

Geplante Weiterarbeit

- Abdampfverhalten an Schmelzen und festen Proben mit unterschiedlichem Oxidationszustand in Abhängigkeit von Temperatur und Zeit zur Ermittlung des selektiven Abdampfens.
- Schmelzpunktbestimmungen an Beton-Corium-Mischproben.

06.01.11/07A Materialkundliche Untersuchungen im Rahmen der
PNS 4317 BETA-Experimente
(A. Skokan, G. Schlickeiser, H. Janzer; IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

1. Tiegelschmelzversuche mit Beton+Oxid (UO_2+ZrO_2 , Al_2O_3 , ZrO_2 , BaO und CeO_2) + Stahl, beheizt durch direkte Ankopplung der Stahlschmelze ($\sim 1500^\circ\text{C}$).
2. Abschätzung von relevanten Eigenschaftswerten für den oxidischen Kernschmelzenanteil UO_2+ZrO_2 und für Ersatzoxide (Al_2O_3 , ZrO_2 , BaO , CeO_2 und SrO).
3. Ermittlung thermodynamischer Daten für die Standard-Thermitmischung und alternative Thermitmischungen.

Erzielte Ergebnisse

1. Die Leistungseinspeisung in der vorhandenen Apparatur reichte nicht aus, um größere Mengen an Beton und an zugesetzten Oxiden aufzuschmelzen.
2. Al_2O_3 weicht von der oxidischen Kernschmelzenfraktion (UO_2+ZrO_2) insbesondere in der Dichte der Schmelze und in der Schmelztemperatur erheblich ab. Desgleichen ergeben sich Abweichungen in der Wärmekapazität und in der Wärmeleitfähigkeit. Bessere Übereinstimmung in Dichte und Schmelztemperatur ergeben sich zwischen (UO_2+ZrO_2) und ZrO_2 oder CeO_2 . Außer den genannten Eigenschaften wurden auch Daten für die Viskosität bei Schmelztemperatur (nach Andrade-Gleichg.), den Emissionsgrad, den Dampfdruck und die Bildungsenthalpie der Oxide grob abgeschätzt.
3. Für die Standardthermitreaktion, die zu Schmelzen aus Eisen und Al_2O_3 bzw. Stahl und Al_2O_3 führen, sowie für die entsprechenden alternativen Thermitreaktionen, die zu Schmelzen aus Eisen und ZrO_2 bzw. Stahl und ZrO_2 führen, wurden Daten für die Reaktionswärmen und für die zur Aufheizung der Reaktionsprodukte benötigten Wärmemengen bereitgestellt.

Geplante Weiterarbeit

- Tiegelschmelzversuche an Beton+Oxid (UO_2+ZrO_2 , Al_2O_3 , ZrO_2 u.a.) + Stahl mit direkter Ankopplung der Stahlschmelze in einer leistungsstärkeren Apparatur.
- Materialkundliche Untersuchungen an thermitischen Schmelzproben.

06.01.11/08A Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung
PNS 4315 von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen
 (H. Albrecht, V. Matschoß, K. Nolte, H. Wild, IRCH)

Durchgeführte Arbeiten

Die Versuchsserie zur Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten in Luft wurde fortgesetzt und abgeschlossen. Insgesamt liegen jetzt Ergebnisse von 21 Versuchen vor, bei denen Brennstab- Prüflinge mit einem simulierten Abbrand von 40 000 MWd/t bis zu Maximaltemperaturen von 2800°C aufgeheizt wurden. Diese Ergebnisse beziehen sich auf die Elemente

Se, Zr, Mo, Ru, Ag, Cd, Sb, Te, J, Cs, Ba, Ce, Nd; Cr, Mn, Fe, Co und Sn.

Die experimentellen Bedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle wiedergegeben:

Masse des Schmelzgutes:	150-200 g
Zusammensetzung:	60% Fissium (UO ₂ -Pellets mit homogen vermischten Spaltprodukten), 23% Zircaloy, 17% Stahl
Simulierter Abbrand:	40 000 MWd/t
Maximaltemperatur:	1800-2800°C
Haltezeit bei T _{max} :	1-60 min
Aufheizrate:	60-150°C/min
Atmosphäre:	Luft
Druck:	0,5-2,0 bar
Durchfluß:	10-50 l/min

Erzielte Ergebnisse

Die Freisetzung der wichtigsten leicht- und mittelflüchtigen Spaltprodukte ist als Funktion der Temperatur in Abbildung 1 wiedergegeben. Die relativ niedrigen Freisetzungswerte für J, Cs und Te bei Temperaturen unterhalb von 1800°C lassen sich durch verschiedene Effekte erklären:

- Bildung chemischer Verbindungen mit UO₂ und Spaltprodukten,
- Rückhaltung in der UO₂-Matrix, in Poren und Blasen des Pellets,
- Rückhaltung durch das zunächst noch weitgehend intakte Hüllrohr.

Ferner zeigte sich, daß die Freisetzung mit zunehmendem Druck ansteigt.

Dieses zunächst unerwartete Ergebnis bestätigte sich auch für andere Spaltprodukte (Se, Ag, Cd, Cs) und andere Maximaltemperaturen (1800°C). Die mikroskopische Nachuntersuchung läßt darauf schließen, daß der Brennstoff bei höherem Druck stärker oxidiert wird und sich als Folge davon größere Poren und

Risse bilden, die die Freisetzung begünstigen. Eine detaillierte Auswertung dieses Befundes steht noch aus.

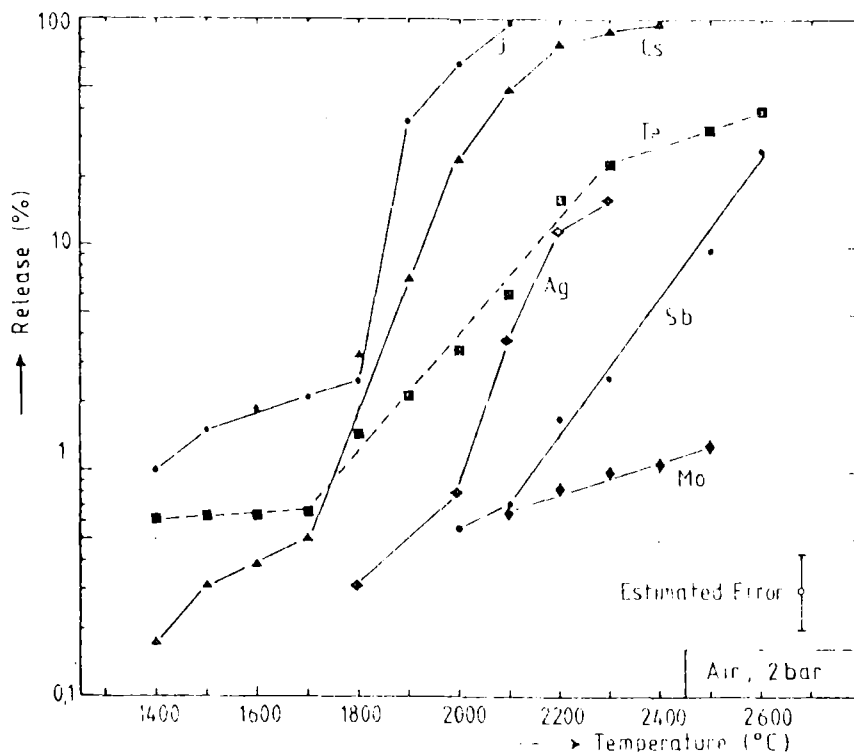
Die Freisetzung der Aktivierungsprodukte wurde ebenfalls in Luft und bei 2 bar untersucht. Die Ergebnisse sind in der nachfolgenden Tabelle in Form von Freisetzungsraten wiedergegeben:

T(°C)	Freisetzungsrates (% pro min)						
	Cr	Mn	Fe	Co	Sb	Sn	Zr
2350	0,055	0,96	0,024	0,023	1,05	0,74	0,003
2750	7,69	80,5	4,01	2,10	29,1	23,4	0,04

In ähnlicher Weise wurden auch Freisetzungsrates für die Spaltelemente J, Ce, Te, Sb, Mo, Ru, Ba, Ce, Nd und Zr sowie für Np ermittelt (1).

Im Vergleich zu den Freisetzungswerten der Rasmussen-Studie treten Abweichungen vor allem bei den Elementen Sb, Te, Ba und Ru auf; das kann daran liegen, daß die vorliegenden Ergebnisse nur für die Freisetzung in einer Luft-Atmosphäre gelten, jedoch nicht für Wasserdampf.

Im Transport- und Ablagerungsverhalten der freigesetzten Stoffe wurden starke Unterschiede festgestellt, die sowohl von der chemischen Zusammensetzung als auch von der Strömungsgeschwindigkeit abhängen (2).



Geplante Weiterarbeit

- Durchführung von Freisetzungsversuchen in einer Wasserdampf-Atmosphäre
- Untersuchung der Größenverteilung der Aerosol-Partikeln und ihrer chemischen Zusammensetzung
- Fortsetzung der Vorbereitungen für Versuche mit 1-3 kg Schmelzgut, mit denen die Freisetzung bei größeren Schmelzbaddiefen und während der Wechselwirkung mit Beton untersucht werden soll.

Literatur

- (1) H. Albrecht, V. Matschoß, H. Wild
Experimental Investigation of Fission and Activation Product Release from LWR Fuel Rods at Temperatures Ranging from 1500-2800°C, IAEA Specialists Meeting on the Behavior of Defected Zirconium Alloy Clad Ceramic Fuel in Water Cooled Reactors, Chalk River, Canada
17.-20.9.1979
- (2) H. Albrecht, V. Matschoß, H. Wild
Experimental Investigation of LWR-Core Material Release at Temperatures Ranging from 1500-2800°C, 7. WRSRI-Meeting, Gaithersburg, Maryland,
5.-9.11.1979

06.01.11/09A Entwicklung und Betrieb von Anlagen zur Untersuchung der
PNS 4316 Spaltproduktfreisetzung beim LWR-Kernschmelzenunfall
 (D. Perinic, J. Hauschild, H. Knauß, A. Naschwitz,
 B. Stuka; IT)

Durchgeführte Arbeiten

1. Entwicklung einer Schmelzanlage zur Erzeugung von simulierten Kernschmelzen (CORIUM) mit Chargen bis zu 5 kg; Die neu entwickelte koaxiale Stromdurchführung wurde installiert.
2. Betrieb der Versuchsanlage: Es wurden Freisetzungsexperimente durchgeführt.

Erzielte Ergebnisse

- Zu 1. Die für die Experimente unter H_2O -Dampfatosphäre neu konstruierte koaxiale HF-Stromdurchführung wurde nach Fertigstellung und Montage umfangreichen out-of-pile-Prüfungen unterzogen. Anschließend wurde die Koax eingebaut und zusammen mit den übrigen Anlagenkomponenten unter betriebsmäßiger Einspeisung der vollen HF-Leistung getestet. Dabei zeigte sich, daß die Schmelzfänger-Einrichtung nur unzureichend temperiert werden kann. Eine elektrische Zusatzheizung wurde konzipiert und bestellt.
- Zu 2. In der Zeit bis zum Einbau der neuen Koax konnten mit der alten Stromdurchführung 30 Versuche unter Luftatmosphäre bei verschiedenen Drücken gefahren werden. Der Experimentierbetrieb konnte ohne Störungen abgewickelt werden.

06.01.12 Untersuchungen zur Wechselwirkung von Stahlschmelzen
mit Beton

06.01.12/04A Ausbreitung von Stahlschmelzen im Beton, Bestimmung der
PNS 4325 Schmelzfrontausbreitung

(S. Hagen, H. Malauschek; IT)

Durchgeführte Arbeiten

Im zweiten Halbjahr 1979 wurden die Arbeiten zur Entwicklung und Erprobung der Instrumentierung für die Bestimmung der Temperaturverteilung, des Feuchtigkeitsverhaltens und der Schmelzfrontausbreitung fortgesetzt. Für die Temperatur- und Feuchtedektoren wurde die Positionierungsmethode weiterentwickelt. Zur Weiterentwicklung der Feuchtefühler wurden Versuche mit verschiedenen Elektrodenmaterialien, unterschiedlichen Elektrodenabständen und verschiedenen empfindlichen Längen durchgeführt. Mit dem Aufbau der Apparatur zur Kalibrierung der Feuchtefühler nach der gravimetrischen Methode wurde begonnen. Mit

dieser Anordnung können gleichzeitig der elektrische Widerstand und das Gewicht der Betonprobe bei verschiedenen Temperaturen gemessen werden.

Für die Speicherung und Aufarbeitung der Meßwerte von Thermoelementen und Feuchtefühlern wurde eine Meßwertverarbeitungsanlage aufgebaut, die es gestattet, für 48 Detektoren die anliegenden Spannungen zu erfassen.

Mit dem im ersten Halbjahr aufgebauten Ultraschall-Puls-Echo-System wurde eine Serie von vier Thermit-Schmelzversuchen (US1 - US4) durchgeführt.

Erzielte Ergebnisse

Die Positionierungsmethode für Thermoelemente und Feuchtefühler mußte verbessert werden, da es sich gezeigt hatte, daß die Eindringtiefe der Schmelzfront beeinflußt werden kann, wenn das Betonprisma in den Bereich der Schmelzfront hineinragt. Bei den weiterentwickelten Meßprismen wird das Hineinragen des Betonkörpers in den Schmelzbereich vermieden.

Die Thermoelemente werden primär zur Temperaturbestimmung verwendet. Das Versagen der Thermoelemente gibt aber auch Aussagen über die Schmelzfrontausbreitung. Messungen zum Widerstandsverhalten zwischen Mantel und Seele des Thermoelements haben gezeigt, daß der Kurzschlußzeitpunkt bei allen Messungen mit dem extrem steilen Anstieg des Thermoelementsignals beim Versagen der Schmelzfront übereinstimmt. Die Versuche haben ergeben, daß auch beim Feuchtefühler die Ankunft der Schmelzfront durch ein Kurzschlußsignal angezeigt wird. Die mit Feuchtefühler erhaltenen Meßwerte passen gut mit den von Thermoelementen gewonnenen zusammen. Das Ultraschall-Puls-Echo-Verfahren wurde in vier Thermit-Schmelzversuchen erfolgreich erprobt. Aus der Laufzeitänderung des reflektierten Impulses kann die Schmelzfrontbewegung bestimmt werden. Das Vorzeichen und das Amplitudenverhältnis vom reflektierten zum emittierten Impuls gestattet Aussagen über die reflektierte Schicht.

Geplante Weiterarbeit

Nach Fertigstellung der Apparatur für die gravimetrische Kalibrierung sollen die Feuchtefühler für die quantitative Vermessung der Feuchteverteilung im Beton genutzt werden. Um die kontinuierliche Messung der Ausbreitung der Schmelzfront an mehreren Positionen im Tiegel zu ermöglichen, ist die Entwicklung eines Multiplexers für das Ultraschall-Puls-Echo-Verfahren geplant. Ferner ist vorgesehen, einen Detektor für die Messung des Druckaufbaus im aufgeheizten Beton zu

entwickeln. Die Dehnung des Betons soll durch eine geeignete Anordnung von Dehnungsmeßstreifen untersucht werden.

06.01.12/05A Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und
PNS 4322 Beton- Materialeigenschaften
 (G. Ondracek, P. Nikolopoulos; IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

Experimentelle Schmelzdichte- und Grenzflächenenergiebestimmungen.

Erzielte Ergebnisse

Die Dichten von Stahlschmelzen als Temperaturfunktion sind im gesamten Temperaturbereich höher als diejenigen von Corium- und Corium-Beton-Schmelzen; die Grenzflächenenergie von festem UO_2 gegenüber Metallschmelzen ist konstant am Schmelzpunkt der Metalle ($\sim 1,65 \text{ J/m}^2$).

Geplante Weiterarbeit

Zusammenfassende Darstellung der Rolle der Materialdaten im Unfallverlauf.

06.01.12/06A Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und
PNS 4323 Beton - Versuchsanlage BETA
 (D. Perinic, R.Döbele, W.Höhn, B.Kammerer, W.D. Klotz, H.Lukitsch,
 A. Mack, N. Paroth, IT)

Durchgeführte Arbeiten

1. Konzipierung, Planung, Bau und Betrieb der Versuchsanlage BETA für Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und Beton.
2. Entwicklung und Beschaffung der Anlagenmeßtechnik.
3. Planung, Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Versuchen
- zur Entwicklung der Meßtechnik und der Tiegeltechnologie

- zum Vergleich der Wechselwirkung von induktiv beheizten Coriumschmelzen und Schmelzen aus Simulationsmaterialien mit Beton.
- des BETA-Experimentierprogramms.

Es wurden Vorversuche mit Thermiterschmelzen und mit induktiv beheizten Schmelzen zur Entwicklung und Erprobung der Meßtechnik und zur Untersuchung der Beeinflussung des Schmelzbades durch das Induktionsfeld durchgeführt.

Weiterhin wurden Induktions-Ankopplungsversuche in der BETA-Geometrie durchgeführt.

Die Planungsarbeiten für die Erstellung der BETA-Halle wurden weitergeführt. Ein Explosionsgutachten wurde erstellt.

Erzielte Ergebnisse

Die Ergebnisse der durchgeführten Versuche bestätigen die technische Durchführbarkeit der BETA-Experimente. Die zweite Ausschreibung der Anlage wurde bis Ende 1979 durchgeführt.

Bei der Entwicklung und Beschaffung der Meßtechnik wurden folgende Fortschritte erreicht:

- Die Periskope für Film- und TV-Kameras, IR- und Quotientenpyrometer wurden spezifiziert und ausgeschrieben.
- Eine Vorstudie für die Tauchsondenanlage wurde in Auftrag gegeben.
- Für die Vermessung der Tiegelschnitte wurde eine Meßeinrichtung beschafft.

Die Versuche zur Ermittlung des Ankopplungswirkungsgrades wurden im Maßstab 1:1, bezogen auf BETA-Geometrie, mit geringer induzierter Leistung durchgeführt. Es wurden die Ankopplungswirkungsgrade für verschiedene Schmelzbadgeometrien und Gasblasenanteile ermittelt.

In einer Reihe induktiv beheizter Schmelzversuche im Modellmaßstab 1:3 wurde der Einfluß der Lorentzkkräfte auf die Thermohydraulik der Schmelze untersucht. Die Leistungsdichte an der Oberfläche des Schmelzbades wurden zwischen 100 und 230 W/cm^2 bei 1800 Hz variiert. Die Versuche zeigten ein unterschiedliches, leistungsabhängiges Verhältnis des vertikalen zum horizontalen Eindringen der Schmelze in den Beton bis zu max. 1:6.

Ein Blasenanteil $> 10\%$ konnte bei keinem der Versuche nachgewiesen werden. Eine nennenswerte Beeinflussung des Ankopplungswiderstandes vom Blasenanteil war nicht feststellbar. Keine durch die Lorentzkkräfte bedingte Badbewegung konnte beobachtet werden.

In einer Reihe Thermitversuche wurde die Meßtechnik und die Haubenkonstruktion für die BETA-Anlage erprobt.

Geplante Weiterarbeit

Vergabe der Arbeiten zur Herstellung der Anlage BETA an eine Industriefirma.

Spezifikation und Beschaffung der Anlagenmeßtechnik.

Planung, Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Versuchen zur Entwicklung der Meßtechnik und der Tiegeltechnologie.

Fortführung der Detailplanung der Halle, Beginn der Bauarbeiten.

06.01.12/07A Planung und Bewertung der BETA-Experimente
PNS 4324 (G. Fieg, INR)

Durchgeführte Arbeiten

Zur Ermittlung des Ankopplungs-Wirkungsgrades wurden folgende Versuche durchgeführt:

Im Heizinduktor (Originalgröße der BETA-Spule) werden 6 verschiedene Versuchskörper aus austenitischem Stahl und Graphit in einen wasserdurchflossenen Kunststoffbehälter eingebracht, der als Kalorimeter diente. Zusätzlich zu diesem Kühlkreislauf mußte an folgenden Kühlkreisläufen kalorimetriert werden:

Heizinduktor, Stromschiene zwischen Induktor und MF-Transformator, MF-Transformator sowie wassergekühlte Verbindungsschiene zwischen MF-Trafo und Kondensatorbatterie. Ermittelt wurden ferner folgende elektrische Größen:

Spannung an den Kondensatoren, an Primär- und Sekundärseite des MF-Transformators, Primärstrom des Transformators, Frequenz. Die Dauer eines Versuchs richtet sich nach dem Teil mit der größten thermischen Zeitkonstante (i.a. Versuchskörper in der Spule). Nach Erreichen eines stationären Zustandes werden die einzelnen Verlustleistungen aus Durchflußmenge und Temperaturzunahme des Kühlwassers errechnet und eine Leistungsbilanz aufgestellt.

Die Versuche zur Untersuchung des Einflusses auf die Schmelzbadbewegung, hervorgerufen durch die el. magn. Lorentzkräfte, wurden in einer Spule mit den Abmessungen 330 mm Innendurchmesser und 600 mm Höhe durchgeführt. In eigens dafür gefertigten Retortiegeln wurden sowohl austenitische Stahlblöcke von Raumtempe-

ratur bis über den Schmelzpunkt aufgeheizt, auf 1200°C in einer gesonderten Spule gleichmäßig erwärmte austenitische Stahlblöcke eingesetzt und weiter induktiv aufgeheizt als auch thermitisch erzeugte Stahlschmelzen induktiv geheizt. Wesentliche Versuchsparameter stellten die eingekoppelte Leistung und die gesamte in die Schmelze eingebrachte Energie dar. Ein Teil der Experimente wurde bei einer um 20° geneigten Achse gegenüber der Vertikalen vorgenommen. Sie gaben Aufschluß über Größe und Einfluß der el. magn. Kräfte.

Zur Klärung der Eingießphase der Schmelze in den Betontiegel bei eingeschaltetem Induktionsfeld wurde ein freier Strahl Eisens von 30 mm Durchmesser aus einem externen Thermit-Reaktionstiegel sowohl zentral als auch unter 45° durch die Spule gegossen. Zur Simulation noch größerer Strahldurchmesser wurden Austenitzylinder von 60 mm \varnothing und 60 mm Höhe ebenfalls zentral und unter 45° geneigt in die Spule geworfen.

Erzielte Ergebnisse

Endgültige Ergebnisse zu den vor spezifizierten Experimenten liegen vor, Tab.1. Sie finden ihren Niederschlag in den nun endgültig geforderten Spezifikationen für die Auslegung des elektrotechnischen Komplexes von BETA.

Die endgültigen Resultate der Experimente zur Klärung des Einflusses der Lorentzkräfte auf die Schmelze/Beton-Wechselwirkung stehen noch aus; sie können erst nach Inspektion und Auswertung der in Längsrichtung aufzuschneidenden Betontiegel erfolgen. Erste vorläufige Auswertungen jedoch weisen jetzt schon ein insgesamt positives Bild für die Realisierung von BETA auf: es wurde bei keinem der Experimente ein störender Einfluß der Lorentzkräfte auf das Schmelzbad (wie z.B. Badkuppe, Badbewegung) beobachtet.

Die Eingießversuche sowohl der Stahlschmelzen als auch der festen Stahlzylinder, vorgenommen bei einer aufgeschalteten Umrichterleistung von 221 kW, führten zu dem Schluß, daß eine negative Beeinflussung des Gießstrahls durch das Induktionsfeld nicht auftreten wird.

Geplante Weiterarbeit

Sowohl die beschriebenen Experimente als auch die noch unter der Leitung von IVA/Hannover auszuführenden Blassteinexperimente bedürfen einer endgültigen wissenschaftlichen Auswertung.

Einen breiten Raum werden - bis zur Fertigstellung der BETA-Anlage- die geplanten Versuche mit Eisenthermitschmelzen in Betontiegeln zur Entwicklung und Erprobung verschiedener Meßtechniken einnehmen; Ultraschallmeßtechnik zur Bestimmung der Schmelzfrontgeschwindigkeit, Gasmessertechnik und Haubenkonstruktion, Temperatur- und Feuchtefühler im Betontiegel, Temperatur des Schmelzbades und deren Oberfläche.

	Versuch 1 (austen.Zyl.) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 1a (austen.Zyl.) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 2 (austen.Zyl.) H = 23 cm D = 55 cmØ	Versuch 3 (austen.Körper) birnenförmig	Versuch 4 (Graphit- Zylinder) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 5 (Graphit- Zylinder) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 6 (austen- Zylinder) H = 41.3 cm D = 38 cm
Umrichterleistung (kW)	335.4	344.4	346.1	338.9	108.6	112.6	316.4
Kalorisch gemessene Leistung (kW)	335.0	334.2	343.6	337.8	105.4	109.2	---
Spulenspannung U (V)	154	155	155	155	84.3	85.5	154
Spulenstrom I (A)	30070	ca. 30000	ca. 30000	ca. 30000	16230	16500	30000
Spulenverluste (kW) (kalorisch gemessen)	27.42	27.65	28.07	28.77	8.33	8.70	27.67
Leistung im Testkörper (kW)	16.63	17.29	19.76	21.66	15.6	18.2	13.80
Wirkungsgrad der el. Ankopplung (%)	40.0	38.5	41.3	42.9	65.0	68.0	33.2
Vorausberechneter Wirkungsgrad (%)	38.2	38.2		-	65.0		---

Tab.1: Resultate der Ankopplungsexperimente

- 06.01.13 Modellentwicklungen zur analytischen Beschreibung von
Kernschmelzenunfällen
- 06.01.13/04A Hydrodynamische und thermische Modelle zur Wechselwirkung
PNS 4331 einer Kernschmelze mit Beton
(M. Reimann, H. Alsmeyer, K. Dres, IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Anpassung von physikalischen Modellen für die thermischen Grenzschichten und für den Wärmeübergang zwischen Metall und Oxid an neuere experimentelle Ergebnisse.
- Vorbereitende Arbeiten zur Entwicklung eines Programmes zur Berechnung der instationären Energie- und Stofftransportvorgänge in Beton.
- Vorausberechnung mit WECHSL von induktiv beheizten Versuchen bei AEG-Elotherm.
- Berechnung mit WECHSL für die vierte Phase eines KSU.

Erzielte Ergebnisse

Mit dem Rechencode WECHSL wurden Berechnungen für den Kernschmelzenunfall durchgeführt, die den Einfluß verschiedener Betonsorten aufzeigen sollten. Die Untersuchungen können nach dem derzeitigen Stand des Codes nur für die Phasen der Wechselwirkung durchgeführt werden, in der beide Schichten der Schmelze (Metall und Oxid) flüssig sind und noch keine Krustenbildung auftritt.

Die zeitliche Ausbildung der Schmelzenkaverne ist nahezu unabhängig von der Betonart, jedoch zeigt sich deutlich, daß das radiale Eindringen der Schmelze in den Beton im wesentlichen durch das Verhalten der oxidischen Phase charakterisiert wird, wogegen das vertikale Eindringen durch die unten liegende Metallschmelze bestimmt wird.

Die den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter bestimmenden Gasfreisetzungsraten reduzieren sich in den ersten Stunden der Wechselwirkung stark, da in diesem Zeitraum die Schmelzbadtemperaturen stark abgesenkt werden. Ein Beton mit einem minimalen Anteil an gasförmigen Zersetzungsprodukten bewirkt einen geringeren Druckaufbau im Sicherheitsbehälter als ein gebräuchlicher silikatischer Beton. Karbonatische Betone haben zwar eine wesentlich höhere Gasfreisetzung als silikatische Betone, jedoch setzt schon bei relativ hohen Schmelzbadtemperaturen Krustenbildung ein.

Geplante Weiterarbeit

- Weiterentwicklung der physikalischen Modelle in WECHSL.
- Umprogrammierung von WECHSL in eine restart-fähige Form.
- Voraus- und Nachrechnung von Simulationsexperimenten, weitere Berechnungen für die vierte Phase eines KSU.

06.01.13/05A Modellentwicklung zur analytischen Beschreibung von
PNS 4334 Kernschmelzenunfällen
 (H. Alsmeyer, IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Beginn des Aufbaus einer Laboreinrichtung zur Herstellung von realistischeren Modellmaterialien zur Simulation von aufschmelzendem Beton.
- Qualitative Untersuchungen zum Einfluß der Zähigkeit einer Schmelze auf Wärmeübergangsvorgänge unter Verwendung eines holographischen Interferometers.
- Die Datenerfassung für die BETA-Versuchsanlage wurde dokumentiert.

Erzielte Ergebnisse

- Bei der im Aufbau befindlichen Laboreinrichtung zur Herstellung von Beton-Simulationsmaterial werden CO_2 als gasfreisetzende Substanz und gefrorene organische Flüssigkeiten als Silikat verwendet. Zur Herstellung wird Druckverflüssigung von CO_2 mit anschließender flüssig-Stickstoff-Kühlung eingesetzt. Der Druckbehälter mußte aus Sicherheitsgründen noch geringfügig modifiziert werden.
- Im holographischen Interferometer konnte die thermische Grenzschicht in der die Schmelze darstellenden Simulationsflüssigkeit sichtbar gemacht werden. Mit wachsender Zähigkeit nimmt der Einfluß auf den Wärmeübergang zu. Diese Beobachtungen werden in den theoretischen Modellen berücksichtigt.

Geplante Weiterarbeit

- Inbetriebnahme der Laboreinrichtung zur Herstellung der Simulationsmaterialien.
- Verwendung der verbesserten Simulationsmaterialien in Modellexperimenten.

- 06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW
- PNS-Teilprojekt 4400 - Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und Reduktion der Strahlenbelastung
- 06.01.14 Abluftfilterung an Reaktoren
- 06.01.14/05A Bestimmung der Jodkomponenten in der Abluft kerntechnischer Anlagen
PNS 4414 (H. Deuber, LAF II)

Durchgeführte Arbeiten

Die Messungen mit diskriminierenden Jodsammlern in der Kaminfortluft und in den verschiedenen Abluftströmen eines Kernkraftwerkes (DWR 3) wurden beendet.

Es wurden Versuche zur Abscheidung von CH_3I am I_2 -Sorptionsmaterial DSM 35 durchgeführt. Von DSM 35 wird eine bessere Trennung von I_2 und CH_3I bei Anwesenheit von Stickoxiden (Abluft von Wiederaufarbeitungsanlagen) erwartet, als sie das vorher getestete I_2 -Sorptionsmaterial DSM 34 ermöglicht.

Erzielte Ergebnisse

Nach Einsatz von diskriminierenden Jodsammlern in der Kaminfortluft des DWR 3 während 24 Monaten und in den verschiedenen Abluftströmen des DWR 3 während mehr als 10 Monaten ergibt sich folgendes:

- a) Anteile der ^{131}I -Komponenten in der Kaminfortluft:
Die Anteile von elementarem und organischem ^{131}I betragen im 1. Meßjahr 59% bzw. 41% und im 2. Meßjahr 54% bzw. 45%. Insgesamt betragen die Anteile dieser ^{131}I -Komponenten also 57% bzw. 43%.
- b) Hauptquellen für elementares ^{131}I :
Bei Leistungsbetrieb lieferte die Digestorienabluft mehr als 60% des in die Umgebung freigesetzten elementaren ^{131}I . Bei Revision war die Ringraumabluft mit über 80% die größte Quelle des in die Umgebung abgegebenen elementaren ^{131}I .

Der Abscheidegrad von DSM 35 für CH_3I war bei 0,2 s Verweilzeit bei 70°C und 20% r. F. bzw. 80% r.F. kleiner als 1,5%, auch nach Behandlung mit Stickoxiden.

Unter diesen Bedingungen ist DSM 35 als I_2 -Sorptionmaterial für diskriminierende Jodsammler, die in stickoxidhaltiger Abluft eingesetzt werden können, geeignet.

Geplante Weiterarbeit

Das Vorhaben ist abgeschlossen.

06.01.14/06A Entwicklung und Verbesserung von Abluftfiltern für
PNS 4415 Störfallbedingungen
(H.G. Dillmann, A. Hengst, A. Müller, H. Pasler, V. Rüdinger,
H. Schmitt, H. Umfahrer; LAF II)

Durchgeführte Arbeiten

1. In Hinsicht auf die Ermittlung der effektiven Belastung von Schwebstofffiltern bei Störfällen wurde damit begonnen, Ereignisse zu untersuchen, die zu einer Gefährdung der Anlagenraumabluft- bzw. der Ringraumfilteranlage führen könnten, mit dem Ziel, die zur Weiterrechnung notwendigen Eingangsdaten zu gewinnen.
2. Weiterentwicklung des Filterprüfverfahrens zur Untersuchung des Abscheidegrades unter erhöhter Temperatur und hoher Feuchte:
Als Ausgangssubstanzen für Filterprüfaerosole wurden in Ergänzung zu den als Modellsubstanzen eingesetzten Na-Gläsern Pb- und Ti-haltige Glassorten ebenso wie CaF_2 , TiO_2 und ZrO_2 untersucht.
Die Versuche zur Messung der Aerosolmassenkonzentration in Roh- und Reinluft mit verschiedenen Methoden verzögerten sich wegen Ausscheidens des damit beauftragten wissenschaftlichen Mitarbeiters zu Beginn des Berichtszeitraumes.
3. Ermittlung der mechanischen Festigkeit bzw. des Abscheidegrades marktgängiger Schwebstofffilter unter Druckstoßbelastung. Durchführung entsprechender parametrischer Untersuchungen:
Eine erste Versuchsserie zur Prüfung der mechanischen Belastbarkeit handelsüblicher Schwebstofffilter der Klasse S wurde von einem LAF-Mitarbeiter am Prüfstand des LASL durchgeführt. Vier Filtertypen unterschiedlicher Bauart und Hersteller waren ausgewählt worden, von denen zwei z.Z. häufig in KKW eingesetzt werden und zwei weitere für den Einsatz bei Temperaturen über

300°C vorgesehen sind. Rund 30 Filtertests wurden bei Umgebungstemperatur und etwa 60% r.F. durchgeführt.

Einige Hochtemperaturfilter wurden mit NaCl- bzw. Latex-Partikeln auf etwas 800 Pa Nenndruckverlust vorbeladen und gleichfalls Festigkeitstestes unterworfen. Die Anlage des LASL wurde anschließend in Hinsicht auf Versuche mit wasserdampfgesättigter Luft modifiziert und ein erster orientierender Versuch mit vorbefeuchtetem Filter gefahren.

Die Versuchsauswertung konnte weitgehend abgeschlossen werden.

Erzielte Ergebnisse

Zu 1: Die begonnenen Arbeiten laufen noch.

Zu 2: Auch mit den neuen Glässorten konnten Testaerosole mit kugeligen Partikeln im Größenbereich von 0,05 bis 0,2 µm hergestellt werden. Bei entsprechender Verdünnung wurden keine Agglomerationen beobachtet. Die Auswertung der übrigen Versuche ist noch nicht beendet.

Zu 3: Die hochgeschwindigkeitskinematographische Analyse des Verhaltens der unbeladenen Filterelemente ergaben erste Beschädigungen bei Differenzdrücken über das Filterelement zwischen 0,04 und 0,12 bar, je nach Bauart. Die Reproduzierbarkeit dieser Ergebnisse erwies sich mit Standardabweichungen von im Mittel 8% des Differenzdruckes bei je 5 Tests als sehr zufriedenstellend. Die weitere Erhöhung der Strömungsgeschwindigkeit und somit des Differenzdruckes führte i.a. kurzfristig zu einer vollständigen Zerstörung des Filterpacks.

Je nach Bauart wurden unterschiedliche Schadensformen beobachtet:

Herausreißen von Filterpapier aus den reinluftseitigen Teilen der Faltung. Abscheren der Faltung in den Vergußflächen sowie Herauspressen des gesamten Packs aus dem Rahmen.

Bei dem für parametrische Tests ausgewählten Filtertyp führte die Vorbeladung mit Partikeln zu einer geringfügigen Verminderung der mechanischen Belastbarkeit. Diese Untersuchungen zeigten weiterhin, daß in diesem Fall abgeschiedener Staub bereits ausgetragen wird, noch bevor eine sichtbare Beschädigung (Schadenseintritt) erkennbar wird.

Geplante Weiterarbeit

Zu 1: Die Arbeiten werden weitergeführt.

Zu 2: Die laufenden Untersuchungen alternativer Aerosolsubstanzen werden abgeschlossen. Die quantitative Messung der Aerosolmassenkonzentration in Roh- und Reinluft unter Störfallbedingungen wird mit verschiedenen Meßmethoden untersucht mit dem Ziel, ausreichende Empfindlichkeit und Reproduzierbarkeit zu erreichen.

Zu 3: Nach Abschluß der Versuchsauswertung und detaillierten Überlegungen zu den Schadensmechanismen sollen erste ertüchtigte Prototypen hergestellt werden, die im Rahmen eines zweiten Versuchsprogrammes am LASL in der zweiten Hälfte 1980 zu prüfen sind. Weitere parametrische Untersuchungen im Rahmen dieses Programmes werden vorbereitet.

Vorarbeiten zum Aufbau eines eigenen Prüfstandes für Belastbarkeitstests von Schwebstofffilterelementen, auch bei 100% r.F. bzw. bei hohen Temperaturen, sind geplant.

06.01.14/07A Abluftfilterung an Reaktoren
PNS 4416 (Alterung und Vergiftung von Jod-Sorptionsmaterialien)
 (J. Furrer, R. Gerhard, R. Kämpfer, J. Wilhelm; LAF II)

Durchgeführte Arbeiten

Für die Untersuchungen an Aktivkohlen zur Radiojodabscheidung in Probefiltern, die mit der Sicherheitsbehälter (SB) - Abluft eines DWR-KKW beaufschlagt wurden, liegen die Ergebnisse des 2. Wechselzyklus' mit sechsmonatiger Betriebszeit vor. Die Daten dienen zur Optimierung der Auslegung des MWS-Filters. Die qualitative und quantitative Überwachung der SB-Abluft des DWR-KKW mit einem kontinuierlich arbeitenden Gaschromatographen auf die wichtigsten Filterschadstoffe (Aceton, Butylacetat, Dekan, Ethylbenzol, Methylenchlorid, Nonan, Toluol und Gesamt-Xylol) wurde fortgesetzt.

Erzielte Ergebnisse

Nach sechsmonatiger Betriebszeit wird ein Abscheidegrad von 99,1% gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ (als Modellsubstanz für schwerabscheidbare organische Jodverbindungen) mit einer Bett-Tiefe von 25 cm erreicht. Diese Werte korrelieren mit bereits früher ermittelten Daten, brachten aber noch keinen Unterschied zu Normalfiltern. Auf den ersten 5 cm Betten des MWS-Filters betrug der Abscheidegrad $> 34,7\%$, für das Normalfilter wurde $> 19,7\%$ ermittelt.

Die Abscheidegrade des MWS-Filters bei größeren Bett-Tiefen, die weitgehend mit dem Normalfilter übereinstimmen, lassen sich durch die relativ hohe, schnell erfolgte Beladung der Aktivkohle mit leichtflüchtigen Lösungsmitteln erklären.

Diese trat während der Revision des KKW auf, bei der eine hohe Lösungsmittelkonzentration im Sicherheitsbehälter von max. $56,9 \text{ mg/m}^3$ (über eine Woche ermittelt) festzustellen war. In den daran anschließenden sieben Wochen sind folgende Werte registriert worden: 44,0; 31,8; 31,4; 28,8; 21,7; 14,7 und $14,2 \text{ mg/m}^3$. Dann wurden wieder die Werte des Normalbetriebes mit $1,5 - 8 \text{ mg/m}^3$ erreicht.

Geplante Weiterarbeit

Mit der Auswertung des letzten Wechselzyklus' werden die Arbeiten zur Alterung und Vergiftung von Jod-Sorptionsmaterialien Mitte 1980 abgeschlossen.

06.02. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON WIEDERAUFBEREITUNGS-
ANLAGEN

PNS-Teilprojekt 4500 - Sicherheit der Wiederaufarbeitung

06.02.01 Störfallablaufanalyse für die große Wiederaufbereitungs-
anlage (WA)

06.02.01/04A Störfallablaufanalyse für die große Wiederaufarbeitungs-
PNS 4513 anlage (Extraktion)
(R. Avenhaus, K. Nagel, G. Weber; IDT)

Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurde eine deterministische Analyse zur Frage des Lösungsmittelbrandes in der 2B-Batterie im Pu-Extraktionszyklus der WAK durchgeführt. Es wurden Fehlerbäume für folgende Untersysteme aufgestellt:
automatische Temperaturüberwachung, Elektrodenspannungsüberwachung, Spülluftüberwachung.

Erzielte Ergebnisse

Es wurden die Minimal Schnitte des Systems ermittelt, d.h. die minimale Anzahl an Primärkomponenten, deren Ausfall einen Systemausfall verursachen. Aus diesen Minimal Schnitten ergab sich die Systemfunktion, die Aussagen über Ausfallwahrscheinlichkeiten des Systems zuläßt, wenn die Ausfallraten der Primärkomponenten bekannt sind.

Geplante Weiterarbeit

Zur Durchführung probabilistischer Analysen werden möglichst zuverlässige Ausfalldaten von Primärkomponenten des Systems gesucht. In einer anschließenden Analyse soll die Möglichkeit der Ausbreitung eines entstandenen Lösungsmittelbrandes über die ursprüngliche Zelle hinaus untersucht werden.

06.03 EINDÄMMUNG VON FOLGESCHÄDEN

PNS-Teilprojekt 4800 - Verhalten, Auswirkungen und Beseitigung
freigesetzter nuklearer Schadstoffe

06.03.01 Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens
biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt

06.03.01/04A Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens
PNS 4812 biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt
Pu, Am und Cm.
(H. Schüttelkopf, M. Pimpl, H. Bailer, G. Hefner, J. Hiller; HS)

Durchgeführte Arbeiten

Die Entwicklung einer naßchemischen Methode für die Bestimmung von Am und Cm in großen Umgebungsproben wurde weitgehend abgeschlossen. Die Emissionen von Pu mit Abgas und Abwasser aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe werden monatlich gemessen.

Die Verteilung von Pu in den Sedimenten des Altrheins wurde gemessen. Längs-, Quer- und Tiefenprofile wurden in den Sedimenten aufgenommen. Wasserproben werden an 6 verschiedenen Stellen des Altrheins kontinuierlich entnommen. Biologische Proben, wie Pflanzen und Fische, werden auf Plutonium analysiert. Bodenproben aus der Umgebung des WAK wurden gesammelt.

Die Adsorption von Pu, Am und Cm an Erde unter verschiedenen chemischen Bedingungen wurde untersucht.

Erzielte Ergebnisse

Die quantitative Abtrennung von Am und Cm aus einer Lösung, erhalten bei der Verarbeitung von 100 g Asche, mit einem chemischen Schritt, wurde erreicht. Gleichzeitig gelingt die quantitative Abtrennung der Matrixelemente. Der Gehalt an Lanthaniden stört die Elektrodenposition von Am und Cm. An der Abtrennung der Lanthaniden wird gearbeitet.

Die Verteilung von Plutonium in den Sedimenten des Altrheins ermöglichte ein verbessertes Verständnis des Sedimentationsprozesses von unlöslichen radioaktiven Substanzen. Für ein vollständiges Verständnis ist die Kenntnis der Kontamination des Althreinwassers und der Schwebstoffe notwendig. Seit Mitte 1979 werden monatlich an sechs Stellen Wasserproben des Althreins entnommen und getrennt nach Schwebstoff und filtrierter Lösung auf Plutonium analysiert.

Die Gleichgewichtseinstellung zwischen Pu und Am in wässriger Lösung zugesetzter Erde ist in ein bis zwei Tagen abgeschlossen. Die Verteilungskoeffizienten nehmen mit zugesetzter Menge an Komplexbildnern ab. Die stärkste Adsorption wird in wässriger Lösung beobachtet.

Geplante Weiterarbeit

Entwicklung analytischer Methoden zur Bestimmung von Pu, Am und Cm.:

Aktinidenkonzentration in der Umgebung der WAK:

werden bis Mitte 1980 fortgesetzt.

Messung der Pu-, Am- und Cm-Freisetzungen aus der WAK:

Messung der Transferfaktoren, Boden/Futterpflanze und Futterpflanze/Haustier:

Diese Arbeiten werden Mitte 1980 aufgenommen.

06.03.02 Untersuchung zum Ausbreitungsverhalten nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich

06.03.02/04 A Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Gase im regionalen Bereich (über 15 km Entfernung)
PNS 4822 (W. Hübschmann, H. Schüttelkopf, P. Thomas, S. Vogt; HS)

Durchgeführte Arbeiten

Bei einer weiteren Tetronflugserie wurden Tetrons in der Nähe von Tuttlingen aufgelassen und mit Radar verfolgt. Vier der Tetrons waren mit Transpondern ausgerüstet und wurden z.T. bis zu Entfernungen über 50 km verfolgt. Damit wurde ein Zwischenziel bei der Anwendung dieser Tetrons erreicht. Die übrigen mit festen Radar-Reflektoren ausgerüsteten Tetrons konnten bis über 20 km Entfernung verfolgt werden.

Erzielte Ergebnisse

Die Tetroom-Transponder-Flüge zeigten sowohl die Vorzüge des Transponder-Einsatzes - erweiterte Möglichkeit der Radarortung bis zu Entfernungen über 50 km - als auch dessen Grenzen; denn auch ein mit Transponder ausgerüsteter Tetroom muß optisch sichtbar sein, um vom Radar geortet werden zu können. Wird die Verbindungslinie durch ein Hindernis - Haus oder Waldstück - unterbrochen, dann geht der Radarkontakt verloren. Diese Erfahrung bestätigt die bereits früher erkannte Notwendigkeit eines günstigen Radarstandortes, möglichst mit ungestörter Rundumsicht.

Geplante Weiterarbeit

Es wurde ein neues Angebot zur Entwicklung verbesserter Transponder eingeholt. Diese Transponder sollen auch mit einem herstellereigenen Radargerät geortet werden können, so daß künftige Flugserien nicht von der Verfügbarkeit nur eines einzigen Radargerätes abhängen. Die nächste Transponderserie wird allerdings erst 1981 zur Verfügung stehen. Bis dahin werden Flugserien mit Radarreflektor durchgeführt.

06.03.02/05A Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver
PNS 4823 Gase im lokalen Bereich (bis 15 km Entfernung)
 bei Emissionshöhen \geq 100 m
 (W. Hübschmann, H. Schüttelkopf, P. Thomas, K. Nester,
 M. Becker; HS)

Durchgeführte Arbeiten

Es wurden ein weiterer Ausbreitungsversuch mit Emission der Tracer CF_2Br_2 und $CFC1_3$ in 160 bzw. 195 m Höhe und zwei Blindversuche durchgeführt. Letztere wurden notwendig, um eigenartig hohe Tracer-Konzentrationsmeßwerte bei einigen der letzten Versuche aufzuklären. Durch die Blindversuche und spezielle Untersuchungen wurde sichergestellt, daß diese Meßwerte nicht systematisch durch die Versuchsdurchführung erzeugt sind. Eine Kontamination durch parasitäre Quellen kann allerdings nicht ausgeschlossen werden. Die Feldmessungen an der Außenstelle Stutensee wurden weitergeführt. Der automatische Datenlogger konnte in den Routinebetrieb übernommen werden, hat allerdings eine nur geringe Verfüg-

Erzielte Ergebnisse

Die Planung der Ausbreitungsversuche wurde in der Weise ergänzt, daß durch weitere Nullproben das Vorhandensein störender Nebenquellen, falls vorhanden, entdeckt wird (undichte Lagertanks, auf dem Boden verschüttete Tracer-Flüssigkeit).

Die in Stutensee gesammelten Meßdaten eines zweiten Jahreszeitraumes wurden analysiert. Es zeigten sich keine wesentlichen Unterschiede zur Statistik des ersten Jahres im Vergleich zu der am 200-m-Mast gewonnenen Statistik. Damit ist die Durchführung der Messungen als einwandfrei bestätigt worden. Es sind wesentliche Unterschiede der Turbulenzparameter zu denen des 200-m-Mastes vorhanden; einer genaueren Analyse wird das ab 1979 gemessene Windprofil dienen.

Geplante Weiterarbeit

Im Jahre 1980 werden einige weitere Ausbreitungsexperimente die Serie mit 160/195 m Emissionshöhe komplettieren. Die Feldmessungen in Stutensee werden weitergeführt.

06.03.02/06A Ausbreitungsmodelle für besondere meteorologische
PNS 4824 Situationen
 (W. Hübschmann, H. Schüttelkopf, P. Thomas, K. Nester,
 M. Becker, HS)

Durchgeführte Arbeiten

Die Zusammenstellung vorhandener Modellansätze und die Literatursuche nach Ausbreitungsversuchen bei besonderen meteorologischen Situationen wurde fortgesetzt.

Erzielte Ergebnisse

-

Geplante Weiterarbeit

Für das 2. Halbjahr 1980 ist die Durchführung einiger Ausbreitungsversuche bei windschwachen Situationen mit Tracer-Emission in 60/100 m Höhe vorgesehen. Bis zu diesem Zeitpunkt werden die Verdampfer für die Emission der Tracer in größeren

- 06.03.03 Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktor-
 unfällen unter probabilistischen Gesichtspunkten
- 06.03.03/03A Untersuchungen der radiologischen Folgen von
 04A Reaktorunfällen unter probabilistischen Gesichtspunkten
PNS 4831/4832 (A. Bayer, K. Burkhardt, J. Erhardt; INR, F. Horsch; PNS
 W. Hübschmann, S. Vogt; HS)

Durchgeführte Arbeiten

Es wurden verschiedene Studien und Gutachten, welche im Anschluß an die Phase A der Deutschen Risikostudie angefordert wurden, erstellt. Darunter waren standortspezifische Rechnungen für die Reaktorsicherheitskommission sowie ein Gutachten zum Risiko des Pu-Lagers der ALKEM in Hanau.

Parallel dazu wurde an der Fertigstellung des Fachbandes 8 der Deutschen Risikostudie und an Teilaufgaben der Phase B gearbeitet.

Erzielte Ergebnisse

Das Risiko des Pu-Lagers in Hanau ist wesentlich kleiner als das für ein Kraftwerk in der Deutschen Risikostudie berechnete.

Die korrigierten Bevölkerungsdaten beeinflussen Teilergebnisse der Deutschen Risikostudie, so daß eine teilweise Überarbeitung der Phase A-Ergebnisse notwendig wurde.

Geplante Weiterarbeit

Der Fachband 8 der Phase A der Deutschen Risikostudie soll innerhalb der nächsten Monate fertiggestellt werden. Danach wird an der Berechnung und Zusammenstellung der Phase B-Ergebnisse gearbeitet werden.

KfK/PNS wird sich parallel dazu an einem von der OECD/NEA geförderten "Benchmark Problem" zum Vergleich aller international existierender Unfall-
folgemodelle beteiligen.

<u>Content</u>	<u>Page</u>
Translation of the German reports	63 - 127
06.01. SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS	63
<u>PNS-Subproject 4100 - Dynamic Loads and Strains of Reactor Components under Accident Conditions</u>	63
06.01.01 HDR-Blowdown-Experiments on Dynamical Loadings on Reactor Internals	63
06.01.01/03A Design, Pretest Prediction and Evaluation of the PNS 4115 HDR-Blowdown Experiments on Dynamic Loadings and Deformations of Reactor-Pressure-Vessel Internals	63
06.01.01/04A Experimental Data Acquisition and Processing PNS 4116 of the Dynamic Behavior of the Pressure Vessel Test Internals in the HDR-Blowdown-Experiments	64
06.01.02 Development and Verification of Codes for Dynamic Stress Analysis of Reactor Components	65
06.01.02/03A Development and Verification of Coupled Fluid- PNS 4125 Structure Dynamics Codes for Analysis of Dynamic Stresses and Deformations of Reactor Vessel Internals During LOCA	65
06.01.02/04A Laboratory Experiments for Validation and PNS 4126 Enhancement of Fluid/Structure Dynamics Codes Relevant to Initial Phases of LOCA	66
06.01.02/05A Development and Verification of Codes for PNS 4127 Analysis of Dynamic Stresses and Deformations of LWR-containments during LOCA	67
06.01.03 Development of Two Phase Mass Flow Measurement Techniques and Application at Blowdown-Experiments	68
06.01.03/04A Joint Test Rig for Tests and Calibration of PNS 4137 Different Methods of Two-Phase Mass Flow Measurements	68
06.01.03/06A Design and Construction of a True Mass Flow Meter, PNS 4138 $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$	71

	<u>Page</u>
06.01.03/07A Experimental Facility for Non-steady State PNS 4139 Two-phase-Flows	72
<u>PNS-Subproject 4200 - Fuel Behavior under Accident Conditions</u>	73
06.01.04 Development and Assessment of a Fuel Behavior Code System (SSYST)	73
06.01.04/06A Theoretical Investigations on Fuel Behavior /07A under Accident Conditions /08A PNS 4231	73
06.01.04/10A Decay Heat Measurement of 235 U Fission Products PNS 4234 in the Time Period from 10 to 1000 sec.	76
06.01.06 Material Behavior of Zry-4 under Accident Conditions	77
06.01.06/06A Investigation of the Mechanical Behavior of PNS 4235.1 Zircaloy Cladding Material under Transient Conditions	77
06.01.06/07A Investigation of the High Temperature Steam PNS 4235.2 Oxidation of Zircaloy Cladding Tubes	79
06.01.06/08A Investigations of the Influence of Oxide Fuel PNS 4235.3 and Fission Products on the Mechanical Properties of Zry-Cladding Tubes under Transient Conditions	81
06.01.06/10A Burst Tests of Zircaloy Cladding Tubes under PNS 4235.4 Combined Mechanical and Chemical Load (FABIOLA-PROGRAM)	86
06.01.07 Fuel Behavior in the Blowdown-Phase of a LOCA	89
06.01.07/03A Investigations of the Fuel-Rod-Behavior During /04A the Blowdown-Phase of a LOCA (COSIMA-Program) PNS 4236.1/2	89
06.01.08 In-pile Experiments in the DK Loop of the FR2 Reactor	90
06.01.08/02A Investigations of Fuel Rod Behavior in the 2nd PNS 4237.1 Heatup Phase of a LOCA. In-pile Experiments with Single Rods in the DK-Loop of the FR2 Reactor	90

	<u>Page</u>
06.01.12/07A PNS 4324	Planning and Valuation of the BETA-Experiments 111
06.01.13	Model Development for Analytical Description of Core-Meltdown Accidents 114
06.01.13/04A PNS 4331	Hydrodynamical and Thermal Models for the Interaction of a Core Melt with Concrete 114
06.01.13/05A PNS 4334	Model Development for the Analytical Description of Core-Meltdown Accidents 115
<u>PNS-Subproject 4400 - Improvement of Fission Product Retention and Reduction of Radiation Impact</u>	
06.01.14	Offgas Filters in Nuclear Power Plants 117
06.01.14/05A PNS 4414	Determination of the Iodine Species in the Exhaust Air of PWR's 117
06.01.14/06A PNS 4415	Development and Improvement of Exhaust Air Filters for Accident Conditions 118
06.01.14/07A PNS 4416	Off Gas Filtering in Reactor Stations (Ageing and Poisoning of Iodine Sorption Materials) 120
06.02	SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF REPROCESSING PLANTS 122
<u>PNS-Subproject 4500 - Safety of the Reprocessing</u>	
06.02.01	Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant 122
06.02.01/04A PNS 4513	Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant (Extraction) 122
06.03	MITIGATION OF CONSEQUENCES 123
<u>PNS-Subproject 4800 - Behavior, Impact and Removal of Released Nuclear Pollutants</u>	
06.03.01	Investigation of the Physical and Chemical Environmental Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular Biological Effectiveness 123

	<u>Page</u>	
06.03.01/04A PNS 4812	Investigation of the Physical and Chemical Environmental Behavior of Pu, Am, Cm Biological Effectiveness - Pu, Am, Cm	123
06.03.02	Investigations on the Dispersion Behavior of Nuclear Pollutants in the Short Range and the Mesoscale	124
06.03.02/04A PNS 4822	Investigation on the Atmospheric Dispersion of Gases in the Mesoscale (≥ 15 km)	124
06.03.02/05A PNS 4823	Investigation on the Atmospheric Dispersion of Radioactive Gases in the Near Distance Region (up to 15 km) at Source Heights ≥ 100 m	125
06.03.02/06A PNS 4824	Atmospheric Diffusion Models for Particular Meteorological Situations	126
06.03.03/03A /04A PNS 4831/32	Investigations of Radiological Consequences of Nuclear Accidents with Probabilistic Methods	127

TRANSLATION OF THE GERMAN REPORTS



- 06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS
- PNS-Subproject 4100 - Dynamic Loads and Strains of Reactor Components under Accident Conditions
- 06.01.01 HDR-Blowdown-Experiments on Dynamical Loadings on Reactor Internals
- 06.01.01/03A Design, Pretest Prediction and Evaluation of the HDR-Blow-down Experiments on Dynamic Loadings and Deformations of Reactor-Pressure-Vessel Internals
PNS 4115 (U. Schumann, E. Erb, F. Eberle, J. Kadlec, F. Katz, H. Knüppel, R. Krieg, K.H. Lang, A. Ludwig, H. Möisinger, W. Olbrich, P. Philipp, E. Wolf, IRE)

Work performed and Results obtained

- a) The snapback experiments, which are to determine the main eigenfrequencies and other parameters of the core barrel in air and water, were prepared further.

The two clamping devices for deflection of the core vessel were completed. One of the devices allowing to excite the shell vibrations was installed in the HDR test facility and subjected to several cold and hot operating tests. The other clamping device for excitation of bending vibrations was put into operation on a test bench. The commissioning tests were successful. The instrumentation has been prepared. Performance of these tests was postponed until 1980 because of other experiments to be carried out at HDR.

- b). The blowdown tests are also scheduled for starting in 1980. The preparation of these tests have been carried on, especially as regards core barrel clamping and precalculation of the temperature distribution. The first test series was precalculated using the FLUX, FLUST and DRIX-2D computer codes (see 06.01.02). Calibration of the transducers has started.

Plans for future work

Precalculation will continue of the vibration and blowdown tests, part of which are planned for realization. Evaluation will start.

06.01.01/04A Experimental Data Acquisition and Processing of the
PNS 4116 Dynamic Behaviour of the Pressure Vessel Test Internals
 in the HDR-Blowdown-Experiments
 (J. Kadlec, F. Eberle, G. Lang, P. Philipp, R. Scharnowell, IRE)

Work performed

The displacement, acceleration and pressure transducers required for the blowdown tests V29.1, V29.2 and V29.3 were accepted, calibrated and tested for tightness. A primary report was completed on qualification studies of the induction type pressure transducers.

Results obtained

The characteristic curves were plotted at some temperatures within the framework of calibration and the temperature dependence of the sensitivity was evaluated. Random measurements were performed of the frequency response characteristics of some transducers. The results obtained allow to indicate the following measuring errors to be expected in the blowdown experiments: amplitude errors of ± 2.5 g in the course of acceleration measurement; ± 0.4 mm in the course of displacement measurement and ± 2 bar in the course of pressure measurement. The corresponding error in terms of time is smaller than 240 μ s in all cases.

Plans for future work

Preparation, execution and evaluation of the blowdown experiments V29.1, V29.2 and V29.3.

06.01.02 Development and Verification of Codes for Dynamic Stress
 Analysis of Reactor Components

06.01.02/03A Development and Verification of Coupled Fluid-Structure
PNS 4125 Dynamics Codes for Analysis of Dynamic Stresses and Defor-
 mations of Reactor Vessel Internals During LOCA
 (R. Krieg, E.G. Schlechtendahl, G. Hailfinger, A. Ludwig,
 B. Dolensky, IRE)

Work performed and Results obtained

Development work centered around the FLUX computer code. It describes the three-dimensional blowdown flow in reactor pressure vessel geometry and takes into account the interaction with the flexible core shroud. The necessary structural dynamic properties are provided by the computer code CYLDY2 or CYLDY3. In case of appropriate transformation also other structural dynamic computer codes can be used for cylinder shells exposed to load not symmetrical with respect to rotation. At present an FEM model is being elaborated for a core shroud and a reactor pressure vessel based on the STRUDL code. FLUX is now available as a basic code both for the HDR blowdown and snapback experiments and for PWR applications.

To record better the structural dynamic influence of the reactor core also in the latter case, development started of a continuum standby model for fuel rods placed in the fluid. First results have shown that the effective dynamic density of the fuel elements amounts to only 40% of the actual density.

Moreover, work was performed on the different single models. These models were used for specific investigations.

The theoretical development work on the two-phase code DRIX-2D was completed. This implies that two-dimensional water vapor flows as occurring in the blowdown, can be calculated taking into account slippage and thermodynamic non-equilibrium. Under Project 06.01.02/04 the DRIX-2D calculations were compared a number of experiments.

On account of some restrictions inherent in the structural dynamic core barrel model CYLDY2 an improved model CYLDY3 was developed. It allows the quasi-exact determination of natural oscillations of the core barrel and can be used to verify other calculations. It appeared that the so-called breathing modes but also the very high shell modes can be described but inadequately by CYLDY2. CYLDY3 allows also to take into account certain movements of the core barrel clamping, which is caused by the flexibility of the reactor pressure vessel.

Plans for future work

Future studies will concentrate on the continuum model for the reactor core. In addition to the theoretical work experimental verification is planned to be performed under Project 06.01.02/04. Moreover, installation of the structural models (CYLDY3 for the core barrel, FEM for the core barrel and the reactor pressure vessel) as well as the improvement of the two-phase model in FLUX are expected. Considering the first HDR experiments repercussions must be anticipated for code development.

06.01.02/04A Laboratory Experiments for Validation and Enhancement
PNS 4126 of Fluid/Structure Dynamics Codes Relevant to Initial
Phases of LOCA
(R. Krieg, F. Eberle, G. Hailfinger, J. Kadlec, E. Wolf,
F. Kedziur, IRE)

Work performed and Results obtained

Evaluation of the jet experiments on two-phase flow has been completed. The results were used to verify the two-phase computer codes DRIX-2D and DUESE and, in addition, extending the original project, to verify RELAP4/MOD6 and STRUYA. The parameters determined in the experiments have shown that the initial vapor content is of major importance. Furthermore, it has been shown that the influence of many numerical methods might slightly outweigh the physical effects to be investigated.

Several design calculations were made on the experiments related to rod structures. On this basis the design concept was elaborated. The investigations aim at the description of the dynamic interaction between the reactor core and the coolant in case of a blowdown accident.

The facility allowing laboratory scale experiments to be performed on shell structures (modular analysis) started operation. Backfittings are considered which would concern anchorage in the soil. Precalculations relating to the experiment a (standing cylinder shell, open on the top without and with fluid flow) were documented. Further calculations have shown that relatively little local masses added, which are necessary in the experiments involving excitations by shaker, might considerably influence the natural vibration modes. This might imply that due to imperfections also such vibrational modes are much excited which do not occur in an ideal geometry.

Plans for future work

Tests concerning two-phase flow have been completed.

Detailed design documents are being prepared for the experiments on rod structures; the structural components are being fabricated and the test facilities are being set up.

Laboratory-scale experiments involving periodical excitation must be made for type a and compared with the available precalculations. Precalculations will start soon for other types (e.g., standing cylinder shell closed on top or lying cylinder shell without and with fluid flow).

06.01.02/05'A Development and Verification of Codes for Analysis of
PNS 4127 Dynamic Stresses and Deformations of LWR-containments
during LOCA

(R. Krieg, B. Göller, G. Hailfinger; IRE)

Work performed and results obtained

The SPHERE-STRESS computer code for fine resolution of stresses, especially at the clamped edges of the spherical shell, have been completed. First calculated results are available. They agree well with the estimates made during the preceding six month.

Results obtained

Ad 1: The mass flow and steam quality were determined both by combination of measured variables from all three instruments (index γ -V-T) and by combination of the measured values from the Venturi nozzle and the turbine flowmeter (index V-T). In the latter case the relation describing the evaluation contained the assumption that the flow is homogeneous in the positions of measurement.

Fig. 2 shows for the mass flows a mean deviation of +13% and a standard deviation of about 8%. Both methods of mass flow evaluation yield approximately the same accuracy. The steam qualities determined by means of the Venturi nozzle and the turbine flowmeter are characterized by an average error of 25%. At present, a model is being developed in order to increase the accuracy of mass flow and steam quality determination.

Ad 2: The mass flows determined with the now usual evaluation relations partly deviated considerably from the reference values as a function of the phases and velocity distribution in the flow cross section. Using the analysis of single signals a method was developed which yielded a much higher accuracy of the mass flow determined.

Plans for future work

- Documentation of the tests on PHEBUS instrumentation; development of calibration models.
- Check of the models developed for the LOFT mass flow instrumentation by use of additional experimental data.
- Planning a loop for investigation of two-phase flow while flowing through pipe branchings (steam-water and air-water experiments).

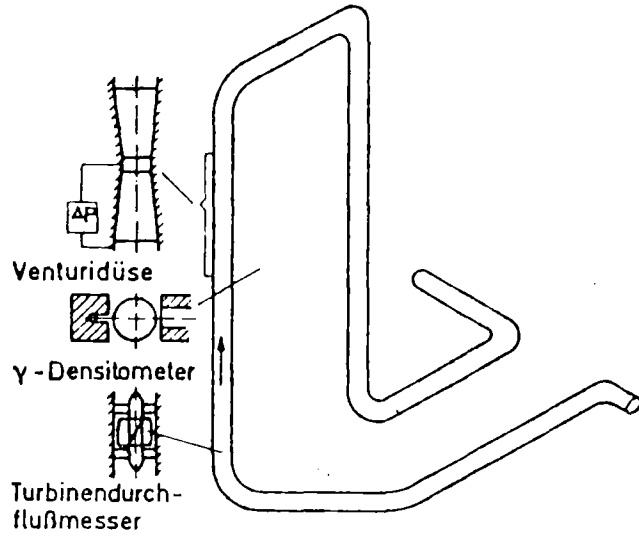


Abb. 1: Testloop and Instrumentation

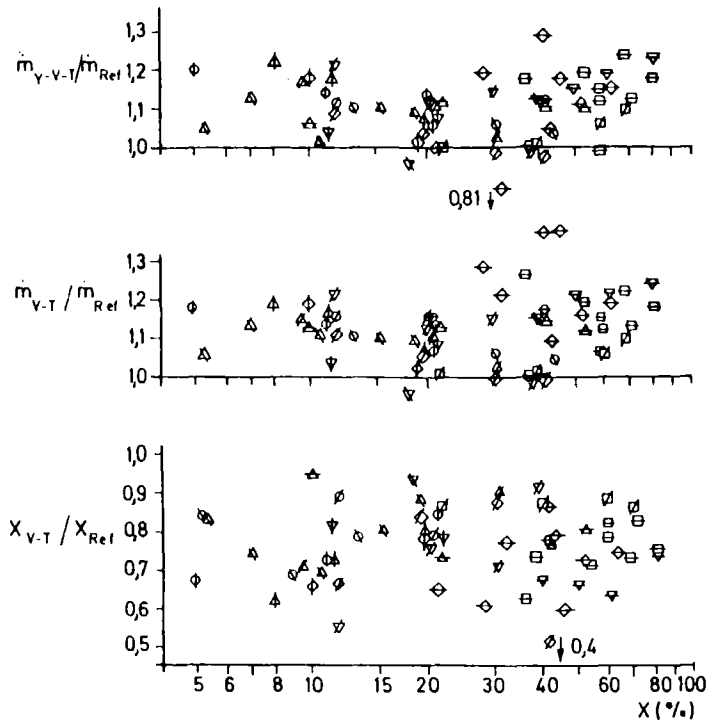


Abb. 2: \dot{m} and X_{V-T} as function of X

Symbol	p (bar)	Strich	\dot{m}_{Ref} (kg/s)
□	30	○	~0,5-~1
◇	40	⊖	~2
▽	50	⊕	~3
△	70	⊗	~4-~5
○	90		

06.01.03/06A Design and Construction of a True Mass Flow Meter,
PNS 4138 $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$
(K. Hain, F. Brüderle, W. Butzer, F. Schloß, T. Vollmer,
K. Wagner, IT)

Work performed and Results obtained

After a provisional definition of the main dimensions a computer code was elaborated for the design of the measuring system. This allowed to optimize the system components as regards their dimensions influencing each other. This was followed by the conceptional phase and the design of the general structure. The working drawings have been completed for the majority of individual components.

In parallel, the semi-finished products were ordered and acquired, respectively, and the testing procedure for the structure terminated with the Technical inspectorate.

Theoretical studies were performed of the mercury filled annular chamber provided for attenuation of the stator vibrations and a computer code was prepared for parameter studies. The precalculations were verified by vibration tests in a test rig accomodating the original components of the measuring system.

This test rig serves at the same time for performance testing and for the mechanical calibration of the measuring system. The strict linearity found, which is independent of the direction of load, like the attenuation behavior, agrees rather satisfactorily with the predictions provided by the computer code.

Towards the end of the period of reporting the majority of single components, from the measuring system up to the pressurized components, were in the process of fabrication under a step-by step schedule.

Plans for future work

After assembly of the components the system will be subjected to general mechanical testing followed by cold water-air testes accompanied by a first although limited calibration of the measuring system.

06.01.03/07A Experimental facility for non-steady state
PNS 4139 two-phase flows
(H. John, IRB)

Work performed

Work on the erection of the loop was continued and major components were ordered. All necessary construction measures were specified and orders placed. A quick opening valve was developed and built.

Results obtained

The status of construction work largely corresponds to the target of planning.

Plans for future Work

Start of construction work at the building.
Placing orders for pipings.
Construction of the quick opening valve.
Construction of a gamma densitometer.
Elaboration of the programs for data processing.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER
PLANTS

PNS-Subproject 4200 - Fuel Behavior under Accident Conditions

06.01.04 Development and Assessment of a Fuel Behavior Code
System (SSYST)

06.01.04/06A Theoretical Investigations on Fuel Behavior under
07A Accident Conditions
08A

PNS 4231 (R. Meyder, IRE; H. Borgwaldt, G. Jacobs, W. Baumann,
L. Pernecky, INR)

Work performed

Development of SSYST

The PIPRE (pin pressure) module was elaborated as alternative to the previous modules SPAGAD and DRUSPA available in SSYST for calculation of the inner rod pressure. The input data of this new module are much simpler than that of the modules offered so far although no models are established of the evaporating fission products. Again as an alternative to the previously available WUEZ module for calculation of the heat transfer in the gap, the gap heat transfer model was derived from the URANUS code as a URGAP module. The ZETHYD module for calculation of the thermal and fluid dynamics in the subchannel during the blowdown phase was given a new structure in terms of data processing and made more transparent so that it runs now faster and is more conveniently to maintain because of its clearer programming structure. In the development of the ZETHYF module great difficulties were encountered in application of the moving mesh grid. To be able to avoid potential problems, the programs are so supplemented that calculation is possible also with a fixed mesh grid.

Definition of Initial and Boundary Conditions

Precalculation on the PKL standard problem using RELAP4-mod6 was completed and the results delivered in the form requested. Further practical calculations

were performed for the COSIMA experiment, the blowdown phase of a large PWR with rupture on both sides of the cold leg and followed by a "hot channel calculation".

An investigation started into the REFLOS module, which is to find out the most essential parameters influencing the maximum cladding tube temperature and the development of the heat transfer coefficient. To derive better knowledge, especially of the axial power profile in a power reactor, a coarse zone calculation was made for a PWR. Besides, this can be considered also as an initial calculation for a fine zone calculation in a reactor sector. The analysis of the cooling capability of heavily blocked bundle segments by means of the BLOW-3A code⁺⁾ was continued and COBRA4 was made available.

The bundle behavior on the basis of the method presented in the preceding report was described by the example of a hot bundle. A detailed documentation of this work was started. Into the creep model for ZRY4 (NORA) a strain hardening model was introduced. The excentric ballooning behavior of cladding tubes observed above all on simulators was investigated inter alia with the FEM code ASKA.

Results obtained

Application of the VARIO module mentioned in the preceding report, which is characterized by its simple fixed comma arithmetic, showed that the desired effect of simplification of the elaboration of SSYST inputs was fully applicable. An input was made which by installation of a switching device either takes over the initial conditions from COMETHE or produces own conditions for a fresh rod. This module (VARIO) is a constituent of SSYST2 which was made available during the period of reporting to GRS Cologne as a preliminary version.

Use of a moving mesh grid in the ZETHYF module proved to be complicated during the transition from the coarse to the fine grid and vice versa. Problems were encountered especially in the correct averaging of results of fine divisions since the rate of deformation of the cladding tube highly depends on the temperature.

⁺⁾ BLOW-3A is a two fluid computer code developed at KfK/IRE for studying sodium boiling in breeder reactors.

Application of RELAP4-mod6 to the PKL experiment K9 (German standard problem No. 2) showed that the heat transfer relations and the water entrainment model exert a remarkable influence on the results. Similar conditions were observed during the analysis of REFLOS. The five major influencing parameters were found to be the flow conditions in downcomer, the cladding temperature at the beginning of the refill phase, the initial water level in the downcomer, the droplet fraction in the steam flow and the transverse flow in the fuel element which has been considered in REFLOS by a factor upstream of the mass flow. Analysis of COSIMA as well as the primary system and hot channel analysis, respectively, regarding the rupture at both ends of a main coolant pipe in a PWR, using RELAP4-mod6, yielded partly an agreement but also some significant deviations in the results as compared to the results obtained with the version previously used in Karlsruhe. Recalculation of the experiments for high coolant channel blockages, using the BLOW-3A code, showed on the one hand that the separate description of steam and liquid is necessary in order to describe the dynamics of the cooling process, but that on the other hand also the proper flow type (droplet flow) must be described by a model in order to shift the heat transfer coefficients into the region observed in the experiment.

Investigation into the excentric deformation of cladding tubes yielded as a possible explanation of the phenomenon the presence of axial and radial temperature gradients connected to a dependence on temperature of the strain rate of ZRY within the respective range of temperatures. A model was established of the cladding tube with a clamped and a sliding end. However, since this was demonstrated a small elastic deformations only, further tests are necessary to investigate large deformations. When developing the creep model for ZRY a marked improvement was achieved in the verification after introduction of a strain hardening model, especially in case of slow deformation processes. During the process of verification the next important effect is the axial shape of ballooning (transition from the cylinder geometry to the spherical geometry).

The statistical analysis of a highly loaded fuel element has shown that major blocked zones in a bundle have only a low probability of occurrence under the assumptions made in the analysis.

Plans for future work

It is planned that the NORA model development will come to a preliminary conclusion during the coming six months and the same will apply to documentation of work on the probabilistic treatment of the bundle behavior.

06.01.04/10A Decay Heat Measurement of ^{235}U Fission Products in
PNS 4234 the Time Period from 10 to 1000 sec.
 (K. Baumung, INR)

Work performed

In the report period, the first irradiation experiments were performed. The same fuel sample (15 mm diameter, 15 mm length UO_2) was irradiated several times for 200 s each in the thermal column of the FR2 reactor at thermal fluxes of $3 \cdot 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Subsequently, the adiabatic temperature rise as well as the escaping γ -energy-flux were recorded during the period from 10 to 3000 s after the irradiation. The initially planned irradiation time of 48 hours could be reduced to 200 s because of the high sensitivity of the calorimeter of 10^{-4} W . The short irradiation time is favourable to the measurement of the short-time decay power. But it also causes higher temperatures of the sample because the sample leaves the irradiation position before the whole pneumatic transfer system has cooled down from the surrounding temperature of 45°C to the operating temperature of 18°C . So, a modification of the temperature measuring system was necessary in order to expand the most sensitive range to higher sample-temperatures (up to 60°C). The normalization to the number of fissions will be performed by γ -ray-spectroscopy. To this end, a Monte-Carlo-Code has been developed for computing the escape-probability of some suitable γ -lines, taking into account space-dependence (due to self-shielding) of the fission rate as well as the γ -transport.

Results obtained

The preliminary evaluation of the measurements shows a good reproductibility. An effect of the burnup on the heat capacity of the samples could not be detected because of the short irradiation times. The energy, escaping from the samples as γ -radiation, amounts to some 40 % of the total decay power and slightly depends on the cooling time.

Plans for future work

Samples of other dimensions and material (i.c. U-metal) will be investigated next.

06.01.06 Material Behaviour of Zry-4 under Accident Conditions

06.01.06/06A Investigation of the Mechanical Behavior of Zircaloy

PNS 4235.1 Cladding Material under Transient Conditions

(M. Bocek, C. Petersen, H. Schneider, B. Seith, K. Dindorf,
W. Schweiger, IMF II)

Work performed

- Prediction of the life-time at superimposed non-stationary stress and temperature loading.
- Prediction of the rupture strain for Zry-4 subjected to non stationary loading conditions.
- Life-time prediction of burst tests under temperature ramp conditions.
- Prediction of the rupture strain of cladding under non stationary loading conditions.
- Destructive postexamination of in-pile ballooned rods.

Results obtained

- For superimposed stress and temperature loading the conditions are analysed for which the combined loading can be considered as the result of an independent superposition of the individual loading types. Superimposed time linear ramp loading as well as superimposed cyclic (triangle) loading is treated as a special case. In general as far as one loading type strongly dominates as being the most life time consuming type the same will essentially determine the life time for the superimposed loading. In that case the loading types can be considered as mutually independent. However the differences between the results of rigorous calculations based on the LFR and approximate estimate (independent superposition) as shown for the case of Zircaloy-4 may be within the limits of reproductibility of usual stress rupture tests. The calculations are compared to experiments performed on Zircaloy-4. At loading conditions

for which the grain structure remains constant very good agreement is achieved between calculated and measured life times. In accord with previous examinations for particular test conditions when dynamic recrystallization interferes severe deviations indicate the limits of applicability of the LFR for life time predictions. However as far as the LFR is obeyed this can be used to calculate the life time of structures subjected at high temperatures to very general loading conditions (1).

- Up to now the LFR is used for life-time estimates of Zircaloy-4 exposed to time linear ramps. By means of an empirical relation (modified Monkman - Grant) and introducing an effective deformation temperature a way is shown to calculate the rupture strain of tensile specimens subjected to load and temperature ramps respectively. The results of these calculations are compared to experimental results (2).
- Having checked the validity of LFR for Zry-4 failed in tensile tests the LFR was used to calculate the life-time of Zircaloy-4 fuel rod simulators blown at KfK in two different tests rigs (FABIOLA and REBEKA). The agreement between calculations and measurements has shown to be very good (2).
- The prediction of the rupture strain for burst tests with the modified Monkman - Grant relationship has been set to work. Therefore burst tests from Battelle, Pacific Northwest Laboratories (3), have been analysed. Because the description of the test conditions did not contain all the parameters we need for our calculations, a clearing inquiry is running to Battelle Northwest.
- Not preirradiated test specimens (Bl.3, Bl.5, Bl.6, B3.1) from in-pile experiments in the FR2 loop were subjected to a destructive postexamination. The aims of this examination were: The estimation of the maximum cladding temperature by means of metallographic investigation, the determination of the circumferential and radial strain on different parts of the rod. Specific in-pile effects could not be detected.

Plans for future work

- Completion of tensile tests for the verification of the NORA-model and failure criterion.

- Instron modification to fit a new data processing system (Hawlett-Packard).
- Continuation on the burst test serie in FABIOLA. Support of IMF III in test conduction, analysis and interpretation of the results.
- Pressure cycling tests on Zircaloy-cladding.
- Postexamination of in-pile and out-of-pile ballooned cladding.

References

- (1) M. Boček^V and M. Hoffmann, Creep Rupture at Superimposed Non-Stationary Stress and Temperature Loading.
J. Nucl. Mat. in press.
- (2) M. Boček^V, C. Petersen and E.H. Toscano, The Prediction of the Life-Time and Failure Strain of Zry-4 subjected to Non-Stationary Loading Conditions,
"Reaktortagung Berlin, march 25 - 27, 1980"
- (3) C.L. Mohr, Transient Deformation Properties of Zircaloy for LOCA-Simulation
Vol. 5, Final Report Dec. 1978, EPRI NP-526

06.01.06/07A Investigation of the High Temperature Steam Oxidation
PNS 4235.2 of Zircaloy Cladding Tubes
 (S. Leistikow, B. Bennek-Kammerichs, H. v. Berg, R. Kraft,
 G. Schanz, D. Jennert, IMF II)

Work performed

To perform an extended kinetic program for examination of the long term and maximum temperature oxidation kinetics of Zircaloy-4 in steam, programs were elaborated and first preliminary tests performed at temperatures > 1300 °C.

Within the isothermal/isobaric internal pressure creep-rupture tests of Zircaloy-4 tubing

- the results so far obtained were summarized in tables and represented in synoptical diagrams, and

- supplemented by further investigations conducted in the temperature range of 700-1000°C. Also the influence is shown of a structural change preceding a LOCA event. These studies can be considered temporarily completed, the program being fulfilled.

Again, for metallographic evaluation numerous micrographs made of single rods tested in FR 2 under accident conditions, but not subjected to preirradiation, were received from hot cell postirradiation examinations.

Results obtained

The considerations made in connection with the TMI 2 accident, Harrisburg, have yielded that the material behavior cannot solely be verified on the basis of previous knowledge of short term oxidation kinetics. This requires investigations over longer periods of time but also at even higher temperatures.

A summarizing presentation of internal pressures required in the temperature range of 950-1300°C within LOCA periods ≤ 300 s causing the rupture of tube capsules shows the distinct dependence on the medium (argon, steam) and the original state (metallic, pre-oxidized): in tests involving steam the highest burst pressures are required in case of pre-oxidized material. Then, the strain reducing influence of the α -phase, formed by pre-annealing in argon (30 s, 1000°C) and followed by quick cooling, on the maximum circumferential strain after a LOCA (800-650-800°C) is explained. The practical consequences depend on the assumptions concerning the height of the blowdown peaks (until now approx. 950°C).

The isothermal/isobaric tube rupture tests on capsules-pre-oxidized to 5 μm ZrO_2 and 700-1000°C in the steam - yielded a material behavior which, as regards strength and ductility, can be classified in principle to be situated between the non-oxidized and the material pre-oxidized to 13 μm ZrO_2 . Up to 900°C the material properties due to the relatively moderate differences in strength within the scattering band of the familiar creep-rupture functions of the material states described above. Only at and above 950°C the strength of the 5 μm pre-oxidized material distinguishes itself because of the rise in the relative difference in strength between solid oxide external skin and weak metallic core and gets oriented towards the behavior of the 13 μm pre-oxidized material. The measured maximum circumferential strains lie within a band which at the tested lower temperatures gets adapted to the

13 μm pre-oxidized state. The values of maximum circumferential strain range from 99.6 to 29.5 %.

Evaluation of the metallographic hot cell examination of fuel rods following in-pile experiments (PNS 4237) was continued. The state of oxidation of the cladding tubes of all fuel rods not subjected to pre-irradiation was described in a summary and discussed; in-pile specific influences have not been demonstrated. The incipient cracks due to oxidation of the cladding tube external side are characterized by local strain. The kinetic presentation of the oxide layer thickness as a function of the local maximum temperature estimated according to the structure state yield a joint scattering band for all tests. Influences of further test parameters are of minor importance as compared with the temperature. The oxidation at the inner tube side is mainly attributable to the steam penetrating after burst and obviously consumed near the point of crack. Outside this range, oxide layers cannot be detected. But sometimes $\alpha\text{-Zr(O)}$ edges and changes in the basic structure are observed in the boundary range due to oxygen uptake. An oxidative influence of the fuel cannot be ruled out as the cause.

Plans for future work

Documentation: isothermal and temperature transient creep rupture tests. Experimental investigations of the Zircaloy oxidation kinetics in different types of loss-of-coolant accidents. Metallographic studies and evaluations of out-of-pile (FABIOLA) and in-pile (FR 2) experiments at pre-irradiated fuel rods and their simulators, respectively.

06.01.06/08A Investigations of the Influence of Oxide Fuel and Fission
PNS 4235.3 Products on the Mechanical Properties of Zry-Cladding
 Tubes under Transient Conditions
 (P. Hofmann, H. Schneider, H. Zimmermann, J. Burbach,
 G. Gausmann, H. Metzger, H. Eckstein, B. Scheckel, IMF I)

Work performed

- Burst and creep rupture tests with Zircaloy-4 tube specimens (as received, internally pre-oxidized, internally notched) under inert gas conditions to determine the critical iodine concentration above which Zircaloy fails as a result of stress corrosion cracking (ROBERTA test facility).

- Evaluation of the oxygen concentration profiles of Zry cladding tube inner surfaces. Chemical analytical investigations of the Zircaloy, the fuel and the simulated fission products.
- Theoretical estimates of the possibility to describe the stress corrosion cracking behavior of Zircaloy-4 cladding tubes at high temperatures (500 - 800°C) in terms of fracture mechanics.
- First experiments for determination of the influence exerted by iodine on the strain behavior of about 1 m long Zircaloy-4 cladding tubes under steam (FABIOLA test facility).
- Investigation of Zircaloy-4 micro structural changes as a function of temperature and annealing time under inert gas (TUBA test facility).
- Destructive post-irradiation examinations (metallography) of nuclearly heated and burst fuel rods from PNS Project 06.01.08/01A (PNS 4237) within the framework of which in-pile experiments are conducted on fuel rod behavior in loss-of-coolant accidents (LOCA).
- Fuel characterization and annealing tests on irradiated UO₂ specimens of the F6 fuel rod (burnup 20,000 MWd/t_U). Density measurements of fuel specimens as well as determination of the fission gas fraction retained in UO₂ on the LOCA tested fuel rods F1 through F5 (fuel rods taken from the PNS Project 06.01.08/01A).
- Determination of the UO₂/Zry reaction kinetics in the temperature range from 900-1500°C.

Results obtained

- The continuing creep rupture tests on the determination of the critical iodine concentration above which there is low-ductility failure of the Zircaloy cladding tubes as a result of stress corrosion cracking show that at 700°C the critical iodine concentration is not dependent on the condition of pretreatment of the cladding tubes (as-received, pre-oxidized, notched). For the previously investigated tube specimens in the as-received condition and characterized by different conditions of pretreatment (pre-oxidized, pre-damaged) the rupture strain of the

cladding tubes clearly decreases in all cases at 700°C after an iodine concentration of about 0.3 mg/cm³ (0.07 mg/cm²) has been exceeded. For instance, after the critical iodine concentration has been exceeded, the burst strain of the as-received specimens decreases due to SCC from about 100 % to approx. 20 % and is then independent of the iodine concentration. /1/

- Creep rupture tests on internally pre-oxidized and UO_{2+x} filled Zry tube specimens with and without iodine have shown that at temperatures above 800°C the presence of iodine gives rise to greater burst strains than in case of tube specimens free from iodine. By contrast, at temperatures ≤ 800°C the presence of iodine always causes smaller burst strains as compared with the reference specimens free from iodine. Chemical analytical investigations of the cladding tube inner surfaces by means of Auger electron analyses showed for tube specimens tested above 800°C a clearly lower oxygen content of Zry at the surface layer, if iodine was present (generally < 10 wt.%), but not if iodine was absent (oxygen content up to 25 wt.%). Further tests involving inter alia a scanning electron microscope yielded that above 800°C already existing oxide layers are chipped off the internal cladding tube surface due to the effect of iodine and that the formation of new oxide layers is impeded. This greatly reduces the uptake of oxygen by Zry and hence the embrittlement. /2/
- Applying fracture mechanics to the stress corrosion cracking of Zry-4 cladding tubes under the influence of iodine under reactor operating conditions may be characterized essentially by two models:
 - 1) linear-elastic crack propagation according to the K_I concept;
 - 2) elastic-plastic crack formation and propagation according to the I-integral.

It is supposed from stress corrosion cracking experiments performed earlier that the linear-elastic model is a suitable basis of a verified fracture mechanics model also at elevated temperatures (up to about 800°C). First experiments made at 700°C on tube specimens internally notched to different depths and subject to the influence of iodine indicate a linear-elastic behavior of the Zry. With increasing depth of the notches the burst strain of the cladding tubes gets greatly reduced. Moreover, the burst strain depends also on the average strain rate of the pipe specimens and shows a clear minimum taking values < 1 % for $\dot{\epsilon} \approx 10^{-4}$ /s.

- The first burst experiments made on about 1 m long iodine bearing fuel rod simulators (internal heaters) performed in the FABIOLA test facility under steam yield the same material behavior as for short tube specimens. The influence of iodine accelerates a low ductility failure of the Zircaloy cladding tubes.

- The evaluation of the cladding material temperature from the micro structural appearance is of high importance since in in-pile and out-of-pile experiments on the fuel rod behavior during accident conditions the temperature of the cladding generally can be measured in a direct way at a few points only. Therefore, the cladding material temperature at the point of bursting must be estimated in most cases. The prerequisite of a temperature estimate from the micro structural state of the Zircaloy is, however, a reliable basis of comparison microstructure whose temperature-time history is known. According to previous knowledge a temperature estimate within $\pm 20^{\circ}\text{C}$ is possible in the temperature range from 800-1000 $^{\circ}\text{C}$.

- The burst fuel rods B1.5 and B1.6 which had been subjected to a loss-of-coolant accident transient in the FR 2 reactor underwent metallographic post-irradiation examinations, among others, with a view to determine the extent of inner corrosion. The results have shown that oxidation of the cladding tube inner surface does not take place regularly in the axial and radial directions. Around the point of rupture the inner oxidation of the cladding tube is highest; at greater distances from the point of burst zones partly exist which are free from oxidation. Inner oxidation of the cladding tube very probably occurs mainly by the steam penetrating into the fuel rod after it has burst. /3/ During the LOCA transient the UO_2 fuel pellets generally remain intact (the UO_2 has not been pre-irradiated).

- In the FR 2 LOCA experiments the release of fission gas amounts to about 6 % and the swelling was ≤ 0.3 %. The release of fission gas and swelling in the annealing experiments are highly dependent on the temperature. At 1600 $^{\circ}\text{C}$ gas releases were found up to about 25 % and swellings up to about 5 % following three hours of annealing. At annealing temperatures $\leq 1400^{\circ}\text{C}$ the observed effects were little. /4/

- The test results of the UO_2 /Zircaloy reaction experiments were evaluated with a view to reaction kinetics and summarized in a final report. /5/ The oxidation kinetics of the Zry cladding from inside due to the fuel is comparable with the oxidation from outside due to the steam.

Plans for future work

- Continuation of the experiments on as-received and predamaged Zry-4 cladding tubes to determine the influence of iodine and of other volatile fission products on the mechanical properties of the cladding tubes in simulated accident transients.
- Experiments with internally notched tube specimens in the presence of iodine to verify the fracture mechanics model capable of describing the behavior of Zircaloy tubing due to stress corrosion cracking.
- Determination of strain, of the yield point and of the ultimate tensile strength of Zry-4 cladding tubes in the temperature range from 500 to 800°C.
- Continuation of the experiments on fuel rod simulators in the FABIOLA test facility in order to study the influence of iodine on the strain behavior of the Zry cladding tubes under steam.
- Continuation of the studies of micro structural changes of Zry-4 as a function of the temperature and time. Preparation of an atlas of Zry-4 structures.
- Destructive post-irradiation examinations of irradiated fuel rods from the PNS Project 06:01.08/01A (PNS 4237).
- Post-irradiation examinations of UO_2 of the fuel rods with a burnup of 35,000 MWd/t. Annealing tests with fuel specimens of the rod G1.6.
- Chemical analytical investigations into the Zry cladding material, the fuel and the simulated fission products.

Literature

- /1/ P. Hofmann
Influence of Iodine on the burst strain of Zircaloy-4 cladding tubes under simulated reactor accident conditions.
Journ. of Nucl. Mater. 87, No. 1 (1979), pp. 49-69
- /2/ H. Schneider
Einsatz der Auger-Elektronenspektroskopie zur Bestimmung von Sauerstoffkonzentrationsprofilen in Zircaloy-Oberflächenschichten und deren Quantifizierung.
Mikrochimica Acta (Wien), Suppl.8 (1979) pp. 149-158
- /3/ H. Zimmermann
Fission gas behavior in UO₂ under steady state and transient conditions.
IAEA Specialists Meeting on the Behavior of Defected Zirconium Alloy Clad Ceramic Fuel in Water Cooled Reactor, Chalk River, Canada,
17 - 21 Sept. 1979
- /4/ P. Hofmann, C. Politis
The kinetics of the UO₂-Zircaloy reactions at high temperatures.
Journ. of Nucl. Mater. 87, No. 2+3 (1979) pp. 375-397

06.01.06/10A Burst Tests of Zircaloy Cladding Tubes under Combined
PNS 4235.4 Mechanical and Chemical Load
 (FABIOLA-PROGRAM)
 (L. Schmidt, H. Lening, K. Müller, D. Piel, H. Schleger,
 IMF III)

Work performed

During the period of reporting burst experiments were performed under hot rod conditions (Fq=2.5) on fuel rod simulators loaded with Al₂O₃ pellets

and filled or not filled with iodine. Fuel rod simulators were completed for further testing. A series filled with UO_2 has been prepared for tight welding. The expansion of the measuring data acquisition system set a limit to test operation.

The TV width measuring system for on-line strain measurement was installed and coupled to the computer system. It was possible to start with the necessary software activities for the simultaneous data acquisition of the cladding tube contour and other important test data, such as temperature and pressure. Concurrently work started on the programs for test evaluation, including the graphical documentation of the measured data. They make it possible to obtain immediately after a test run a graphical representation, over time, of the data values and the creep curves.

A computer program was written for the mathematical formulas developed by M. Boček. It enables calculation of the burst temperature and time-to-rupture for non-linear temperature and internal pressure curves. It is planned to compare the calculated burst results with those determined in experiments in order to test the general validity of the computer model.

A power controlled electricity supply was specified for heating of the fuel rod simulator and procurement procedure started. This will permit to fix exactly in advance the desired rate of temperature change.

Results obtained

In the burst tests internal pressures of 100 bar are set and the rate of temperature change is around 10 K/s. The temperature at the steam inlet into the test section was $550^{\circ}C$ and the steam velocity around 1 m/s. For reasons of measurement technology the tests started at an initial temperature of $600^{\circ}C$ on the cladding tube surface. These are reference tests relating to experiments conducted after the FABIOLA test facility has been commissioned. The burst strains were more than 60 % in the tests without iodine and around 10 % in the tests with iodine. The time-to-rupture results are comparable.

It was proved in single measurements that the rod contour taken from the X-ray image intensifier by means of the TV-width measuring system can be measured with the resolution caused by the system. The measuring accuracy depends on the scale of imaging and for a 200 mm long rod section to be measured it is $\pm 2\%$ related to the cladding tube outlet diameter of 10.75 mm. If the rod section to be measured is reduced to 100 mm, the measuring accuracy is $\pm 1\%$. Considering the high burst strains occurring in tests without iodine this measuring method offers a good accuracy. In the iodine tests characterized by low burst strain of around 10 % the rod section must be even more reduced in order to get a better measurement accuracy. However, this implies the danger that the range of maximum strain may be outside the image.

Plans for future work

- Testing the dynamics of the TV-width measuring system, especially the high-resolution TV-tube for determination of the maximum frequency of measurement.
- On-line testing of the complete TV-width measuring system.
- Installation and testing of electricity supply for fuel rod simulator heating.
- Procuring fuel rod simulators.
- Burst tests under hot rod conditions with Al_2O_3 and UO_2 filled fuel rod simulators.
- Experiments for the evaluation of the critical iodine concentration.

06.01.07 Fuel Behavior in the Blowdown-Phase of a LOCA

06.01.07/03A/04A Investigations of the Fuel-Rod-Behavior During the
PNS 4236.1/2 Blowdown-Phase of a LOCA (COSIMA-PROGRAM)

(G. Class, E. Stratmann; IRE; K. Hain, F. Brüderle, F. Schloß,
T. Vollmer, K. Wagner; IT)

Work performed

Operation of the COSIMA facility for experiments to determine the fuel rod behavior in the blowdown-phase had to be greatly reduced and temporarily interrupted, respectively, also in the second half of 1979, both on account of lack of staff during the theoretical work on recalculation of the experiments and because of continuation of work on the true mass flowmeter (up to 50 kg/s flow).

Of the 23 blowdown experiments performed in total the results of four experiments were used in further developing the computer codes to be used in a LOCA whilst the remaining experiments served to delimit the problem and to prepare a test series concerning the influence of thermocouples externally attached to the cladding tube on the rod behavior during the blowdown phase of a LOCA.

The background of these experiments are the differences in cladding tube temperatures occurring in the LOFT experiments between the precalculations and the experimental results. Part of these differences might be attributable to the thermocouples externally attached to the cladding tube. To elucidate this problem two COSIMA-SIM rods were instrumented at EG & G, Idaho (U.S.A.) with four thermocouples each according to the original LOFT technology and subsequently subjected to a comparative test in the non-contact pyrometric measuring system for cladding tube temperatures available at the COSIMA facility.

Towards the end of the year of reporting the hardware prerequisites were provided for installation of these instrumented rods in the test section and a first trial operation began. Likewise towards the end of the period of reporting work was resumed, on the evaluation and documentation program for the COSIMA tests. A first step consists in updating the programs (e.g., adaptation to newly installed transducers).

Results obtained and plans for future work

During the preparatory experiments of the LOFT-TC tests a suitable program was generated to control the course of a blowdown. Besides the thermohydraulic control the main activity related to the specification of the linear rod power and the internal rod pressure such that a deformation of the cladding tube (at the highest possible cladding tube temperature attained) is safely avoided. The maximum permissible cladding tube temperature was found to be 1100 K. This provided the prerequisites of the systematic investigation into the reproducibility of blowdown courses with the same fuel rod simulator used several times. The result was a very good reproducibility, although the fuel rod simulators used (of the SIM type) must still be better defined before and after the experiments as regards their dimensions and properties.

This work on a better definition of the SIM-rods was started and is to precede any further tests with the LOFT instrumentation. In connection with the continuation of theoretical work accompanying the experiments, it is intended to carry on also the tests on the fuel rod behavior in a blowdown.

06.01.08 In-pile Experiments in the DK Loop of the FR2 Reactor

06.01.08/02A Investigations of Fuel Rod Behavior in the 2nd Heatup
PNS 4237.1 Phase of a LOCA. In-Pile Experiments with Single Rods
 in the DK Loop of the FR2 Reactor
 (E. Karb, G. Harbauer, M. Hespeler, W. Knappschneider,
 W. Legner, W. Leiling, H. Prüßmann, B. Räßple,
 L. Sepold, K. Wagner, IT)

Work performed

During the second half of 1979 the test program was revised. The revision resulted in a reduction of the nuclear and reference tests (BSS). As regards the nuclear tests, the series D (five tests, 5000 MWd/t burnup) was cancelled. The total of 25 reference tests planned were reduced to nine. The reduction of tests will not have an impact on the objectives of the program.

During the period of reporting eight fuel rod simulator tests (BSS) were conducted. This implied the provisional termination of the BSS test program. These transient tests were to allow a comparison of the behavior of the electrical fuel rod simulators with that of the nuclear rods. BSS 21 served in addition as a final comparison between the electrical specimen power and the specimen power determined by calorimetry from the measured values of mass flow, coolant outlet and inlet temperatures.

Pre-irradiation of rods for the test series E was completed in late 1979 with a burnup of approx. 8000 MWd/t_U. Irradiation of the rods for the test series E implies the termination of pre-irradiations.

The post-irradiation examinations of the tested fuel rod specimens were carried on in the Hot Cells. Evaluation of the test data was likewise continued. In the course of post-irradiation examination the non-destructive as well as the destructive examination of test rods belonging to the F-series (20.000 MWd/t) was completed in 1979. These test-F fuel rods had been tested in 1977.

The resulting data from the test series B (non-irradiated rods) were documented in KfK primary reports. By this, the single reports on nuclear tests with unirradiated rods have been terminated. Documentation of the results obtained in the test series F started during the period of reporting.

Results obtained

In the eight reference tests using electrically heated fuel rod simulators (BSS 21 to 28) six rods burst. The specimens BSS 21 und 27 became leaky during the preceding steady-state operation. During steady-state operation of test BSS 21 the specimen power determined by calorimetry was compared with the electrical rod power. In this experiment three different thermocouple configurations were tested for measurement of the coolant outlet temperature in the test section. The best agreements of the rod power determined by calorimetry with the electrical power were provided by a TC transverse-ly penetrating into the flow channel. This fact will be used in the assembly of the subsequent tests, i.e. test series E using nuclear rods.

The burst data of the reference tests lie within the scattering band of nuclear tests. This fact supports the statement derived from previous

results that there is no influence of nuclear parameters on the mechanisms of fuel rod behavior, at least not under the test conditions prevailing here. The burst temperatures and pressures from the tests BSS 21 through 28 can be taken from the following table.

Table

Burst data of the tests BSS 21 through 28:

Test	Burst Pressure (bar)	Corrected Burst Temperature (°C)
BSS 21	-	-
BSS 22	41.8	865
BSS 23	81.0	815
BSS 24	25.0	958
BSS 25	105.5	747
BSS 26	88.8	795
BSS 27	-	-
BSS 28	20.4	967

The post-irradiation examinations of the tested reference rods will not start until 1980.

Plans for future work

Pre-irradiation of the rods for test series E was completed by the end of 1979 with a burnup of the specimens of approx. 8.000 MWd/t; the rods were removed from the FR 2 reactor during the first half of 1980. Five of the six irradiated specimens are to be tested in the experiments E 1 to E 5. The rod E 6 will be used for radiochemical burnup evaluation as well as for other special post-irradiation examinations. During the first half of 1980 work will concentrate on specimen assembly, test preparation and conduct.

- Initial internal helium pressure of rods: 70 bar.
- Electrically simulated decay heat at rod mid-plane: 20 W/cm
- Heat transfer in downward steam flow in the refill phase: approx. $30 \text{ W/m}^2\text{K}$
- Constant cold flooding rate under forced convection conditions:
approx. 3 cm/s
- Temperature of flooding water: 130°C
- System pressure: 4.5 bar
- Maximum cladding tube temperature at start of flooding following heating rate of 7 K/s: 780°C
- Temperature of control rod guide tube: approx. 120°C .

The cold control rod guide tube generates very marked differences in temperatures on the adjacent claddings. Consequently, only relatively low circumferential rupture strains were expected according to previous experience.

Contrary to expectations relatively high strains occurred in the fuel rod claddings on the same order of magnitude as those encountered in bundle test No. 3, which had been carried out under the same thermohydraulic conditions, but without a control rod guide tube.

The measured results confirm that the tubes closest to the control rod guide tube develop major azimuthal temperature differentials in the heat-up phase. As was to be expected, the cladding tube begins to deform asymmetrically relative to the cold control rod guide tube, contacting the latter at a 19 % increase in circumferential strain. At start of flooding higher heat transfer was observed in the outer cooling channels, and may be the consequence of a higher blockage of the central cooling channel and/or a reduction of the quality of water droplets in the two-phase flow mixture resulting from deentrainment by the cold control rod guide thimble in the central cooling channel. On plots of the results this increased heat transfer can be seen as a dip in the cladding tube temperature on the hot zircaloy tube side right after the start of flooding. As soon as the Zircaloy cladding contacts the control rod guide tube, its opposite hot side must detach from its heat source. The gap between the stack of pellets and the cladding will widen on the hot side of the cladding tube, with the consequence of a deteriorating heat transfer coefficient in the gap and, hence, a reduction in the heating rate on the hot cladding tube side.

Compared with the heating rate of a cladding tube deforming under the same azimuthal differential temperatures, but without any mechanical constraints, this leads to a decrease of the heating rate on the hotter side of the cladding tube. As a consequence, also the azimuthal differential temperature on the cladding tube will decrease. Both effects, namely the lower heating rate and the lower differential temperature on the circumference, will give rise to higher circumferential burst strains. In the continued flooding phase up to cladding tube burst the azimuthal differential temperature will again rise to approx. 60 K which, in turn, results in lower strains. The strains produced are the result of the mechanical and thermohydraulic influences described. The bundle cross sections in the burst planes of the tubes directly adjacent to the control rod guide tube show that the cladding tubes adhere to the central control rod guide tube with wall thicknesses practically undiminished in this region.

The REBEKA-4 test is the first experiment to show the influence of mutual mechanical impacts on the fuel rod behavior in such a clear way. A cold control rod guide tube in a bundle generated relatively high differential temperatures on the circumference of the cladding tube, but under conditions simulated in the test it did not give rise to the expected reduced burst strains. The reason is the mechanical and thermohydraulic interaction.

A burst criterion for the failure of Zircaloy cladding tubes under pressure and temperature conditions expected to arise in a loss-of-coolant accident has been developed and verified in experiments. The theoretical calculation of the burst data was based on the integration of the creep equation up to singularity of the strain plot as function of time. The point of singularity as a function of time furnishes the burst time. If the burst time is known, also the burst temperatures and burst pressures can be calculated, because the temperature and pressure are known as functions of the time. Since, in reality, burst stress and burst strain cannot be infinite quantities, an empirical relation is used to limit the stress and, hence, the strain.

For verification of the computer model transient single-rod experiments with indirectly heated fuel rod simulators having 325 mm of heated length were carried out. The parameters of internal overpressure and heating rate were kept constant throughout one test. A heated shroud tube served to

minimize differential temperatures on the circumference of the cladding tube. The test parameters covered the following range:

- internal overpressure: 40 - 140 bar,
- heating rate : 0.5 - 30 K/s.

Good agreement between theory and experiment was found for the relations between the burst temperature, burst strain and internal overpressure with the heating rate as a parameter. For the high $\alpha+\beta$ and β -ranges no measured values have as yet been obtained; accordingly, it has not been possible to verify the theory in this range.

Work on the development and fabrication of a program controlled device for machining of a continuous cosine shaped power profile for fuel rod simulators was carried on.

Plans for future work

The following work will be performed in 1980:

- Execution of thermocouple bundle tests to study the influence of thermocouples on the deformation and rewetting behavior of different fuel rod simulators.
- Extension of the REBEKA test facility to accommodate 7x7 rod bundles.
- 7x7 rod bundle test to study mechanical and thermal rod-rod interactions.
- Single rod experiments conducted to quantify the ballooning mechanism.
- Theoretical work on the description of the cladding tube deformation mechanism.

- 06.01.10 Influence of Coolant Channel Blockages upon Core Cooling
 in the Reflood Phase of a LOCA
- 06.01.10/02A Influence of the Size and Shape of Coolant Channel
PNS 4239 Blockages upon Core Cooling in the Reflood Phase
 of a LOCA (FEBA-Program)
 (P. Ihle, W. Götzmann, G. Hofmann, H. Kreuzinger, K. Rust,
 H. Schneider, S. Malang; IRB)

Work performed

Three test series were performed on the 25-rod bundle while subjecting it to forced flooding and varying the flooding parameters.

- Bundle with nominal geometry and spacer grids in all seven axial elevations scheduled, no blockages. This series will serve as a reference basis for all future 25-rod bundle series.
- Bundle with nominal geometry but with six spacer grids only. The spacer at the bundle mid-plane was removed.

By a comparison of the results obtained in the series I and II the influence of spacer grids on the local cooling efficiency of two-phase flows was investigated quantitatively.

- Bundles with conical sleeve blockages occurring at nine rods so that 90% of the affected subchannel areas at the bundle mid-plane had been blocked. The blockage replaced the spacer grid at the mid-plane of the bundle. To increase the path of cross flow in the 5x5 bundle, two sides of the blockage provided at the 3x3 rods also bordered blocked wall channels. Therefore, the configuration chosen can be considered in a first approximation as a square of a 10x10 rod bundle in which 6x6 rods have been provided with sleeve blockages. To simulate the widened gap between the clad and the fuel of a ballooned fuel rod a defined thermal insulation gap was present between the cladding inner surfaces and the heater rod surfaces.

Selected test data: flooding rate 3.4 and 5.2 cm/s; system pressure 2, 4 and 6 bar.

Results of the advanced measurement techniques for determination of steam superheat and of the local water fraction yielded more information about two-phase flow.

To solve the problem of long-term cooling in case of extreme blockages steady-state tests were made with a 4x4 rod configuration and a 40 cm long 90 % blockage in the test section of the 25-rod bundle. The 4x4 rod bundle was surrounded by a bypass with a relatively large flow cross section. Since the blockage had been separated from the bypass by a thermally insulated air gap, a very large partial blockage in the radial direction was simulated by this configuration.

Results obtained

The effect of a spacer grid (AH) can be summarized as follows: In the process of flooding the water particles entrained by the steam are atomized at the spacer. This effect as well as the increased turbulence downstream of the spacer imply a local reduction by up to 100°C in the cladding tube temperature some cm downstream of the spacer. The effect decreases with increasing distance from the spacer; it can be detected approximately up to the center between two spacer planes. In addition to the local change of the effect occurring during flooding there is also a variation with the time while the flooding parameters are kept constant. The locally enhanced heat removal at the beginning of flooding diminishes so that the quenchtime remains unchanged approximately.

The influence of a partial blockage can be described as follows on the basis of the results obtained from the first blockage configuration with 90 % local blockage: The process of flooding in the 5x5 rod bundle undergoes clear changes only within and downstream of the blockage. At the beginning of flooding first a temperature difference occurs between the simulated lifted cladding and the heater rod until the rod power can be evacuated via the gap. At the same time, the cladding temperature decreases below the value of the cladding temperature of adjoining rods beside the blockage. However, quenching takes place within and beside the blockage at the same time. Downstream of the blockage approximately identical maximum temperatures occur as compared with the non-blocked part of the bundle cross section; however, they remain constant over an extended period. This markedly delays quenching. At low flooding velocities quenching occurs

The following results can be indicated as regards long-term cooling of a 90% blockage at the mid-plane of a flooded 16-rod bundle: with realistic rod powers and flooding conditions no superheat takes place within the blockage. The wall temperatures remain near the saturation temperature. With decreasing feed of flooding water superheat starts at the upper bundle and earlier than in the blocked zone. It seems sufficient to keep a reactor core completely flooded, independent of the extent of possible blockages in the core center.

Plans for future work

The investigation of blockages surrounded by flow will be continued.

Experiments:

- Continuation of the tests with the 25-rod bundle for investigation of transient cooling within the zone affected by blockage.
- Improvement of measuring technology to determine the two-phase flow conditions, especially with a view to the 2D-experiments in Japan (Flow Blockage Tests in the Slab Core Test Facility).
- Evaluation.
- Setup and start of experiments with the 50-rod bundle.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER
PLANTS

PNS-Subproject 4300 - Investigation and Control of Core-Meltdown
Accidents

06.01.11 Reaction Behavior, Activity Release and Transport of
Fission Products during Core-Meltdown

06.01.11/05A Investigations on the Interaction of Fission Products
PNS 4311 and Aerosols in LWR-Containments
(W. Schöck, H.Bunz, M. Koyro, LAF I)

Work performed

With the Mod3 version of the NAUA code computations were made with realistic input data. The previously performed parameter studies, always based on the Reactor Safety Study (WASH 1400), are thus substituted by computations which rely on the most recent state of knowledge, considering the conditions of a standard German pressurized water reactors.

In the experimental program condensation experiments have started on UO_2 aerosols. They required modifications to be made on the test rig. So far 13 UO_2 tests have been performed.

Results obtained

Two results from model computations should be underlined:

First, long-term computations were made on aerosol behavior in the fourth phase of a core meltdown accident. Recent results from PNS 4315 and PNS 4331 were used. It appears that the interval until a containment failure due to overpressurization which is longer than previously assumed, has a decisive influence on partic a late activity which is still airborne at this time. The mass concentration decreases down to values below 1 mg/m^3 , only a few percent of them constituting fission products. The aerosol type activity then plays an inferior role as compared to iodine and noble gases. This result applies to overpressurization failure without sump water ingression.

The second result concerns the properties of the aerosol source term. Parameter computations in which the parameters were varied within given limits with

values still conceivable for all core meltdown accidents, yielded the following picture without exception. The distribution of particle sizes of the aerosol from the source has no influence on the long-term aerosol behavior. Neither do the release rate and the time sequence of releases within the first hours exert any influence. The remaining influencing parameters are the total mass of the initial release until the melt contacts the concrete, the time sequence of condensation phases on the aerosol as well as possible (even weak) long-term aerosol sources present during the fourth phase.

Among the preliminary results of the UO_2 tests likewise two results should be indicated:

The condensation behavior is similar to that observed with simulating aerosols (platinum oxide) whilst quantitative evaluations have still to be made. On the other hand, evidence was provided for a phenomenon which had been already supposed to exist in the platinum oxide aerosol tests, namely the compression of the aerosol particles during re-evaporization of droplets. The surface tension of the droplets is sufficiently high to compact the fluffy aggregates into compact, nearly spherical particles. This effect which will be investigated further, has highly simplifying effects on the model theory since the problem of shape factors will be relaxed.

Plans for future Work

The UO_2 tests will be continued. Subsequently, measurements of wall condensation can start which are to provide data on the dynamic condensation behavior of water vapor in the containment.

06.01.11/06 A Constitution and Reaction Behavior of LWR Materials at
PNS 4314 Core Melting Conditions
(H.Holleck, A. Skokan, H. Schneider, H. Nold, G. Reiser,
IMF I)

Work performed

1. Examination of the experimental means of tracking the release.
2. Study of the reactions and of the release from Zry capsules containing $UO_{2+x} + Cs + Mo$.

3. Investigations of the reaction and release of fission products, soluble in the fuel, during the process of oxidation.

Results obtained

- Ad 1. The initially envisaged principle (induction heating) is not feasible. Modification of a resistance heated furnace.
- Ad 2. After definition of the O_2 potential in UO_2 with additions of Cs and Mo, reactions were obtained which were similar to that in irradiated LWR fuels. Cs is not released until a temperature of $1200^\circ C$ has been attained. The amount of released substances, involving preferably metallic Cs, increases considerably at $1300^\circ C$ and is by its nature determined by the size of the defect in the Zry capsule. The Cs partial pressure is also predominant above the complex oxides of Cs in the fuel. Vaporous Cs oxides are probably reduced while passing through Zry. Recondensation of Cs takes place preferably at the point which is at room temperature, where Cs is oxidized or hydrolyzed at once. Mo is not released.
- Ad 3. UO_2 was oxidized at $1400^\circ C$ in air to approx $UO_{2,5}$ together with the fission products soluble in the fuel. The UO_3 preferably released at these temperatures contains hardly any fission products according to studies made so far.

Plans for future work

Vaporization behavior in melts and solid specimens in different states of oxidation as a function of the temperature and time in order to determine selective vaporization.

Determinations of the melting points of specimens made of a concrete-corium mixture.

06.01.11/07A Materials Investigations in the Frame of the BETA-
PNS 4317 Experiments
(A. Skokan, G. Schlickeiser, H. Janzer, IMF I)

Work performed

1. Crucible melting tests with concrete+oxide (UO_2+ZrO_2 , Al_2O_3 , ZrO_2 , BaO and CeO_2) + steel, heated by direct coupling of the steel melt (approx. 1500°C).
2. Estimate of relevant characteristics values for the oxide content in the core melt UO_2+ZrO_2 and for substitute oxides (Al_2O_3 , ZrO_2 , BaO , CeO_2 and SrO).
3. Evaluation of thermodynamic data for the standard thermite mixture and alternative thermite mixtures.

Results obtained

- Ad 1. The power supply into the existing equipment was not sufficient to melt major amounts of concrete and of oxides added.
- Ad 2. Al_2O_3 deviates considerably from the oxide core melt fraction (UO_2+ZrO_2), especially as regards the density and melting temperature. Similarly deviations are found in the heat capacity and in thermal conductivity. A better agreement of densities and melting temperatures is obtained between (UO_2+ZrO_2) and ZrO_2 or CeO_2 . Besides the properties mentioned also the data were roughly estimated of the viscosity at the melting temperature (according to the Andrade equation), the degree of emission, the vapor pressure, and the Gibb's free energy of formation of the oxides.
- Ad 3. Data for the heats of reaction and the amounts of heat needed to heat the reaction products have been supplied for the standard thermite reactions giving melts of iron and Al_2O_3 and steel and Al_2O_3 , respectively, and for the respective alternative thermite reactions resulting in melts of iron and ZrO_2 or steel and ZrO_2 .

Plans for future work

Crucible melting tests on concrete+oxide (UO_2+ZrO_2 , Al_2O_3 , ZrO_2 etc.) + steel with direct coupling of the steel melt in a better performing equipment.

Materials studies on thermite melting specimens.

Investigation of alternative thermite reactions.

06.01.11/08A Experiments on Determination and Limitation of Fission
PNS 4315 and Activation Product Release during Core Meltdown
(H. Albrecht, V. Matschoß, K. Nolte, H. Wild, IRCH)

Work performed

The test series on the release of fission and activation products in air was continued and completed. The results of 21 tests are now available in which fuel rod specimens with a simulated burnup of 40.000 MWd/t had been heated up to maximum temperatures of 2800⁰C. These results relate to the elements Se, Zr, Mo, Ru, Ag, Cd, Sb, Te, I, Cs, Ba, Ce, Nd; Cr, Mn, Fe, Co, and Sn. The test conditions are shown in the following table:

Mass of the melt:	150-200 g
Composition:	60% fissium (UO_2 pellets with homogeneously mixed fission products), 23% Zircaloy, 17% steel
Simulated burnup:	40,000 MWd/t
Maximum temperature:	1800 - 2800 ⁰ C
Dwell time at T_{max} :	1-60 min
Heating rate:	60-150 ⁰ C/min
Atmosphere:	air
Pressure:	0.5-2.0 bar
Flow rate:	10-50 l/min.

Results obtained

The release of some highly and medium volatile fission products is shown in Fig. 1 as a function of the temperature. The relatively low release values for I, Cs and Te at temperatures below 1800⁰C can be explained by different effects:

- formation of chemical compounds with UO_2 and fission products,
- retention in the UO_2 matrix, in pores and in voids of the pellet,
- retention by the cladding tube.

In additions, it was shown that the release increases with rising pressure. This result was confirmed also for other fission products (Se, Ag, Cd, Cs) and other maximum temperatures ($1800^{\circ}C$). Post-examination with the microscope allows to conclude that the fuel gets oxidized to a higher extent at elevated pressure and that, consequently, greater pores and cracks are formed which favor the release. A detailed evaluation of this finding has still to be made.

The release of the activation products was likewise studied in air and at a pressure of 2 bar. The results were shown in the following table, expressed as release rates:

T ($^{\circ}C$)	Release rate (% per minute)						
	Cr	Mn	Fe	Co	Sb	Sn	Zr
2350	0.055	0.96	0.024	0.023	1.05	0.74	0.003
2750	7.69	80.5	4.01	2.10	29.1	23.4	0.04

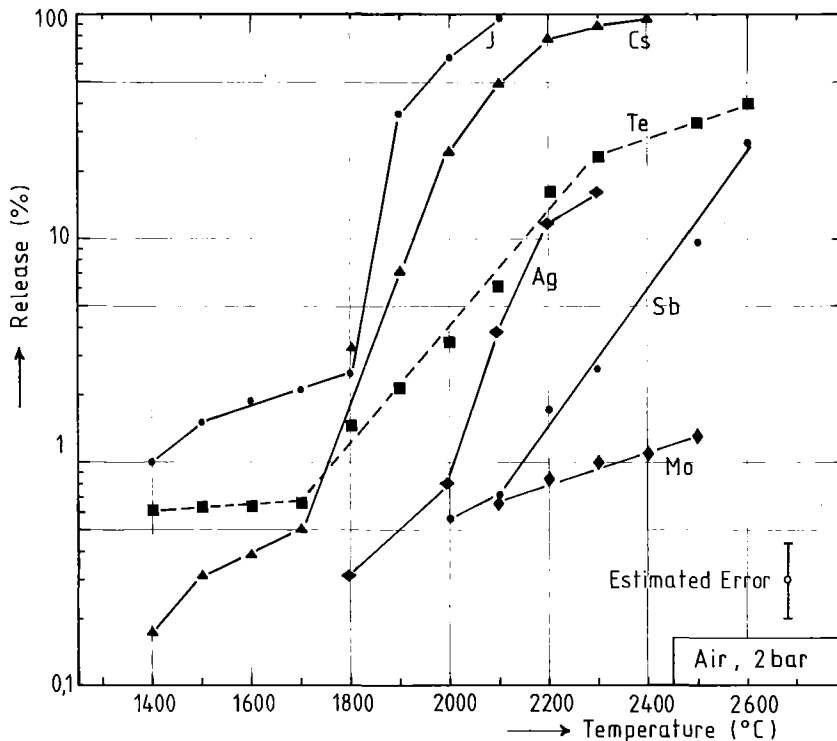
Similarly, release rates were determined for the fission elements I, Ce, Te, Sb, Mo, Ru, Ba, Ce, Nd, and Zr as well as for Np (1).

Compared to the release values indicated in the Rasmussen Study deviations occur for the elements Sb, Te, Ba and Ru. It should be mentioned, however, that the release behavior of these elements in air might be different from that in steam. Furthermore, it is difficult to make a quantitative comparison with the best-estimate release values of the Rasmussen Study because these values do not refer to a defined time/temperature history of the core.

Considerable differences were found in the transport and deposition behavior of the materials released; they depend both on the chemical composition and on the flow rate (2).

Plans for future work

- Performance of release tests in a water vapor atmosphere.
- Investigation of size distribution of chemical composition of the aerosol particles.
- Continuation of preparations for tests involving 1-3 kg of melt which will be performed to investigate the release at greater depths of the melting bath and during interaction with concrete.



KfK/PNS-4315

Fission Product Release During Linear Heat-up With 110°C/min

Literatur

(1) H. Albrecht, V. Matschoß, H. Wild
Experimental Investigation of Fission and Activation Product Release from LWR Fuel Rods at Temperatures Ranging from 1500-2800°C, IAEA Specialists Meeting on the Behavior of Defected Zirconium Alloy Clad Ceramic Fuel in Water Cooled Reactors, Chalk River, Canada 17.-20.9.1979

(2) H. Albrecht, V. Matschoß, H. Wild

Experimental Investigation of LWR-Core Material Release at Temperatures Ranging from 1500-2800°C, 7. WRSRI-Meeting, Gaithersburg, Maryland, 5.-9.11.1979

06.01.11/09A Development and Operation of Facilities for the

PNS 4316 Investigation of Fission Product Release in an

LWR-Core Meltdown Accident

(D. Perinic, J. Hauschild, H. Knauß, A. Naschwitz, B. Stuka; IT)

Work performed

1. The newly developed coaxial current lead-through was installed.
2. Release experiments were performed.

Results obtained

1. The newly conceived coaxial HF current lead-through for application in the experiments made in H₂O vapor atmosphere were subjected to extensive out-of-pile testing after completion and assembly work. Subsequently, the coaxial lead-through was installed and tested together with the other plant components while the full HF power was supplied under operating conditions. It appeared that the melt catching device can be heated but inadequately. An electrical tracer heating was conceived and ordered.
2. During the period until installation of the new coaxial current lead-through 30 testes were conducted in air atmosphere with the old current lead-through and at different pressures. Experimental operation was possible without trouble.

06.01.12 Investigation on the Interaction of Steel Melts
and Concrete

06.01.12/04A Erosion of Concrete by Steel Melts-Investigation of the
PNS 4325 Melt Front Velocity
(S. Hagen, H. Malauschek, IT)

Work performed

During the second half of 1979 work was continued on the development and testing of instrumentation to determine the temperature distribution, the humidity behavior and the propagation of the melt front. The method of positioning temperature and humidity detectors was improved. Several tests were performed with different electrode materials, different electrode spacings and different sensitive lengths in order to improve the humidity sensors. Assembly was started of the equipment for calibration of the humidity sensors according to the method of gravimetry. This arrangement allows simultaneous measurement of the electric resistance and the weight of the concrete specimen at different temperatures.

For storage and processing of the measured values from thermocouples and humidity sensors a data acquisition system was built which allows to record the voltages applied to 48 detectors.

A series of four thermite melting tests (US1-US4) were performed to test the ultrasonic pulse echo system set up in the first half year.

Results obtained

The method of positioning thermocouples and humidity sensors had to be improved since it had appeared that the depth of penetration of the melt front may be affected in case the concrete measuring prism extended into the zone of the melt front. In the advanced measuring prisms extension of the concrete body into the zone of the melt is avoided.

The thermocouples are primarily used for temperature evaluation. However, failure of the thermocouples also provides information about the propagation of the melt front. Measurements of the resistance behavior between the sheath and the core of the thermocouple have shown that the time when shortcircuiting takes place agrees in all measurements with the extremely

steep rise in the thermocouple signal in case of failure within the melt front. The tests have shown that the arrival of the melt front is indicated by a short-circuit signal also in the humidity sensor. The measured values obtained with the humidity sensor agree well with those obtained from the thermocouples. The ultrasonic pulse echo method was successfully tested in four thermite melt tests. The change in the delay of the reflected pulse allows to determine the movement of the melt front. The sign and the amplitude ratio of the reflected to the emitted pulse allows statements to be made on the reflected layer.

Plans for future work

After completion of the equipment for gravimetric calibration it is intended to use the humidity sensors for the quantitative measurement of moisture distribution in the concrete. To permit continuous measurement of the propagation of the melt front at several crucible positions, development is planned of a multiplexer to be used for the ultrasonic pulse echo method. It is further intended to develop a detector for measurement of the pressure buildup in the heated concrete. Concrete strain is to be examined by a suitable arrangement of strain gauges.

06.01.12/05A Experiments of Interaction of Steel Melts with Concrete
PNS 4322 (G. Ondracek, P. Nikolopoulos, IMF I)

Work performed

Experimental determination of the density of the melt and of the energy at the interface.

Results obtained

The densities of steel melts as a function of the temperature are higher throughout the whole throughout the whole temperature range than those of corium and corium-concrete melts. The interfacial energy of solid UO_2 as compared with metallic melts is constant at the melting point of metals (approx. 1.65 J/m^2).

Plans for future work

Summarizing description of the role of materials data in an accidents route.

06.01.12/06A Experiments on the Interaction of Steel Melts and
PNS 4323 Concrete
(D. Perinic, R. Döbele, W. Höhn, B. Kammerer, W.D. Klotz,
H. Lukitsch, A. Mack, N. Paroth, IT)

1. Planning of the BETA experimental facility was continued.
2. Work on the development and acquisition of the measuring technology for the facility was continued.
3. Preliminary tests were made with thermite melts and with induction heated melts with a view to develop and test the measuring technology and to investigate the impact on the melting pool by the induction field.
Moreover, induction coupling tests were made in the BETA geometry.
4. Planning was continued for construction of the BETA hall. An explosion opinion was prepared.

Results obtained

Ad 1. The results of the tests performed confirm the technical feasibility of the BETA experiments. The second tender for facility was made in late 1979.

Ad 2. The following progress was made in the development and acquisition of the measuring technology:

- The periscopes for film and television cameras, IR and quotient pyrometers were specified and tenders were invited.
- A preliminary study was ordered for the immersion probe system.
- A measuring device was procured for measurement of the crucible sections.

Ad 3. The tests for determination of the coupling efficiency were made on a true scale related to the BETA geometry; with a low induced power. The coupling efficiencies were determined for different melting pool

In a series of induction heated melting tests performed on a 1:3 model scale the influence was investigated of the Lorentz forces on the thermo-hydraulics of the melt. The power density on the surface of the melting pool was varied between 100 and 230 W/cm² at 1800 Hz. The tests showed a different, power dependent ratio of vertical to horizontal penetration of the melt into the concrete up to a maximum ratio of 1:6.

A void fraction > 10% was not detected in any of the tests. A noticeable influence of the coupling resistance by the void fraction was not found. No pool movement caused by the Lorentz forces was observed.

In a number of thermite tests the measuring technology and the cap design for the BETA facility were tested.

Ad 4. The financing and licensing procedures were completed as early as in August 1979. Subsequently, planning of the construction measures was started.

Plans for future work

Ad 1. Placement of orders with an industrial firm for work related to the construction of the BETA facility.

Ad 2. Specification and acquisition of the measuring technology for the facility.

Ad 3. Planning, preparation, implementation and evaluation of tests for the development of the measuring and crucible technologies.

Ad 4. Continuation of detailed planning of the hall; start of construction work.

06.01.12/07A Planning and Valuation of the BETA-Experiments
PNS 4324 (G. Fieg, INR)

Work performed

1. To evaluate the coupling efficiency following tests were performed: In the heating inductor (original size of the BETA coil) six different specimens made of austenitic steel and graphite are inserted in a plastic tank with water flow, which served as a calorimeter. In addition to this cooling

circuit calorimetry had to be performed at the following cooling circuits: heating inductor, electrical circuit between the inductor and the MF transformer, MF transformer and water cooled circuit connecting the MF transformer with the capacitor battery. Moreover, the following electrical variables were determined: voltage at the capacitors, at the primary and secondary sides of the MF transformer, primary current of the transformer, frequency. The duration of a test is determined by the component having the highest thermal time constant (usually the specimen placed in the coil). After a steady state condition has been obtained, the individual power dissipations are calculated from the flow and the increase in temperature of the cooling water and a power balance is determined.

2. The tests for investigating the influence on the movement of the melting pool, caused by the electromagnetic Lorentz forces, were performed in a coil of 330 mm inner diameter and 600 mm height. In specifically fabricated concrete crucibles both austenitic steel blocks were heated from room temperature to above the melting point, and austenitic steel blocks heated up to 1200°C in a separate coil were used and further heated by induction, and thermally produced steel melts were heated by induction. The essential test parameters were the power coupled in and the total energy supplied to the melt. Part of the experiments were carried out with the axis inclined by 20° as compared to the vertical axis. They provide information about the size and the influence of electromagnetic forces.
3. To clarify the phase of pouring the melt into the concrete crucible with the induction field switched on, a free jet of molten steel of 30 mm diameter was poured from an external thermite reaction crucible both through the center and at an angle of 45° into the coil. To simulate even greater jet diameters austenite cylinders of 60 mm diameter and 60 mm height were also thrown into the coil both centrally and at an angle of 45°.

Results obtained

1. Final results of the experiments specified are available: Table 1. They are reflected by the specifications finally required for the design of the electrotechnical complex of BETA.

2. The final results of the experiments for clarification of the influence of Lorentz forces on the melt/concrete interaction are still lacking. They can be obtained only after inspection and evaluation of concrete crucibles which have to be cut open longitudinally. Initial preliminary evaluations, however, provide already now a positive general picture for implementation of BETA. In none of the experiments a disturbing influence of the Lorentz forces on the melt pool (e.g., convex pool surface, pool movement) was observed.

3. The pouring tests both of the steel melts and of solid steel cylinders, performed at a MF converter power of 221 kW, led to the conclusion that a negative influence of the pouring jet by the induction field will not occur.

Plans for future work

1. Both the experiments described before als well as the experiments with controlled gas flow through the melt to be performed under the supervision of IVA/Hannover still need a final scientific evaluation.

2. Until completion of the BETA facility, the planned tests with iron thermite melts in concrete crucibles will need much attention in the development and testing of different measuring techniques: ultrasonic measuring techniques for determination of the melt front velocity, gas measuring techniques and cap design, temperature and humidity sensors in the concrete crucible, temperature of the melt and of its surface.

	Versuch 1 (austen.Zyl.) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 1a (austen.Zyl.) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 2 (austen.Zyl.) H = 23 cm D = 55 cmØ	Versuch 3 (austen.Körper) birnenförmig	Versuch 4 (Graphit- Zylinder) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 5 (Graphit- Zylinder) H = 84 cm D = 38 cmØ	Versuch 6 (austen.- Zylinder) H = 41.3 cm D = 38 cm
Umrichterleistung (kW)	335.4	344.4	346.1	338.9	108.6	112.6	316.4
Kalorisch gemessene Leistung (kW)	335.0	334.2	343.6	337.8	105.4	109.2	---
Spulenspannung U (V)	154	155	155	155	84.3	85.5	154
Spulenstrom I (A)	30070	ca.30000	ca.30000	ca. 30000	16230	16500	30000
Spulenverluste (kW) (kalorisch gemessen)	27.42	27.65	28.07	28.77	8.33	8.70	27.67
Leistung im Testkörper (kW)	16.63	17.29	19.76	21.66	15.6	18.2	13.80
Wirkungsgrad der el. Ankopplung (%)	40.0	38.5	41.3	42.9	65.0	68.0	33.2
Vorausberechneter Wirkungsgrad (%)	38.2	38.2		-	65.0		----

- 06.01.13 Model Development for Analytical Description of Core-
 Meltdown Accidents
- 06.01.13/04A Hydrodynamical and Thermal Models for the Interaction
PNS 4331 of a Core Melt with Concrete
 (M. Reimann, H. Alsmeyer, K. Dres, IRB)

Work performed

Adaptation of physical models for the thermal interfaces and for the heat transfer between the metal and the oxide to recent experimental results.

Preparatory work on the development of a program for calculation of the non-steady-state energy and material transport phenomena in the concrete.

Precalculation with WECHSL of induction heated preliminary experiments at AEG-Elotherm.

Calculation with WECHSL concerning the fourth phase of a core melt down accident.

Results obtained

With the WECHSL computer code, computations were made for the core meltdown accident, which were to indicate the influence of different types of concrete. According to the present status of code development, the investigations can include only the phases of interaction in which both layers of the melt, metal and oxide, are liquid and crusts have not yet been formed.

The development in terms of time of the melt cavity is nearly independent of the type of concrete but it is clearly evident that the radial penetration of the melt into the concrete is characterized mainly by the behavior of the oxide phase whilst the vertical penetration is determined by the metal melt on the bottom.

The gas release rates determinant of the pressure buildup in the containment are greatly reduced during the first hours of interaction since during this period of time the temperatures of the molten pool are considerably lowered. A concrete with a minimum portion of gaseous decomposition products causes a lower pressure buildup in the containment than a currently used silicate concrete. Concretes containing carbonate have a much higher gas release rate

than concretes containing silicate. On the other hand, the addition of calcareous decomposition products heads to an earlier beginning of freezing phenomena in the core melt.

Plans for future work

Advancement of the physical models in WECHSL.

Reprogramming of WECHSL into a form capable of restart.

Pre- and recalculation of simulation experiments, further calculations concerning the fourth phase of a meltdown accident.

06.01.13/05A Model Development for the Analytical Description of
PNS 4334 Core Melt Down Accidents
(H. Alsmeyer, IRB)

Work performed

Start of installation of a laboratory equipment to realize more realistic model materials allowing to simulate melting concrete.

Qualitative studies of the influence of viscosity of a melt on heat transfer processes, using a holographic interferometer.

The data acquisition for the BETA test facility was documented.

Results obtained

In the laboratory equipment presently being installed to realize materials simulating concrete, CO₂ is used a gas releasing substance and frozen organic liquids are used as silicate.

In the fabrication process CO₂ is liquefied under pressure and subsequently cooled by liquid nitrogen. For safety reasons the pressure vessel had to be slightly modified.

In the holographic interferometer the thermal interface in the simulation liquid representing the melt was made visible, With growing viscosity the influence increases on heat transfer. These findings are taken into account in the theoretical models.

Plans for future work

Startup of laboratory equipment for fabrication of the simulation materials.

Use of the improved simulation materials in model experiments.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS

PNS-Subproject 4400 - Improvement of Fission Product Retention and
Reduction of Radiation Impact

06.01.14 Offgas Filters in Nuclear Power Plants

06.01.14/05A Determination of the Iodine Species in the Exhaust
PNS 4414 Air of PWR's
(H. Deuber, LAF II)

Work performed

1. Measurements with discriminating iodine samplers in the stack vent air and the different vent air streams of a nuclear power plant (PWR 3) were completed.
2. Experiments were conducted on the removal of CH_3I by the I_2 sorption material DSM 35. DSM 35 is expected to provide better separation of I_2 and CH_3I in the presence of nitrogen oxides (vent air of reprocessing plants) than was possible by the DSM 34 sorption material tested before.

Results obtained

Ad 1: After operation of discriminating iodine samplers in the stack vent air of PWR 3 during 24 months and in the different vent air streams of PWR 3 during more than 10 months the following statements can be made:

(a) Fractions of the ^{131}I components in the stack vent air:

The fractions of elemental and organic ^{131}I were 59% and 41%, respectively, during the first year of measurement and 54% and 45%, respectively, during the second year of measurement. The averaged fractions of these ^{131}I components were consequently 57% and 43%, respectively.

(b) Main sources of elemental ^{131}I :

During power operation the vent air from the primary coolant sampling station provided more than 60% of elemental ^{131}I released into the environment. During revision the vent air from the annular space was the major source of elemental ^{131}I released to the environment,

Ad 2: The CH_3I removal efficiency of DSM 35 was less than 1.5% at 0.2 s dwell time at 70°C and 20% relative humidity and 80% relative humidity, respectively, even after treatment with nitrogen oxides. Under these conditions DSM 35 is suitable as an I_2 sorption material for discriminating iodine samplers which may be used in vent air containing nitrogen oxides.

Plans for future work

The project has been completed.

06.01.14/06A Development and Improvement of Exhaust Air Filters for
PNS 4415 Accident Conditions
(H.G. Dillmann, A. Hengst, A. Müller, H. Pasler, V. Rüdinger,
H. Schmitt, H. Umfahrer, LAF II)

Work performed

1. As to of the determination of the effective load of HEPA filters in case of an accident input data for further calculations are needed. The analysis of events eventually endangering the ventilation systems of the reactor containment or of the annular room has been started with the aim of obtaining such data.

2. In addition to the Na glasses, used as model substances, Pb and Ti containing glasses as well as Ca F_2 , Ti O_2 , and Zr O_2 are used as initial substances for the generation of filter testing aerosols.

Since the scientific staff member in charge of the measurement of aerosol mass concentration in the upstream and downstream filter air by means of different methods has left the company at the beginning of the period of reporting, the respective tests have been delayed.

3. A first test series for the evaluation of the mechanical stability of commercially available HEPA filters has been performed by a staff member of LAF at a test facility of LASL. Four types of filters of different design supplied by different manufacturers have been selected. Two of them are widely used in German nuclear power plants, whereas the two others are designed for use at temperatures above 300°C . About 30 tests have been performed at ambient temperature and at about 60% relative humidity.

Some of the filters for high temperatures have been loaded with NaCl or polystyrene latex up to 800 Pa pressure drop at nominal flow and submitted to structural tests. The LASL test facility has finally been slightly modified for tests with air of 100% rel humidity, and a first test with a prehumidified filter was performed.

The evaluation of test results has almost completed.

Results obtained

Ad 1: Work started is still going on.

Ad 2: Also with the new types of glass test aerosols were generated having spherical particles of 0.05 to 0.2 μm size. In case of appropriate dilution agglomerations were not observed. The evaluation of the latest tests has not yet been completed.

Ad 3: The high speed cinematographic analysis of the behaviour of unloaded filter elements revealed first damage at a differential pressure across the filter between 0,04 and 0,12 bar, depending on the design. Standard deviations of about 8% of the mean failure pressures based on 5 tests of each type proves good test repeatability. Slight further increase of flow velocity and thus differential pressure normally caused the immediate complete damage of the filter pack. Depending on the design the different filters showed different modes of failure:

Extraction of pieces of filter paper out of the downstream ends of the pleats, shearing of the filter core at the sealant, and pressing the whole filter pack out of the case.

With the high temperature type filter selected for parametric testing a slight decrease in failure pressure was observed due to preloading. These tests additionally showed that significant quantities of deposited dust is released fairly below visible damage occurs (failure pressure).

Plans for future work

Ad 1: Work will be continued.

Ad 2: The current investigations on alternative aerosol substances will be completed. The quantitative measurement of the aerosol mass concentration upstream and downstream the filter under accident conditions will be studied using different methods, the aim being a sufficient sensitivity

Ad 3: After complete evaluation of the test results and detailed analysis of the failure mechanism it is intended to build first prototypes of improved filter elements which are to be tested within the framework of the second test program at LASL during the second half of 1980. Further parametric studies are prepared which will be conducted under the a.m. program.

Preparations serving to set up an own test bench for structural tests of particulate air filter units even at 100% relative humidity and high temperatures, respectively, are to be done.

06.01.14/07A Off Gas Filtering in Reactor Stations (Ageing and Poisoning
PNS 4416 of Iodine Sorption Materials)
(J. Furrer, R. Gerhard, R. Kämpfer, J. Wilhelm, LAF II)

Work performed

The investigations on activated carbons for radioiodine removal in test filters exposed to the vent air of the safety containment of a nuclear power station equipped with a pressurized water reactor have now yielded the results of the second replacement cycle after 6 months of operation. The data are used to optimize the design of the multi-way sorption filter.

Qualitative and quantitative monitoring was continued of the vent air of the safety containment of the nuclear power station equipped with a pressurized water reactor, using a gas chromatograph operating in the continuous mode in order to determine the major filter pollutants (acetone, butyl acetate, decane, ethyl benzene, methylene chloride, nonane, toluene and total xylene).

Results obtained

After six months of operation a removal efficiency of 99.1% is obtained for $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ (the model substance for organic iodine compounds difficult to remove) with a bed depth of 25 cm. These values correlate with data determined earlier but they do not show any difference as compared to normal filters. In the first 5 cm beds of the multi-way sorption filter the removal efficiency was > 34,7%, whilst a value > 19,7% was determined for the normal filter. The removal efficiencies of the multi-way sorption filter for greater bed depths, largely

in agreement with the normal filters, can be explained by the relatively high, quick loading of activated carbon with highly volatile solvents.

This occurred during revision of the nuclear power station when a high solvent concentration in the safety containment of 56.9 mg/m^3 (averaged over one week) was detected. In the following seven weeks the values given below have been recorded: 44.0; 31.8; 31.4; 28.8; 21.7; 14.7 and 14.2 mg/m^3 . Afterwards the $1.5 - 8 \text{ mg/m}^3$ values typical of normal operation were attained.

Plans for future work

Evaluation of the last replacement cycle will imply termination of work on aging and poisoning of iodine sorption materials in mid-1980.

06.02 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF REPROCESSING PLANTS

PNS-Subproject 4500 - Safety of the Reprocessing

06.02.01 Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant

06.02.01/04A Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant

PNS 4513 (Extraction)

(R. Avenhaus, K. Nagel, G. Weber, IDT)

Work performed

During the period of reporting a deterministic analysis was carried out on the problem of a solvent combustion in the 2B battery of the Pu extraction cycle at WAK. Fault trees were set up for the following subsystems: automatic temperature control, electrode voltage control, sweep air control.

Results obtained

Minimal cuts of the system were determined which means the minimum number of primary components whose failure will cause system failure. These minimal cuts yielded the system function allowing calculations of the probability of system failure provided that the failure rates of the primary components are known.

Plans for future work

The most reliable possible failure dates for primary components of the system are searched in order to perform a probabilistic analysis. In a subsequent analysis the possibility is to be studied of propagation of a solvent combustion beyond the original cell.

06.03 MITIGATION OF CONSEQUENCES

PNS-Subproject 4800 - Behavior, Impact and Removal of Released
Nuclear Pollutants

06.03.01 Investigation of the Physical and Chemical Environmental
Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular
Biological Effectiveness

06.03.01/04A Investigation of the Physical and Chemical Environmental
PNS 4812 Behavior of Pu, Am, Cm
Biological Effectiveness - Pu, Am, Cm
(H. Schüttelkopf, M. Pimpl, H.Bailer, G.Hefner, J. Hiller, HS)

Work performed

- The development of a radiochemical procedure for the determination of Am and Cm in big environmental samples has been completed.
- The releases of Pu with gaseous and liquid effluents from the Karlsruhe Reprocessing Plant are measured monthly.
- The distribution of Pu in the sediments of old river Rhine was measured. Longitudinal, transversal, and depth profiles of the sediments were determined. Water samples from six different positions of old river Rhine are collected continuously. Biological samples as plants and fish are analyzed for plutonium. Soil samples from the environment of the Karlsruhe Reprocessing Plant were collected.
- The adsorption of Pu, Am and Cm on soil from solutions of different chemical compositions were studied.

Results obtained

- The quantitative separation of Am and Cm from a leaching solution of 100 g ashed sample material was achieved by one chemical step. At the same time quantitative separation of matrix elements is possible. The non-separated rest of lanthanides is disturbing the electrodeposition of Am and Cm. It is searched for a quantitative separation of all lanthanides.

- The results of the plutonium distribution in the sediments of old river Rhine increased the knowledge of the mechanism of sedimentation of insoluble radioactive substances. To understand the mechanism of sedimentation completely, the knowledge of the contamination of the water of old river Rhine and of the suspended particles is necessary. Since the middle of 1979 water samples of old river Rhine are collected monthly on six positions and the suspended particles and the filtrated solution are analyzed for plutonium.
- The equilibration between Pu and Am in an aqueous solution and added soil is finished within two days. The distribution coefficients decreased with increasing amount of added complexing agents. The strongest adsorption was observed with pure water.

Plans for future work

The development of analytical methods for Pu, Am and Cm, the measurement of their concentration in the environment of WAK and the laboratory experiments on the mobility of the actinides in soil will be continued until mid of 1980. The measurements of the Pu, Am and Cm releases from the WAK and the investigations on the transfer factors soil/plants and plant/animal will be started in mid 1980.

06.03.02 Investigations on the Dispersion Behavior of Nuclear
Pollutants in the Short Range and the Mesoscale

06.03.02/04A Investigation on the Atmospheric Dispersion of
PNS 4822 Gases in the Mesoscale (\geq 15 km)
(W. Hübschmann, H. Schüttelkopf, P. Thomas, S. Vogt, HS)

Work performed

In tetraon flight series tetraoons were allowed to ascend near Tuttlingen and tracked by radar. Four of the tetraoons were equipped with transponders and part of them were tracked up to distances of more than 50 km. This was an intermediate goal attained in the application of these tetraoons. The other tetraoons equipped with passive radar reflectors were tracked up to distances of more than 20 km..

Results obtained

The tetraon transponder flights demonstrated both the advantages of transponder operation - extended trackability up to distances of more than 50 km - and its limits. If the connecting line radar-transponder is interrupted by an obstacle, (buildings or trees), the radar contact is lost. This experience confirms the necessity recognized earlier of selecting a favorable radar location with an undisturbed panoramic sight.

Plans for future work

A new bid was invited for development of improved transponder systems. These transponders are to be tracked also with a radar system owned by the manufacturer so that future flight series do not depend on the availability of one single radar instrument. However, the next transponder series will not be available until 1981. In the meantime the flight series will be performed with radarreflector systems.

06.03.02/05A Investigation on the Atmospheric Dispersion of Radioactive
PNS 4823 Gases in the Near Distance Region (up to 15 km)
at Source Heights \geq 100 m
W. Hübschmann, H. Schüttelkopf, P. Thomas, K. Nester,
M. Becker, HS

Work performed

A further dispersion test was performed including emission of the tracers CF_2Br_2 and CFC1_3 at 160 and 195 m height, respectively, supplemented by two blank tests. The latter were necessary in order to find the cause of some unexplained high tracer concentration values of CFC1_3 measured in some of the latest tests. The blank tests as well as special investigations assured that these measured values are not systematically caused by the performance of the tests. Contamination by disturbing side sources cannot be excluded. The field measurements at the Stutensee station were carried on. The automatic data logger was taken over and used in routine operation although its availability is low.

Results obtained

Planning of the dispersion tests was supplemented in such a way that by further zero sampling the presence of disturbing side sources, if existing, will be discovered (untight storage tanks, tracer liquid spilled on the ground).

The data measured and collected at Stutensee during a second annual period have been analyzed. No major differences were found as compared with the statistics of the first year in relation to the statistics obtained at the 200 m meteorological tower. This validates the perfect performance of the measurements. Major differences exist of the turbulence parameters as compared with that of the 200 m tower. The wind profile measured in 1979 will be subjected to a more detailed analysis.

Plans for future work

In 1980 some further dispersion experiments will complete the series performed at 160/195 m emission height. Field measurements at Stutensee will be continued.

06.03.02/06A Atmospheric Diffusion Models for Particular Meteorological
PNS 4824 Situations
(W. Hübschmann, H. Schüttelkopf, P. Thomas, K. Nester,
M. Becker, HS)

Work performed

The compilation of available model approaches and literature searches for dispersion tests under specific meteorological conditions were continued.

Results obtained

-

Plans for future work

It is planned to carry out during the second half of 1980 some dispersion tests in low wind situations implying tracer emission at 60/100 m height. Up to that date the evaporators are required for tracer emission at greater heights (160 and 195 m).

06.03.03/03A Investigations of Radiological Consequences
 04A of Nuclear Accidents with Probabilistic Methods
PNS 4831/4832 (A. Bayer, K. Burkhardt, J. Erhardt; INR, F. Horsch; PNS
 W. Hübschmann, S. Vogt; HS)

Work performed

Various studies have been performed on the basis of the phase B consequence model of the German Risk Study. Within these were site specific calculations for the RSK as well as an analysis of the risk of the ALKEM Pu stock at Hanau.

In the same time work was done for the appendix 8 of the German Risk Study and for the phase B.

Results obtained

The risk of the Pu stock at Hanau turned out to be fairly lower than that calculated for one nuclear power plant in the German Risk Study.

Modified population data influenced some of the results of the German Risk Study such that part of the phase A results have to be revised slightly.

Plans for future work

Appendix 8 of phase A of the German Risk Study will be issued within the next few months. Thereafter work will be done for phase B.

KfK/PNS will in the same time participate at a "Benchmark Problem" sponsored by OECD/NEA which shall compare all existing consequence models in different countries.

Literaturnachweis

I. Veröffentlichungen

II. Primärberichte

15. Halbjahresbericht / 1. Halbjahr 1979 des Projektes Nukleare Sicherheit, KfK 2800, Februar 1980

Dagbjartsson, S.J.; Appelhans, T.D.; Quapp, W.J.:

Fuel relocation as deduced from the gas flow resistance and thermal behavior of Halden Assembly IFA-430.

Light Water Reactor Fuel Performance, ANS Topical Meeting, Proc., Portland, Or., April 29 - May 3, 1979, S. 198-206

Borgwaldt, H.; Meyder, R.; Sengpiel, W.:

Probabilistic whole core damage analysis using the SSYST fuel behaviour code.

7. Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, MD, November 5-9, 1979

Kalckbrenner, R.; Bayer, A.:

Altersabhängige Nahrungsmittel-Verbrauchsdaten zur Ermittlung der radiologischen Belastung über den Ingestionspfad.

KfK-2829 (August 1979)

Bocek, M.:

Secondary creep for non-constant loading conditions.

Journal of Nuclear Materials, 80 (1979) S. 364-65

Bocek, M.:

Creep rupture at monotonous stress and temperature ramp loading.

I. Calculations. II. Application to zircaloy.

Journal of Nuclear Materials, 82(1979) S. 329-38 und S. 339-46

Bocek, M.:

Comment to 'the equivalent temperature for stress rupture with a temperature ramp'.

Letter to the editors.

Journal of Nuclear Materials, 84 (1979) S. 340

Bocek, M.:

Tensional stress cycling: applications to Zircaloy-4.

Journal of Nuclear Materials, 84 (1979) S. 237-44

Hofmann, P.:

Influence of iodine concentration on the stress corrosion cracking behavior of Zircaloy-4 cladding tubes at temperatures g.e. 700 °C.
5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology,
Berlin, August 13-17, 1979

Hofmann, P.; Politis, C.:

The kinetics of the uranium dioxide - Zircaloy reactions at high temperatures.
Journal of Nuclear Materials, 87 (1979) S. 375-97

Leistikow, S.:

Oxidationskinetische Untersuchungen zu Problemen der Druckwasserreaktor-Sicherheit.
Werkstoffkolloquium, Univ. Erlangen-Nürnberg, 15. Mai 1979

Hofmann, G.; Ihle, P.; Rust, K.:

Influence of coolant channel disturbances on transient two-phase flow in rod bundles, investigated in reflood experiments.
Association for Hydraulic Research, 18. Congress, Cagliari, Italy,
September 10-15, 1979

John, H.; Reimann, J.; Alsmeyer, H.; Hahn, H.; Megerle, A.:

Serielles 5-Strahl- γ -Densitometer zur Dichtemessung einer Zweiphasenströmung.
KfK-2783 (November 1979)

Reimann, J.; Solbrig, C.W.:

Calibration of a drag disc turbine transducer and a gamma beam densitometer to measure the mass flow rate in separated horizontal two-phase flow.
14. Intersociety Energy Conversion Engineering Conf., Boston, Mass., USA,
August 5-10, 1979

Solbrig, C.W.; Reimann, J.:

Behavior of drag disc turbine transducers in steady-state two-phase flow.
Instrument Society of America, Anaheim, Calif., USA,
May 6-11, 1979

Büchner, E.W.; Kedziur, F.:

Computation of an ideal gas nozzle flow within basically different codes.

KfK-2901 (Dezember 1979)

Class, G.; Hain, K.; Schloss, F.; Wagner, K.:

True mass flow meter. Entwicklung und Einsatz eines Massenstrom-Messgerätes für instationäre Zweiphasenströmungen.

KfK-2790 (Juli 1979)

Enderle, G.:

FLUST-2D - Ein Programm zur Berechnung der zweidimensionalen Strömung eines kompressiblen Mediums in aneinandergeschlossenen Rechteckbereichen

KfK-2679 (Januar 1979)

Hailfinger, G.; Krieg, R.:

Vorausrechnungen zu Schwingungs-Experimenten an einer dünnwandigen, flüssigkeitsgefüllten Kreiszyinderschale, Versuchsanordnung A.

KfK-2884B (November 1979)

Katz, F.; Schlechtendahl, E.G.:

Coupled fluid-structure analysis of the core barrel behaviour during blow-down.

Jaeger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979, Vol. B.

Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.B6/6, 1-8

Katz, F.; Schlechtendahl, E.G.; Stölting, K.:

STRUYA - Ein Programm zur Berechnung zweidimensionaler Strömungsvorgänge mit und ohne Strukturkopplung.

KfK-2818 (Oktober 1979)

Hofmann, G.; Baumann, W.:

Long-term coolability of a partially blocked core - experimental and theoretical results.

7. Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, MD, November 5-9, 1979

Krieg, R.:

Boundary integral methods for BWR analysis discussion of the approximation aspects.

Belytschko, T. (Hrsg.): Preprints of the 1. Internat. Seminar on Fluid-Structure Interaction in LWR Systems, Berlin, August 20-21, 1979. Held in Conjunction with the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology. Berlin: Bundesanst.f. Materialprüfung 1979. (Seminar Preprints 3) S. 101-05

Ludwig, A.; Krieg, R.:

Dynamic behaviour of a PWR-core barrel. Analytical integration of the cylindrical shell equations.

Jaeger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg): Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979, Vol. B. Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.B6/5, 1-8

Ludwig, A.; Schumann, U.:

Calculations of the HDR core-barrel response during snapback tests.

Jaeger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg.): Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol. B. Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.B.6/7, 1-6

Schlechtendahl, E.G.; Müller-Dietsche, W.; Scholl, K.-H.:

HDR-experiments for investigation of fluid-structural coupling.

Belytschko, T. (Hrsg.): Preprints of the 1. Internat. Seminar on Fluid-Structure Interaction in LWR-Systems, Berlin, August 20-21, 1979. Held in Conjunction with the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology. Berlin: Bundesanst.f. Materialprüfung 1979. (Seminar Preprints 3) S.7-17

Schlechtendahl, E.G.:

Coupled fluid-structural analysis for LWR in the Federal Republic of Germany.

Nuclear Safety, 20(1979) S.551-63

Schumann, U.:

On the stability of fluid-structure computations.

Belytschko, T. (Hrsg.): Preprints of the 1. Internat. Seminar on Fluid-Structure Interaction in LWR-Systems, Berlin, August 20-21, 1979.

Held in Conjunction with the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology. Berlin:

Bundesanst. f. Materialprüfung 1979. (Seminar Preprints 3) S. 55-64

Schumann, U.; Enderle, G.; Katz, F.; Ludwig, A.; Mössinger, H.;

Schlechtendahl, E.G.:

Fluid-structure interactions in PWR vessels during blowdown - code development at Karlsruhe and results.

Jaeger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol.B.

Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.B.6/1*, 1-9

Schumann, U.:

Analysis of the RS16B experiment on fluid-structure interactions during PWR-blowdown.

Jaeger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol.B.

Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.B6/4, 1-6

Albrecht, H.; Matschoss, V.; Wild, H.:

Experimental investigation of fission and activation product release from LWR fuel rods at temperatures ranging from 1500 - 2800 °C.

Behaviour of Defected Zirconium Alloy Clad Ceramic Fuel in Water Cooled Reactors. IAEA Specialists' Meeting, Chalk River, Canada, September 17-21, 1979

Albrecht, H.; Matschoss, V.; Wild, H.:

Experimental investigation of LWR-core material release at temperatures ranging from 1500 - 2800 °C.

7. Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, MD, November 5-9, 1979.

Hübschmann, W.; Nester, K.; Thomas, P.:

Diffusion of atmospheric pollutants being emitted from tall stacks.

Air Pollution Modelling and its Application,

10. Internat. Technical Meeting, Rome, October 23-26, 1979

Pimpl, M.; Schüttelkopf, H.:

Transport von Plutonium, Americium und Curium aus Böden in Pflanzen durch
Wurzelaufnahme.

KfK-2891 (November 1979)

Pimpl, M.; Schüttelkopf, H.:

Die Plutonium-Kontamination des Altrheins:

Die Kontamination der Sedimente.

KfK-2892 (November 1979)

Wilhelm, J.G.:

Filtration of radioactive particulates and radioiodine in nuclear power
plants, status of the art and development objectives.

Behaviour of Off-Gas and Ventilation Systems under Accident Conditions,
OECD-Meeting, Karlsruhe, October 24-26, 1979

Hagen, S.; Malauschek, H.:

Bundle experiments on the meltdown behavior of PWR fuel rods.

American Nuclear Society, 1979 Winter Meeting, San Francisco, Calif., USA,
November 11-15, 1979

Transactions of the American Nuclear Society, 33 (1979) S. 505-506

Perinic, D.; Kammerer, B.; Knauss, H.; Mack, A.; Stuka, B:

Betontiegelversuche mit Thermitmelzen.

KfK 2572 (Juli 1979)

Bayer, A.; Aldrich, D.; Burkart, K.; Horsch, F.; Hübschmann, W.;

Schückler, M.; Vogt, S.:

The consequence model of the German reactor safety study.

American Nuclear Society, Transactions, 32(1979) S. 478-79

Ergänzende Dokumentation (Primärberichte)

Folgende Berichte enthalten unveröffentlichte Informationen von vorläufigem und betriebsinternem Charakter. Eine Zurverfügungstellung der Berichte ist nach entsprechender einzelvertraglicher Vereinbarung über die Nutzung des darin enthaltenen know how (know-how-Vertrag) möglich. Entsprechende Anfragen sind an die Stabsabteilung Patente und Lizenzen (PAL) des KfK zu richten.

Primärbericht 06.01.12 P 07A, 1979

Werle, H.:

Gesichtspunkte zur Auslegung von Experimenten mit nachbeheizten Eisen-schmelzen zur Untersuchung der Kernschmelze/Beton-Wechselwirkung.

Primärbericht 06.01.06 P 08B, 1979

Eckstein, H.:

Über die Möglichkeit der bruchmechanischen Beschreibung von Spannungskorrosionsrissen in Zry-4 Hüllrohren bei hohen Temperaturen.

Primärbericht 06.01.04 P 07B, 1979

Bernnat, W.; Ehnis, L.; Gulden, W.; Schützle, R.; Unger, H.:

Bericht über Arbeiten zum Projekt Nukleare Sicherheit der KfK für den Zeitraum April - Juni 1979.

Primärbericht 06.03.03 P 03B, 1979

Knüppel, H.; Vogt, S.:

Programmbeschreibung: DØWIPL

Programm zum Berechnen von Dosiswerten aus Konzentrationen, sowie zur Aufbereitung der Daten zum Plotten zwei- und drei-dimensionaler Dosisverläufe.

Primärbericht 06.03.01 P 04A, 1979

Pimpl, M.; Schüttelkopf, H.:

Verwendung eines Glasszintillators zur Messung alpha-aktiver Stoffe in stark saurer Lösung.

Primärbericht 06.01.03 P 04A, 1979

John, H.; Reimann, J.:

Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren verschiedener Zweiphasen-Massenstrommeßverfahren.

Primärbericht 06.01.06 P 08C, 1979

Hofmann, P.; Petersen, C.; Schanz, G.; Burbulla, B.; Weiser, F.:

In-pile-Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall

Teilbericht II über den Nuklear-Versuch A2.2; Ergebnisse der zerstörenden Nachuntersuchung (Metallographie).

Primärbericht 06.01.03 P 04B, 1979

Panayotidis, D.; Reimann, J.:

Test der LOFT- und Semiscale-Massenstrom-Instrumentierung in horizontaler Dampf-Wasser-Strömung.

Primärbericht 06.01.06 P 08D, 1979

Hofmann, P.; Petersen, C.; Schanz, G.; Burbulla, B.; Weiser, F.:

In-pile Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.

Teilbericht II über den Nuklear-Versuch Bl.1; Ergebnisse der zerstörenden Nachuntersuchung (Metallographie).

Primärbericht 06.01.11 P 09A, 1979

Stuka, B.; Kammerer, B.; Knauß, H.; Mack, A.; Perinic, D.:

Schmelzanlage für schwachaktive Proben - SASCHA -

für Versuche unter Wasserdampfatmosphäre bei Temperaturen bis zu 3000 °C; einige Versuchserfahrungen.

Primärbericht 06.01.05 P 04C, 1979

Sepold, L.:

12. Monatsbericht (Mai 1979) über die Aktivitäten im Idaho National Engineering Laboratory (INEL)

18. Delegationsbericht.

Primärbericht 06.01.04 P 09B, 1979

Politzky, M.:

T R A C E / 2 - Erweiterung der TRACE-Software.

Primärbericht 06.01.03 P 02B, 1979

Löffel, R.:

Entwicklung eines Zweiphasenmassenstrommeßverfahrens.

Primärbericht 06.03.03 P 03C, 1979

Knüppel, H.:

Programmbeschreibung der Datei GRAFIK

Primärbericht 06.01.09 P 02A, 1979

Wiehr, K.; Erbacher, F.J.; Neitzel, H.J.:

REBEKA-Thermoelement-Test.

Primärbericht 06.01.07 P 03A, 1979

Class, G.; Hain, K.; Brüderle, F.; Vollmer, T.:

Kurzbericht über die in COSIMA durchgeführten Vorversuche zum Einfluß außen montierter Thermolemente auf das Hüllrohr-Temperaturverhalten bei Blowdown-Transienten.

Primärbericht 06.01.10 P 02B, 1979

Malang, S.; Rust, K.:

Vergleich der Auswerteprogramme ALPHA und EVA.

Primärbericht 06.01.09 P 02B, 1979

Wiehr, K.:

Bündelexperiment REBEKA 3.

Primärbericht 06.01.09 P 02C, 1979

Wiehr, K.:

Temperaturmessung an Brennstabsimulatoren im REBEKA-Experiment.

Primärbericht 06.01.08 P 02G, 1979

Prüßmann, M.; Harbauer, G.; Karb, E.; Sepold, L.:

Inpile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.

Bericht über Nuklearversuch B1.5.

Primärbericht 06.01.06 P 07D, 1979

Kraft, R.; Leistikow, S.:

Kriech-Berstuntersuchungen an Zircaloy 4-Rohrkapseln bei 800 °C und 1000 °C in Luft.

Primärbericht 06.01.08 P 02J, 1979

Sepold, L.; Karb, E.; Prüßmann, M.; Harbauer, G.:

Inpile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.

Bericht über Nuklearversuch B3.2.

Primärbericht 06.01.08 P 02K, 1979

Karb, E.; Harbauer, G.; Prüßmann, M.; Sepold, L.:

Inpile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.

Bericht über Nuklearversuch B3.1.

Primärbericht 06.01.08 P 02L, 1979

Harbauer, G.; Karb, E.; Prüßmann, M.; Sepold, L.:

Inpile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.
Bericht über Nuklearversuch Bl.6.

Primärbericht 06.01.06 P 07E, 1979

Leistikow, S.; v. Berg, H.; Kraft, R.; Schanz, G.:

Untersuchungen zur Hochtemperatur-Wasserdampf-Oxidation von Zircaloy 4-
Hüllrohren (1/1979).

Primärbericht 06.01.12 P 05A, 1979

Nikolopoulos, P.; Ondracek, G.:

Zur Bestimmung von Schmelzdichten und Oxid-Metall-Phasengrenzflächen-
energien.

Primärbericht 06.01.01 P 04A, 1979

Appelt, K.D.; Eberle, F.; Kadlec, J.; Lang, G.; Philipp, P.:

Qualifikationsuntersuchungen der induktiven Druckaufnehmer Typ P1S und
PD1S.

Primärbericht 06.01.08 P 02M, 1979

Sepold, L.:

Jodinventar in den FR2-LOCA-Versuchsstäben. Nachrechnungen mit
dem Rechenprogramm KORIGEN.

Primärbericht 06.01.08 P 02H, 1979

Wagner, K.:

Auslösetemperatur für beschleunigtes Beulenwachstum und Niedertemperatur-
beulen von Brennstäben.

Primärbericht 06.01.03 P 06A, 1979

Wagner, K.; Vollmer, T.:

Einige Auslegungsgleichungen für das Zweiphasen-Massenstrom-Meßgerät
TMFM (True Mass Flow Meter).

Primärbericht 06.01.11 P 08A, 1979

Albrecht, H.; Matschoß, V.; Wild, H.:

Experimental Investigation of Fission and Activation Product Release from
LWR Fuel Rods at Temperatures Ranging from 1500 °C to 2800 °C.

Primärbericht 06.01.06 P 06C, 1979

Bocek, M.; Hoffmann, M.:

Creep Rupture at Superimposed Non-Stationary Stress and Temperature Loading.

Primärbericht 06.01.11 P 05A, 1979

Bunz, H.:

Der Code NAUA-Mod 3

Ein Computerprogramm zur Beschreibung des Aerosolverhaltens in kondensierender Atmosphäre.

Primärbericht 06.01.04 P 08A, 1979

Heger, R.; Borgwaldt, H.:

Erstellen einheitlicher Ein- und Ausgabefunktionen für das modulare Programmsystem SSYST.

Primärbericht 06.01.13 P 05A, 1979

Alsmeyer, H.:

Konzept der Datenerfassung für die BETA-Versuchsanlage.

Primärbericht 06.01.01 P 03E, 1979

Enderle, G.; Möisinger, H.; Schumann, U.; Knüppel, H.:

Erste Vorausberechnungen des HDR-Blowdown-Versuchs V29.2 mit FLUX2, FLUST und DRIX-2D.

Primärbericht 06.01.08 P 02F, 1979

Lukitsch, H.; Wagner, K.:

Vermessung von Hüllrohren für Brennstabsimulatoren.

Primärbericht 06.01.04 P 07C, 1979

Bernnat, W.; Dinkelacker, A.; Gulden, W.; Lutz, D.; Schützle, R.;

Unger, H.:

Bericht über Arbeiten zum Projekt Nukleare Sicherheit des KfK für den Zeitraum Juli bis September 1979.

Primärbericht 06.01.14 P 05A, 1979

Deuber, H.; Wilhelm, J.G.:

Untersuchungen zur Optimierung des Filterkonzepts von Druckwasserreaktoren.

Primärbericht 06.03.02 P 05D, 1979

Hübschmann, W.:

Tagungsbericht über

NATO/CCMS AIR POLLUTION PILOT STUDY

10th International Technical Meeting on Air Pollution Modeling and its Application, Roma, Italy, Oct. 23 - 26, 1979

Primärbericht 06.03.02 P 04A, 1979

Thomas, P.; Vogt, S.:

Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung mit radarverfolgten Tetroons.

Primärbericht 06.03.02 P 05E, 1979

Thomas, P.:

Auswertung eines von EURATOM/Ispra durchgeführten Ausbreitungsexperiments.

Primärbericht 06.01.06 P 08F, 1979

Hofmann, P.; Petersen, C.; Schanz, G.; Burbulla, B., Weiser, F.:

In-pile Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall.

Teilbericht über den Nuklear-Versuch B.1.5; Ergebnisse der zerstörenden Nachuntersuchung (Metallographie).

Primärbericht 06.01.04 P 09C, 1979

Politzky, M.:

RMS - Ein Fortran-IV-Unterprogramm zur Ermittlung der Standard-Abweichung von Meßwerten.

Primärbericht 06.01.04 P 09D, 1979

Politzky, M.:

"KFK" und "TEXT" - Zwei neue Unterprogramme für die TRACE-Bibliothek.

Primärbericht 06.01.11 P 05B, 1979

Schöck, W.:

Stand und weiteres Vorgehen im NAUA-Programm.

Primärbericht 06.01.02 P 03E, 1979

Schumann, U.:

Modell für dynamische Fluid-Struktur-Wechselwirkungen der Kerneinbauten eines Druckwasserreaktors.

Primärbericht 06.01.05 P 03A, 1979

Hofmann, P.; Politis, C.:

The Kinetics of the Uranium Dioxide - Zircaloy Reactions at High Temperatures.

Primärbericht 06.01.02 P 03F, 1979

Mösinger, H.:

Investigation of Blowdown Problems with the Computer Code DRIX-2D.

Primärbericht 06.01.04 P 08B, 1979

Jacobs, G.:

Kurzbericht über die Vorausberechnung eines Wiederauffüll- und Flutvorgangs in der Primärkreislauf-Versuchsanlage (PKL) mit dem Primärsystemprogramm RELAP4/MOD6.

Primärbericht 06.01.04 P 08C, 1979

Sengpiel, W.; Borgwaldt, H.:

Probabilistic Analysis of the Behavior of Fuel Rod Bundles.

Primärbericht 06.01.02 P 05A, 1979

Göller, B.:

Berechnung von Verformungen und Spannungen einer dünnen Kugelschale unter statischer Last durch Lösung der Flügge'schen Differentialgleichungen - Grundlagen des Computercodes SPHERE-STRESS.

Primärbericht 06.03.02 P 05G, 1979

Thomas, P.; Becker, M.; Hiller, J.; Schüttelkopf, H.; Vogt, S.:

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter Versuch Nr. 57 vom 27.4.1978

Primärbericht 06.01.14 P 05B, 1979

Deuber, H.:

Die physikalisch-chemischen ¹³¹J-Komponenten in der Kaminfortluft eines Druckwasserreaktors.

Primärbericht 06.01.14 P 07A, 1979

Kaempffer, R.; Furrer, J.; Gerhard, R.:

Untersuchungen zum Betriebsverhalten und zur Auslegung von Aktivkohlefiltern zur Radiojodabscheidung in Kernkraftwerken.

Primärbericht 06.03.02 P 05H, 1979

Thomas, P.; Becker, M.; Hiller, J.; Schüttelkopf, H.; Vogt, S.:

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter.
Versuch Nr. 58 vom 8.6.1978.

Primärbericht 06.01.11 P 08B, 1979

Matschoß, V.; Schreibmaier, J.; Albrecht, H.:

Herstellung von Fissium an der Anlage FIFA.

Primärbericht 06.02.01 P 04A, 1979

Nagel, K.:

Deterministische Störfalleintrittsanalyse eines Lösungsmittelbrandes
am Beispiel eines elektrolytischen Mischabsetzers.

Primärbericht 06.02.01 P 04B, 1979

Weber, G.:

Untersuchung des Zusammenhangs zwischen Fehlerbaumanalyse und Störfallanalyse am Beispiel des Photometer-Leitfähigkeits-Meßstandes.

Primärbericht 06.02.01 P 04C, 1979

Pau, L.F.; Weber, G.G.:

A Fault Tree Approach to Quality Control by Variables.

Primärbericht 06.03.02 P 05J, 1979

Thomas, P.; Becker, M.; Hiller, J.; Schüttelkopf, H.; Vogt, S.:

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter
Versuch Nr. 55 vom 5.4.1978.