

KfK 3150  
November 1981

# **Projekt Nukleare Sicherheit**

**Tätigkeitsbericht 1. Halbjahr 1981**

**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 3150

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

Tätigkeitsbericht 1. Halbjahr 1981

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
ISSN 0303-4003

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
Abteilung für Angewandte Systemanalyse	AFAS

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 Tätigkeitsbericht für das 1. Halbjahr 1981 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.  
Der Bericht wurde von der Projektleitung zusammengestellt.



NUCLEAR SAFETY PROJECT

FIRST SEMIANNUAL REPORT 1981

---

The semiannual progress report 1981/1 is a description of work within the Nuclear Safety Project performed in the first six month of 1981 in the nuclear safety field by KfK institutes and departments and by external institutions on behalf of KfK. The chosen kind of this report ist that of short summaries, containing the topics

- work performed
- results obtained
- plans for future work

This report was compiled by the project management.

BERICHTSBEITRÄGE IN DEUTSCHER SPRACHE

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	<u>Seite</u>
Berichtsbeiträge in deutscher Sprache	1 - 63
Translation of the German Reports	65 - 127
06.01.            SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW	
<u>PNS-Teilprojekt 4100 - Dynamische Beanspruchung von Reaktor-</u>	1
<u>komponenten unter Störfallbedingungen</u>	
06.01.01            HDR-Blowdown-Versuche zur dynamischen Beanspruchung von Reaktoreinbauten	1
06.01.01/07A        Auslegung, Vorausberechnung und Auswertung der PNS 4115            HDR-Blowdown-Experimente zur dynamischen Belastung und Beanspruchung von Reaktordruckbehältereinbauten	1
06.01.01/08A        Meßtechnische Erfassung und Auswertung des dynamischen Verhaltens der Versuchseinbauten im Reaktordruckbehälter (RDB) des HDR im Rahmen der HDR-Blowdown-Versuche	3
06.01.02            Entwicklung und Verifizierung von Codes zur dynamischen Beanspruchung von RDB-Einbauten	4
06.01.02/08A        Weiterentwicklung und Verifizierung von fluid/strukturdynamischen Codes zur Analyse der Beanspruchung von RDB-Einbauten beim Blowdown	4
06.01.02/09A        Laborversuche zur Abstützung von fluid/strukturdynamischen Rechenprogrammen zur Beschreibung der Anfangsphase bei Kühlmittelverluststörfällen	6
06.01.02/10A        Mechanisches Verhalten der Kernmanteleinspannung und der Core-Stützen beim Blowdown	7
06.01.15/02A        Weiterentwicklung und Verifizierung von Codes zur Analyse der dynamischen Spannungen und Verformungen von LWR-Containments	8

		<u>Seite</u>
06.01.03	Entwicklung von Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren und Anwendung bei den Blowdown-Experimenten	9
06.01.03/12A PNS 4137	Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren verschiedener Zweiphasenmassenstrom-Meßverfahren	9
06.01.03/13A PNS 4139	Versuchsstand für instationäre 2-Phasen-Strömungen	10
06.01.03/14A PNS 4138	Entwicklung und Bau eines True Mass Flow Meters $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$	11
06.01.03/15A PNS 4136	Entwicklung von Radionuklidverfahren zur Bestimmung transienter Zweiphasenmassenströme	12
 <u>PNS-Teilprojekt 4200 - Brennelementverhalten bei Störfällen</u>		
06.01.04	Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems zur Beschreibung des Brennelementverhaltens	13
06.01.04/14A 15A, 16A, 17A, 18A, PNS 4231.1-6	Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems SSYST und Durchführung entwicklungsorientierter Anwendungsrechnungen	13
06.01.06	Materialverhalten von Zircaloy bei Reaktorstörfällen	17
06.01.06/14A PNS 4235.1	Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von Zircaloy-Hüllmaterial	17
06.01.06/17A PNS 4235.2	Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei KVS von LWR	19
06.01.06/18A PNS 4235.3	Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und von Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zry-Hüllrohren bei Störfalltransienten	20
06.01.06/19A PNS 4235.4	Berstversuche an Zircaloy-Hüllrohren unter kombinierter mechanisch-chemischer Beanspruchung (FABIOLA-Programm)	22

06.01.07	Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalles	24
06.01.07/07A /08A PNS 4236.1/2	Untersuchungen zum Brennstabverhalten unter gesteuerten thermohydraulischen Randbedingungen (COSIMA-Programm)	24
06.01.08	In-pile-Experimente im DK-Loop des FR 2	26
06.01.08/04A PNS 4237	Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverluststörfalles	26
06.01.09	Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles	27
06.01.09/04A PNS 4238	Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden Zircaloy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung (REBEKA-Programm)	27
06.01.10	Auswirkung von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung	29
06.01.10/04A PNS 4239	Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA-Programm)	29
06.01.16	Untersuchungen zu kleinen Lecks und speziellen Transienten	31
06.01.16/01A PNS 4250	Langzeitkühlung im stark beschädigten Core	31
06.01.16/02A /03A PNS 4251.1/2	Out-of-pile Bündelexperimente zur Untersuchung schwerer Kernschäden	32
06.01.16/04A PNS 4253	Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen Zry und $UO_2$ bei schweren Kernschäden	32
06.01.16/05A PNS 4254	Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei langsamen Transienten und schweren Kernschäden	34
06.01.17	Untersuchungen zum Störfallverhalten fortgeschrittener Druckwasserreaktoren (FDWR)	36
06.01.17/03A PNS 4240	Brennstabverhalten eines fortgeschrittenen Druckwasserreaktors (FDWR) bei Kühlmittelverluststörfällen	36

		<u>Seite</u>
06.01.17/05A PNS 4240.3	Oxidationsverhalten von FDWR Edelstahl-Hüll- rohren in Wasserdampf	37
<u>PNS-Teilprojekt 4300 - Ablauf und Beherrschung von LWR-Kern- schmelzenunfällen</u>		
06.01.11	Reaktions-, Freisetzungs- und Aerosolverhalten beim Kernschmelzen	38
06.01.11/16A PNS 4311	Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltpro- dukten und Aerosolen in LWR-Containments	38
06.01.11/18A PNS 4314	Konstitution und Reaktionsverhalten von LWR- Materialien beim Coreschmelzen	39
06.01.11/19A PNS 4317	Materialkundliche Untersuchungen im Rahmen der BETA-Experimente	40
06.01.11/20A PNS 4315	Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Frei- setzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen	41
06.01.12	Untersuchungen zur Wechselwirkung von Stahl- schmelzen mit Beton	43
06.01.12/14A PNS 4325	Ausbreitung von Stahlschmelzen im Beton - Bestimmung der Schmelzfrontausbreitung	43
06.01.12/15A PNS 4323	Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahl- schmelzen und Beton	44
06.01.12/17A PNS 4331	Hydrodynamische und thermische Modelle zur Wechselwirkung einer Kernschmelze mit Beton	46
06.01.12/18A PNS 4334	Modellentwicklungen zur analytischen Beschrei- bung von Kernschmelzenunfällen	47

PNS-Teilprojekt 4400 - Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und Reduktion der Strahlenbelastung

06.01.14	Abluftfilterung an Reaktoren	50
06.01.14/10A PNS 4414	Bestimmung der $^{131}\text{I}$ -Komponenten in der Ab- und Fortluft von Siedewasserreaktoren	50
06.01.14/11A PNS 4415	Entwicklung und Verbesserung von Abluftfiltern für Störfallbedingungen	51
06.01.14/12A -PNS 4416	Studium des Verhaltens von Schwebstofffiltern unter hoher Temperatur, Luftfeuchte und erhöhtem Differenzdruck	52
06.02.	SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGEN	

PNS-Teilprojekt 4500 - Sicherheit der Wiederaufarbeitung

06.02.01	Störfallanalysen für die große Wiederaufarbeitungsanlage (WAA)	54
06.02.01/07A PNS 4513	Störfallablaufanalyse für die Auflöserabgasreinigung der großen Wiederaufarbeitungsanlage	54
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	56
06.03.01/06A PNS 4812	Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens von Pu, Am und Cm in der Umwelt	56
06.03.02	Untersuchung zum atmosphärischen Ausbreitungsverhalten nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich	57

		<u>Seite</u>
06.03.02/10A PNS 4822	Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Schadstoffe im regionalen Bereich (über 15 km Entfernung)	57
06.03.02/11A PNS 4823	Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Schadstoffe im lokalen Bereich (bis 15 km Entfernung) bei Emissionshöhen $\geq$ 100 m	58
06.03.02/12A PNS 4824	Ausbreitungsmodelle für besondere meteorologi- sche Situationen	58
06.03.02/13A PNS 4825	Untersuchung meteorologischer Fernmeßmethoden auf ihre Verwendbarkeit für Messungen in der atmosphärischen Grenzschicht	59
06.03.02/14A PNS 4826	Modellierung des weiträumigen Schadstoff- transports	59
06.03.03	Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen unter probabilistischen Ge- sichtspunkten	62
06.03.03/07A /08A PNS 4831/32	Fortentwicklung des Unfallfolgenmodells. Phase B der deutschen Risikostudie	62

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

06.01.01/07A Auslegung, Vorausberechnung und Auswertung der HDR-Blowdown-  
PNS 4115 Experimente zur dynamischen Belastung und Beanspruchung von  
Reaktordruckbehältereinbauten.  
(A.Ludwig, M.Geiß, J.Hackenbroich, F.Katz, H.Knüppel,  
P.Philipp, E.G.Schlechtendahl, U.Schumann; IRE)

#### Durchgeführte Arbeiten

Die Auswertung der Snapback-Versuche am HDR-Kernmantel (V59) wurde fortgesetzt. Die Ergebnisse wurden in einem Quicklook-Report zusammengestellt, der in Kürze erscheinen wird. Einige Einzelphänomene wurden getrennt untersucht (statische Verformung und Dehnungs-Verteilung; nichtlineare Schwingungsanregung).

An der Fertigstellung des Meßstellenplanes für die geplante Hauptversuchsreihe der Blowdown-Versuche wurde mitgearbeitet. Vorausrechnungen für diese Versuche und Nachrechnungen der Versuche V31/31.1 vom Frühjahr 1980 sind in Vorbereitung.

#### Erzielte Ergebnisse

Die Auswertung der Snapback-Versuche führt zu folgenden Schlußfolgerungen:

- Anlagen- und Meßtechnik:

Anlagen- und Meßtechnik wurden zuverlässig beherrscht. Die Reproduzierbarkeit bei den Wiederholungsversuchen erwies sich als gut bis sehr gut. Nur wenige Meßketten fielen im Laufe der Versuchsserie aus. Einige Beschleunigungsaufnehmer wurden noch nachträglich wegen nicht plausibler, unkorrelierter Signale als unzuverlässig ausgeschieden.

- Experimentelle Ergebnisse:

Eine Modalanalyse der Versuchsergebnisse lieferte neben den Eigenfrequenzen und Eigenschwingungsformen des Systems auch modale Dämpfungswerte. Sie lagen bei den Versuchen mit wassergefülltem RDB deutlich niedriger als bei den Versuchen mit leerem RDB - ein Indiz für die verschwindend geringe Fluiddämpfung.

Einige Weg- und Beschleunigungsaufnehmer zeigten bei Versuchen mit wassergefülltem RDB und mit einer Anfangsauslenkung des Kernmantels im Balkenmode eine allmähliche Anfachung von Schalenschwingungen an. Dieses Phänomen konnte mit der Wechselwirkung zwischen den beteiligten Schwingungsformen über den nichtlinearen hydrodynamischen Druck erklärt werden.

Vor allem bei den Versuchen mit Anregung des Kernmantels im Balkenmode zeigten einige Dehnungsmeßstellen deutlich (etwa um den Faktor 2) geringere Signalpegel als alle vorliegenden Vorausrechnungen, obwohl die gemessenen Verschiebungsamplituden etwa den vorausgerechneten Werten entsprachen. Als Ursache werden neben ungenauen Positionsangaben für die Vorausrechnungen (nicht modellierte) Randeinflüsse vermutet; auch systematische Meßfehler können nicht ausgeschlossen werden.

- Vergleich Messung-Rechnung:

Die Experimente wurden von mehreren Institutionen mit verschiedenen Verfahren vorausgerechnet. Der Vergleich Messung-Vorausrechnung hat gezeigt:

- Die Berücksichtigung der Wechselwirkung des Kernmantels mit dem umgebenden Wasser ist erforderlich. Soweit nur einfache Schwingungsformen angeregt werden, genügt hierfür eine entsprechende Modifikation der Struktur-Massenmatrix ("added masses"), wobei jedoch unbedingt "virtuelle" und nicht "reale" Fluidmassen verwendet werden müssen. Wenn auch (kurzwellige) Schalenschwingungen angeregt werden, ist eine explizite Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung erforderlich (die entsprechenden Vorausrechnungen benutzen hierzu mehrdimensionale Fluid-Modelle).
- Schwingungsformen höherer Ordnung (Anregung durch lokale Belastung) verlangen bei leerem und bei wassergefülltem RDB eine schalendynamische Modellierung des Kernmantels mit hoher Auflösung, während Frequenzen und Schwingungsformen niederer Ordnung auch mit üblichen Finit-Element-Modellen hinreichend genau bestimmt werden können.

Geplante Weiterarbeit

Die Auswertung der Snapback-Versuche wird abgeschlossen. Die Vorausrechnungen der nächsten Blowdown-Versuche werden vorbereitet. An der Interpretation von Einzeleffekten der bisherigen Blowdown-Versuche (RDB-Einfluß, Wellendämpfung im Stutzen) wird weitergearbeitet.

06.01.01/08A    Meßtechnische Erfassung und Auswertung des dynamischen Verhalten  
PNS 4116        tens der Versuchseinbauten im Reaktordruckbehälter (RDB) des  
HDR im Rahmen der HDR-Blowdown-Versuche  
(J. Kadlec, F.Eberle, G.Lang, P.Philipp, R.Scharnowell; IRE)

#### Durchgeführte Arbeiten

Die Nachkalibrierung der am HDR eingesetzten Weg- und Beschleunigungsaufnehmer hat begonnen. Die modalanalytische Auswertung der HDR-Snapback-Versuchsreihe V59 wurde fortgesetzt. Die ersten Ergebnisse aus den HDR-Snapback- und Blowdown-Versuchsreihen V59 und V29.2-V31.1 wurden in einem Primärbericht zusammengefaßt.

#### Erzielte Ergebnisse

Die Nachkalibrierung hat ergeben, daß die meisten am HDR eingesetzten Meßwertaufnehmer ihre Funktionstüchtigkeit und ihre meßtechnischen Eigenschaften behielten. Die ausgewerteten Eigenschwingungsformen des HDR-Modellkernbehälters stimmen mit den theoretischen Voraussagen qualitativ gut überein, die entsprechenden Eigenfrequenzen sind etwas niedriger. Die modalen Dämpfungsquotienten liegen im Bereich 0,1 - 1,3%.

#### Geplante Weiterarbeit

Die Auswertung der Meßsignale der Blowdown-Versuchsreihe V29.2-V31.1 und der Snapback-Versuchsreihe V59 wird abgeschlossen und die Resultate dokumentiert. Für die Blowdown-Hauptversuchsreihe werden weitere Meßwertaufnehmer kalibriert.

- 06.01.02            Entwicklung und Verifizierung von Codes zur dynamischen Beanspruchung von RDB-Einbauten
- 06.01.02/08A       Weiterentwicklung und Verifizierung von fluid/strukturdynamischen Codes zur Analyse der Beanspruchung von RDB-Einbauten beim Blowdown  
PNS 4125  
(U.Schumann, J.Benner, G.Enderle, H.Knüppel, A.Ludwig, E.G.Schlechtendahl; IRE)

### Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurden vor allem folgende Arbeiten durchgeführt:

- Verifizierung des Programmes DRIX2D anhand des HDR-Prallplattenversuchs V67.1
- Erweiterung des Programmes FLUX2 um die Möglichkeit, ein linear-elastisches Schalenmodell des RDB in der Rechnung zu berücksichtigen.
- Entwicklung einer neuen FLUX-Version (FLUX3) zur Behandlung der Nichtlinearitäten an spielbehafteten Lagerstellen, wie Anschläge und Flanschspiele.
- Entwicklung eines homogenisierten Modells für die Berücksichtigung des Reaktorkerns.
- Abschluß der in Zusammenarbeit mit einem TÜV und einer Herstellerfirma durchgeführten FLUX-Rechnungen zur Blowdownbeanspruchung von DWR-Kernmänteln.

Die ursprünglich vorgesehenen Arbeiten zur beschleunigten Strömung durch Gitterplatten wurden nicht fortgesetzt. Die Ergebnisse der Voruntersuchungen wurden dokumentiert.

Für den HDR-Prallplattenversuch V67.1 wurden Vorausrechnungen durchgeführt. Die Übereinstimmung mit der Messung war nicht befriedigend. Es stellt sich heraus, daß in der Rechnung eine konstante Temperatur von  $220^{\circ}\text{C}$  des RDB-Inhaltes eingesetzt werden war, anstelle der im Versuch eingestellten Verteilung zwischen  $220^{\circ}\text{C}$  und  $285^{\circ}\text{C}$ . Die "korrigierte Vorausrechnung" zeigt ein zufriedenstellendes Ergebnis (siehe Abb. 1). Das Programm FLUX wurde in wesentlichen Fähigkeiten erweitert. Unter Beibehaltung der effektiven Lösungsalgorithmen wurde der RDB als weitere gekoppelte Komponente eingebaut, da die HDR-Versuche auf einen wesentlichen Einfluß der RDB-Nachgiebigkeit hindeuten. Die Behandlung der Nichtlinearitäten wurde im Hinblick auf DWR-Untersuchungen bereitgestellt.

Im Zuge der Entwicklung des homogenisierten Modells für den Kern eines Druckwasserreaktors wurde eine vereinfachte, eindimensionale Variante des Modells betrachtet, bei der die beschreibenden Differentialgleichungen analytisch gelöst werden konnten. So wurden u.a. quantitative Aussagen über den Einfluß von elasti-

schen Abstandshaltern auf die Fluid- und Strukturbewegung gewonnen. Dieser Einfluß erwies sich bei den gegebenen Federsteifigkeiten in DWR-Brennelementen als merklich, so daß eine Berücksichtigung der Abstandshalterfedern im dreidimensionalen Code beabsichtigt ist. Die theoretischen Vorbereitungen für den Einbau des dreidimensionalen Kernmodells in den FLUX2-Code sind weitgehend abgeschlossen. Mit der Programmierung wurde begonnen.

Erzielte Ergebnisse

- Das Programm DRIX2D wurde anhand des HDR-Prallplattenversuches V67.1 erfolgreich verifiziert. Bei Berücksichtigung der Enthalpieschichtung im Behälter ergibt sich eine gute Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung (Abb. 1).
- Das Problem der Behandlung von Stößen, die durch Anschläge oder Lagerspiel entstehen, wurde erfolgreich gelöst. Anwendungsrechnungen mit FLUX zeigen, daß die Ausschlagbegrenzung durch Anschläge am unteren Kernmantelende die entstehenden Beanspruchungen praktisch nicht reduzieren. Der Einfluß der Fluid-Struktur-Wechselwirkung ist bedeutender als die Berücksichtigung solcher Nichtlinearitäten.
- Wesentliches Ergebnis der DWR-Untersuchungen ist die in Abb. 2 gezeigte Kurve, die den Einfluß der Bruchöffnung auf verschiedene Beanspruchungsgrößen darstellt. Danach reduzieren sich die Beanspruchungen nur dann erheblich, wenn die Bruchöffnungsfläche weniger als 10% des Rohrquerschnittes beträgt.

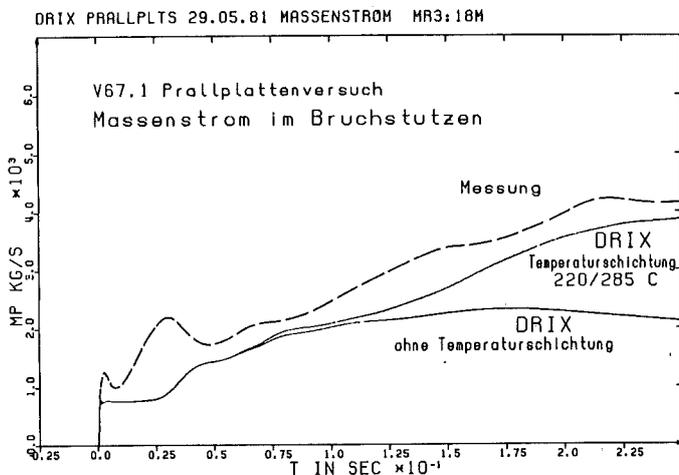


Abb.1: Vorausrechnung und korrigierte Vorausrechnung für Versuch V67.1 im Vergleich zur Messung

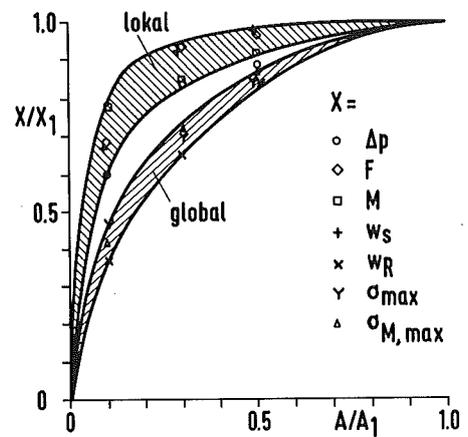


Abb.2: Einfluß der relativen Bruchöffnung ( $A/A_1$ ) auf verschiedene lokale und globale Belastungs- bzw. Beanspruchungsgrößen

### Geplante Weiterarbeit

Für die nächste Versuchsreihe der HDR-RDB-Einbauten-Versuche wird das Programm FLUX3 mit gekoppeltem Modell des RDB bereitgestellt. Die Vorausrechnungen selbst wurden im Vorhaben 06.01.01/07A, PNS 4115, durchgeführt. Die Entwicklung des homogenisierten Kernmodells und sein Einbau in den FLUX-Code werden fortgeführt.

06.01.02/09A Laborversuche zur Abstützung von fluid/struktur-dynamischen  
PNS 4126 Rechenprogrammen zur Beschreibung der Anfangsphase bei Kühlmittelverluststörfällen  
(E. Wolf, K.H. Lang; IRE)

### Durchgeführte Arbeiten

Die physikalischen Werte der Einzelteile (Masse, Schwerpunktsabstand, Massenträgheitsmoment und Federsteife) wurden bestimmt. Die Schwingungsversuche zur Bestimmung der Trägheitskoppelungswerte zwischen Fluid und Struktur wurden durchgeführt. Zur Bündelgeometrie wurden konstruktive Betrachtungen angestellt und die Bewegungsgleichung für das Schwingungsverhalten der Struktur, ohne Einfluß der Fluidwechselwirkung, aufgestellt.

### Erzielte Ergebnisse

Der gemessene Schwingungsverlauf des Innenpegels entspricht in sehr guter Näherung einer abklingenden harmonischen Zeitfunktion und weist keine überlagerten Störungen auf. Versuche mit gleichen Parametern sind weitgehend reproduzierbar. Die Reibung der Pendellagerung ist sehr gering, dagegen ist der Dämpfungseinfluß des Fluides, im Falle von Wasser, beträchtlich.

Die Bewegungsgleichung für die Bündelgeometrie stellt ein nichtlineares, gekoppeltes Differentialgleichungssystem dar. Durch eine entsprechende konstruktive Konzeption scheint es jedoch möglich zu sein, die Koppelungsglieder so klein zu halten, daß das System in erster Näherung als ungekoppelt betrachtet werden kann.

### Geplante Weiterarbeit

Die Meßergebnisse werden quantitativ ausgewertet. An der Einzelzelle sind weitere Schwingungsexperimente zum Spalt- und Dämpfungseinfluß geplant. Mit der Konstruktion der Bündelgeometrie wird begonnen.

06.01.02/10A Mechanisches Verhalten der Kernmanteleinspannung und der  
PNS 4128 Core-Stützen beim Blowdown  
(B. Dolensky, G. Hailfinger, R. Krieg; IRE)

#### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Nach einigen Testrechnungen mit dem Programm ADINA wurden erste rotations-symmetrische Analysen für die Kernmanteleinspannung durchgeführt. Die gewählte Belastung (axiale Membranspannung im Kernmantel) führte zu plastischen Verformungen am Übergang von Kernmantel zum Einspannflansch.

Zur Analyse der Core-Stützen wurde das dreidimensionale Anlauf-Strömungsfeld im oberen Plenum des RDB bei einem Blowdown durch den Auslaßstutzen berechnet. Außerdem wurden die daraus resultierenden Spannungen sowohl in den glatten Rohrteilen als auch in den kronenartigen Füßen der Core-Stützen bestimmt. Die größten Werte liegen im Bereich der Fließspannungen. Bei diesen Analysen wurde das Fluid als inkompressibel behandelt, d.h. Wellenausbreitungsvorgänge wurden nicht erfaßt. Zur Überprüfung dieser Annahme dienten verschiedene Abschätzungen und Testrechnungen, bei denen die Fluidkompressibilität wahlweise berücksichtigt werden konnte oder nicht.

#### Geplante Weiterarbeit

Durch weitere rotationssymmetrische Analysen für die Kernmanteleinspannung soll der Einfluß der Diskretisierung studiert werden. Darauf aufbauend soll eine dreidimensionale Analyse (Verwinden des Flansches) durchgeführt werden.

Bei der Analyse der Core-Stützen soll die Vernachlässigung der Fluidkompressibilität anhand zweidimensionaler Analysen überprüft werden.

06.01.15/02A Weiterentwicklung und Verifizierung von Codes zur Analyse  
PNS 4127 der dynamischen Spannungen und Verformungen von LWR-Containments

(F. Eberle, B. Göller, G. Hailfinger, J. Kadlec, E. Wolf,  
R. Scharnowell; IRE)

#### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Die Untersuchungen zur Erdbebenbeanspruchung eines SWR-Containments (Baulinie 69) wurden fortgeführt. Für dünnwandige Zylinderschalen mit Imperfektion (örtliche Abweichungen von der Rundheit) wurden Resonanzkurven berechnet. Sie bestätigen den erwarteten starken Einfluß der Imperfektionen auf das dynamische Verhalten. Insbesondere werden eine große Zahl von Schwingungsformen angeregt, die unter idealen Verhältnissen nicht auftreten.

Zur quasistatischen Innendruckbeanspruchung von DWR-Containments wurde ein einfaches Membranmodell für die Kugelschale mit Stützen erstellt. Die größten Beanspruchungen traten in der Kugelschale vor dem Übergang zur dickeren Ronde auf. Die experimentellen modalanalytischen Untersuchungen an der leeren oder mit Wasser gefüllten Zylinderschale wurden fortgesetzt, wobei die Schwingungsanregung entweder am Zylinderflansch oder direkt an der Zylinderschale erfolgte. Die früher gewonnenen Erkenntnisse über den Einfluß der axialen Nachgiebigkeit des Flansches auf die Schalenschwingungen haben sich dabei bestätigt.

Zur Herstellung einer dünnwandigen Kugelschale wurden unter verschiedenen Fertigungsverfahren geeignete Verfahren ausgetestet und entsprechende Vorversuche durchgeführt.

#### Geplante Weiterarbeit

Abschluß der Analyse für die Erdbebenbeanspruchung von SWR-Containments.

Fortführung der Untersuchungen zum Einfluß von Imperfektionen auf das dynamische Verhalten dünner Schalen.

Weiterführung der Analysen zur Innendruckbeanspruchung von DWR-Containments bei großen plastischen Verformungen.

Abschluß der experimentellen modalanalytischen Untersuchungen an der stehenden Zylinderschale, Inangriffnahme einer neuen Versuchsreihe mit der liegenden Zylinderschale (leer oder zum Teil mit Wasser gefüllt).

Herstellung einer dünnwandigen Kugelschale für dynamische Untersuchungen.

- 06.01.03            Entwicklung von Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren und Anwendung bei den Blowdown-Experimenten
- 06.01.03/12A        Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren verschiedener Zweiphasenmassenstrom-Meßverfahren  
PNS 4137            (J. Reimann; IRB)

#### Durchgeführte Arbeiten

1. Test des "großen" True Mass Flow Meters (TMFM) in Luft-Wasser-Strömung.
2. Erste Versuche zur Umverteilung einer Zweiphasenströmung beim Durchströmen eines T-Stücks mit kritischem Massenstrom im Abzweig. (Abzweigdurchmesser 10 mm, Zustrom- und Abstromdurchmesser 50 mm).
3. Untersuchung des Übergangs von der Schwall- zur Ring-Strömung in horizontaler Luft-Wasser- sowie Dampf-Wasser-Strömung:  
Auswertung früherer Experimente und Durchführung zusätzlicher Versuche.
4. Beginn der Montage der Instrumentierung zur Massenstrom-Messung, basierend auf der Phasenseparation.

#### Erzielte Ergebnisse

Zu 1: Siehe folgenden Bericht Nr. 06.01.03/13A (PNS 4139).

Zu 2: Die Versuche wurden sowohl bei Luft-Wasser- als auch bei Dampf-Wasser-Strömung durchgeführt. Der Dampfgehalt im Abzweig zeigte beträchtliche Abweichungen vom Dampfgehalt des Zustroms. Dabei sind die Abweichungen stark abhängig von der Orientierung des Abzweigs gegenüber der Horizontalen. Bei den Luft-Wasser-Experimenten befand sich der kritische Querschnitt stets am Ende des 300 mm langen Abzweigrohres. Bei Dampf-Wasser-Strömung ist es nicht auszuschließen, daß der kritische Querschnitt im Bereich der Umlenkung liegen kann.

Zu 3: Die Ergebnisse der Luft-Wasser-Experimente stimmen gut mit anderen Ergebnissen bei Luft-Wasser-Strömung überein. Die aus der Literatur bekannten Korrelationen zeigen bereits bei Luft-Wasser-Strömung große Abweichungen untereinander. Ein Vergleich unserer Dampf-Wasser-Ergebnisse mit Ergebnissen anderer Autoren ist nicht möglich, da entsprechende Versuche nicht existieren. Die Bestimmung der Grenze zwischen den beiden Strömungsformen mit den o.g. Korrelationen ergibt sehr unbefriedigende Werte. Es wird eine neue Korrelation vorgeschlagen, die sowohl die Luft-Wasser- als auch Dampf-Wasser-Experimente besser beschreibt.

### Geplante Weiterarbeit

- Fertigstellung der Montage des endgültigen Versuchskreislaufs für die Untersuchung der Zweiphasenströmung im T-Stück.
- Entwicklung eines Modells zur Beschreibung der Umverteilung im T-Stück.

06.01.03/13A      Versuchsstand für instationäre 2-Phasen-Strömungen  
PNS 4139            (H. John, J. Reimann; IRB)

### Durchgeführte Arbeiten

Die Aufbauarbeiten an dem Versuchskreislauf gehen in die letzte Phase.

- Das Versuchsgebäude wurde fertiggestellt.
- Der Blowdown-Kessel wurde ausgeliefert und montiert.
- Fertigung und Montage der Rohrleitungen haben begonnen,
- Die Montage und Verdrahtung der meß- und regeltechnischen Komponenten wurde in Auftrag gegeben.
- Das True Mass-Flow Meter TMFM-50 (Referenzmassenstrommessung für den Kreislauf) wurde im gemeinsamen Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren verschiedener Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren in Luft-Wasser-Strömung stationär bis ca. 35 kg/s getestet. Nach Auswahl des günstigsten Rotors (von 2 Varianten) und der günstigsten Spaltdichtungen (2 Varianten) zeigte sich ein Meßfehler von maximal  $\pm 1,5\%$  auf den Auslegungswert (50 kg/s) bezogen.
- Das Schnellöffnungsventil wurde fertiggestellt und mit Preßluft getestet. Es zeigte sich erwartungsgemäß eine druckabhängige Öffnungszeit, die bei 100 bar 1 ms beträgt.
- Die Konstruktion des  $\gamma$ -Densitometers wurde fertiggestellt.

### Erzielte Ergebnisse

Der Stand der Aufbauarbeiten und Komponentenfertigung ist so weit fortgeschritten, daß mit einer Inbetriebnahme des Kreislaufes im IV. Quartal 1981 zu rechnen ist.

### Geplante Weiterarbeit

- Abschluß der Kreislaufmontage
- Bau des  $\gamma$ -Densitometers
- Fertigstellung der Programme für Datenverarbeitung
- Kreislauffinbetriebnahme.

06.01.03/14A      Entwicklung und Bau eines True Mass Flow Meters,  
PNS 4138             $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$   
                      (K. Hain; IT)

### Durchgeführte Arbeiten

Das TMFM 50 wurde betriebsbereit in den Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren von Zweiphasen-Massenstrom-Meßgeräten am Institut für Reaktorbauelemente (IRB) eingebaut und einem Testbetrieb mit einem Luft-Wasser-Gemisch unterzogen. Die Kapazität des Versuchsstandes reichte allerdings nicht aus, den gesamten Meßbereich zu überdecken; einphasig war ein Testbetrieb bis 36 kg/s und zweiphasig bis 26 kg/s möglich. Die Testreihen wurden unter den gleichen Randbedingungen wie die Untersuchungen der übrigen bekannten Meßverfahren zur Erfassung eines Zweiphasen-Massenstromes durchgeführt, so daß ein Vergleich und eine Wertung des TMFM 50 im Hinblick auf die anderen zur Verfügung stehenden Meßgeräte möglich ist.

### Erzielte Ergebnisse

Das TMFM 50 zeigte ein äußerst stabiles Betriebsverhalten; die Eichpunkte lagen unabhängig von der Strömungsart (ein- oder zweiphasig) und der Strömungsform der Zweiphasenströmung (Blasen-, Schwall-, Pfropfenströmung) innerhalb einer Fehlerbandbreite von  $\pm 1,3\%$ . Außerhalb eines  $x$ -Gehaltes von  $0 < x < 0,35\%$  läßt sich der Fehler auf  $\pm 0,5\%$  einschränken.

### Geplante Weiterarbeit

Nach Fertigstellung des im Aufbau befindlichen Versuchsstandes für instationäre Zweiphasen-Strömungen am IRB erfolgt die Enderprobung des TMFM 50 unter den Auslegungsbetriebswerten.

06.01.03/15A      Entwicklung von Radionuklidverfahren zur Bestimmung  
PNS 4136            transienter Zweiphasenmassenströme  
                      (R. Löffel; LIT)

#### Durchgeführte Arbeiten

Die Radiotracergeschwindigkeitsmeßanlage und die 6-Strahl-Dichtemeßanlage wurden konzipiert. Mit der Fertigung wurde begonnen. Die Injektions-, Meß- und Auswertetechniken wurden verbessert bzw. weiterentwickelt. Die für das LOBI-Projekt von CCR-Ispra bestimmte Radiotracergeschwindigkeitsmeßanlage wurde fertiggestellt.

#### Erzielte Ergebnisse

Die Schnelligkeit und Stabilität der Meßelektronik konnte verbessert werden. Mit den in der Entwicklung befindlichen neuen Auswerteprogrammen ist eine Bestimmung der Strömungsform der Zweiphasenströmung möglich.

#### Geplante Weiterarbeit

- Installation und Inbetriebnahme der Radiotracer-Geschwindigkeits-Meßanlage sowie der 6-Strahl-Dichtemeßanlage am "Instationären Loop" des IRB.
- Lieferung der für das LOBI-Projekt in Ispra bestimmten Radiotracer-Geschwindigkeits-Meßanlage.
- Fertigstellung und Lieferung einer 6-Strahl-Dichtemeßanlage, ebenfalls für das LOBI-Projekt.

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

06.01.04/14A Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems  
15A, 16A, SSYST und Durchführung entwicklungsorientierter  
17A, 18A, Anwendungsrechnungen  
PNS 4231.1-6

(J. Hackenbroich, U. Marek, R. Meyder, S. Raff, W. Sengpiel; IRE;  
H. Wenzelburger; IDT;  
H. Borgwaldt, G. Jacobs, G. Willerding; INR;  
S. Malang, K. Rust; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Für die IBM-Version von SSYST-2 wurde die Erstellung eines Programms zur globalen Überprüfung von umfangreichen SSYST-Eingaben begonnen. Nachdem in der Vergangenheit verschiedentlich an SSYST die komplexe Eingabe kritisiert wurde, wurden im Berichtszeitraum unter Verwendung von VARIO Standardeingaben für folgende Fälle erstellt:

- 1) nuklearer Brennstab mit/ohne Übernahme von Daten aus COMETHE;
- 2) statistische Analyse für einen Brennstab mit Übernahme von RELAP-Randbedingungen;
- 3) REBEKA Simulator;
- 4) COSIMA Simulator.

Vom Benutzer werden dort nur noch Angaben über Knotenzahlen, Leistungserzeugung, Kühlung und Innendruck erwartet. Im Hinblick auf die Fertigstellung von SSYST-3 wurden eine Reihe von Hilfsmoduln (WIZE, MOTAB, SAMMEL) erstellt, die im Zusammenhang mit der statistischen Stabanalyse erforderlich waren. Die Fähigkeiten des Moduls VARIO wurden so erweitert, daß jetzt VARIO-Variablen auch Werte aus einem Datenblock zugewiesen werden können. Schließlich wurden die SSYST-3-Moduln DESIGN, REGRES und MOCA überarbeitet und Programmbeschreibungen erstellt. Das Zry-Kriechmodell NORA1 wurde in den Modul AZI eingebaut.

Der 1-dimensionale transiente Wärmeleit-Modul ZET1D wurde erweitert, die Zeitintegration erfolgt jetzt wahlweise halb- oder voll-implizit. ZET1D enthält den Entry-Point STT1D für den stationären Fall.

Mit einer Experimentierversion von SSYST-3, die als wesentliche Änderung ein verbessertes Verformungsgesetz sowie ein Berstkriterium für Zircaloy enthält, wurde ein vorgeschlagenes empirisches Verfahren zur Bestimmung des maximalen Blockadegrades in Stabbündeln überprüft. Als Testfälle dienten alle REBEKA- und die ersten drei MRBT-Bündeltests.

Unter Verwendung der jeweiligen Randbedingung aus den Tests (Stableistung, Innendruck, Wärmeübergang zum Kühlmittel) wurde mit dem Modul AZI die Berstdehnung als Funktion der Exzentrizität zwischen Heizleiter und Hüllrohr berechnet.

Zur Beschreibung des 3D Hüllrohrverhaltens während eines LOCA wurde das Lösungskonzept des Schalenmodells dahingehend geändert, daß eine Fourierreihenentwicklung nur auf dem Umfang durchgeführt wird. Die axiale Lösung des Differentialgleichungssystems erfolgt bereichsweise nach der Methode der gewichteten Residuen und führt so zu einer FEM-Beschreibung des Hüllrohres in axialer Richtung. Die Gleichungen sind programmiert, erste Tests der Systemmatrizen wurden vorgenommen. Zur Verifizierung dieses 3D-Programmes wurden im Berichtszeitraum gerasterte Rohrproben verformt; sie werden derzeit photogrammetrisch vermessen.

Im Zuge der Code-Verifikation (Nachrechnung des FR2-In-pile-Tests F4) wurde im 2-dimensionalen transienten Wärmeleit-Modul ZET2D ein Diskretisierungs-Fehler beseitigt, dessen Einfluß nur während einer Hülldeformation mit steilem axialem Profil auftreten kann.

Für die Nachrechnung von FEBA-Blockade-Experimenten mit COBRA4i wurde der erforderliche, der entsprechenden Bündel-Geometrie angepaßte Loadmodul erstellt. Die in unserer COBRA4i-Implementierung bisher fehlende Restart-Möglichkeit ist jetzt verfügbar.

Mit dem Primärsystem-Code RELAP4/MOD6 wurden mehrere FEBA-Flutversuche nachgerechnet, um den Einfluß unterschiedlicher Versuchsparameter (Flutrate, Systemdruck) auf den Ergebnisvergleich Experiment/Rechnung zu erfassen.

Das Einzeleffektprogramm REFLUX/GRS wurde implementiert. Modifikationen einzelner Subroutinen wurden vorgenommen, zur Modellierung von FEBA-Heizstäben.

Die Implementierung des Primärsystem-Codes RELAP5/MOD"0" im CYBERNET wurde abgeschlossen. Der Nachfolger RELAP5/MOD1 wurde ebenfalls als CDC-Version direkt von EG&G Idaho übernommen. Die Implementierung im CYPERNET wurde begonnen.

## Erzielte Ergebnisse

Eine Test-Version des globalen Eingabe-Prüfprogramms für SSYST-2 liegt vor. Beim systematischen Austesten wurden einige mögliche Fehlerquellen bei SSYST-Anwendungen identifiziert und beseitigt.

Mit der verbesserten Version von ZET2D konnte der FR2-In-pile-Test F4 nachgerechnet werden.

Eine umfangreiche Verifizierung des Zry-Kriechmodells NORA1 anhand von Rohrberstexperimenten mit temperatur- und lasttransienter Versuchsführung unterschiedlicher Versuchsanlagen ist im Gange. Dabei zeigte sich, daß im Temperaturbereich  $T > 1000$  C neben dem härtenden Sauerstoffeinfluß auch die schwächende Wirkung von Rissen im Oxid berücksichtigt werden sollte. Erste Überlegungen zu diesem Modell wurden getestet.

Bei der Überprüfung eines empirischen Verfahrens zur Bestimmung des maximalen Blockadegrades in Stabbündeln zeigte sich, daß die Annahme einer fiktiven Exzentrizität von 1 bei allen Tests zu einer sehr guten Übereinstimmung zwischen der gerechneten Berstdehnung und der gemessenen mittleren Dehnung im Querschnitt der maximalen Kühlkanalversperrung führt.

Die Untersuchung zur Beschreibung des Brennstabverhaltens in axialer Richtung als statistischer Prozeß mit Hilfe von Markov-Ketten wurden vielversprechend fortgesetzt. Die Beschreibung der Hüllrohrdehnungen der Brennstabsimulatoren des MRBT B3 Tests über eine reversible Markov-Kette mit 5 Zuständen, und davon ausgehend, den axialen Verlauf des Kühlkanalblockadegrades im Bündel mit einem entsprechenden Simulationsprogramm, zeigen zufriedenstellende Ergebnisse. Probleme bestehen im Zusammenhang mit der Durchführung statistischer Hypothesentests, da eine geschlossene 'small sample' Theorie nicht verfügbar ist.

Die für mehrere FEBA-Flutversuche mit RELAP4/MOD6 berechneten Hüllrohrtemperaturen, Quenchzeiten und Wärmeübergangskoeffizienten geben den Charakter und die Werte der gemessenen Kurven für solche Flutparameter gut wieder, für die das Rechenprogramm anhand von FLECHT-Versuchen verifiziert wurde. Bei allen anderen Flutparametern ist die Abweichung der berechneten Größen zum Experiment überwiegend nicht zufriedenstellend.

Die mit REFLUX/GRS durchgeführten ersten Nachrechnungen eines FEBA-Versuchs liefern bislang wenig wirklichkeitsnahe Ergebnisse.

Bei der Implementierung von RELAP5/MOD"0" konnten einige COMPASS-Routinen aus dem Environment (HEADER, LINES, DELFIL, ENTFIL, RAPFIM) nicht zum Laufen

gebracht werden. Dadurch wird die Anwendung des Codes jedoch nur unwesentlich beeinträchtigt. Die Ergebnisse der Beispielrechnungen sind in Ordnung, konnten allerdings nicht auf identische Übereinstimmung mit entsprechenden Musterergebnissen überprüft werden, da die implementierte Version nicht mit der Referenzversion von MOD"0" übereinstimmt. Das Paket der Plotroutinen wurde aus dem Code herausgenommen und separat implementiert. Nur auf diese Weise war es möglich, Plots zu erzeugen; denn das von CDC zur Verfügung gestellte DISSPLA Plotsystem funktionierte nicht fehlerfrei beim Schreiben des allgemeinen Plotfiles.

Aufgrund der bei der Implementierung von RALP5/MOD"0" gewonnenen Kenntnisse und Erfahrungen gestaltete sich die Implementierung von RELAP5/MOD1 im CYBERNET auf einer CYBER 176 mit LCM (=Large Core Memory) wesentlich zügiger. Einige Beispielprobleme wurden bereits fehlerfrei gerechnet.

#### Geplante Weiterarbeit

Ausbau des Eingabe-Prüfprogramms und allgemeine Verbesserungen in der Handhabung von SSYST-2.

Als weitere Testfälle für das Verfahren zur Bestimmung des maximalen Blockadegrades in Stabbündeln sollen der 5. Bündelversuch des REBEKA-Vorhabens sowie ein NRU-inpile-Experiment untersucht werden.

Einzelne Modelle des Flutprogramms REFLUX/GRS sollen auf mögliche Schwächen untersucht sowie die physikalische Beschreibung von einzelnen Vorgängen und ihre gegenseitige Beeinflussung überprüft werden.

Abschluß der Implementierung von RELAP5/MOD1 im CYBERNET. Implementierung einer IBM-Version, Nachrechnung von Experimenten.

- 06.01.06            Materialverhalten von Zircaloy bei Reaktorstörfällen
- 06.01.06/14A       Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von  
PNS 4235.1        Zircaloy-Hüllmaterial  
                  ( M.Bocek, A. Falkenstein, C.Petersen, H.Schneider, W.Schweiger; IMF II)

#### Durchgeführte Arbeiten

Erarbeitung eines Versuchsprogrammes für FABIOLA zur Verifizierung von temperaturtransienten Berstversuchen.

Zerstörende Nachuntersuchungen an vorbestrahlten in-pile verformten Hüllrohren der F-Serie.

Nachrechnungen von Berstversuchen verschiedener Labors im Hinblick auf Bersttemperatur und Berstdehnung.

#### Erzielte Ergebnisse

Bei Anwendung der modifizierten Monkman-Grant-Beziehung für die Umfangsdehnungsvoraussage von geborstenen Zry-4 Hüllrohren zeigte sich, daß einige Konstanten aus Berstdaten ermittelt werden müssen. Dazu wurde ein Versuchsprogramm für FABIOLA erarbeitet, das Berstversuche mit linearer Aufheizgeschwindigkeit zwischen 1-30 K/sec bei Innendrücken von 40-120 bar vorsieht.

Die Dokumentation der Auswertung von zerstörenden Nachuntersuchungen der F-Serie (20000 MWd/t Vorbestrahlung mit anschließender in-pile Verformung) wurde abgeschlossen. Unterschiede bezüglich der mechanischen Eigenschaften gegenüber den nicht vorbestrahlten Versuchen der A- und B-Serien konnten nicht festgestellt werden. /1/.

Die Anwendbarkeit der Summenregel der Lebensanteile bezüglich der zuverlässigen Voraussage der Bersttemperatur und der Berstzeit wurde anhand von Berstdaten aus verschiedenen Labors bestätigt. Temperaturtransiente Einzelstabberstversuche in Dampf Atmosphäre aus den Anlagen FABILA (IMF, KfK) und REBEKA (IRB, KfK) für indirekt beheizte Prüflinge und von KWU /2/ und Battelle North West /3/ für direkt beheizte Prüflinge wurden nachgerechnet. Dabei zeigten sich größere Abweichungen erst am Anfang des  $\beta$ -Phasenbereichs, wegen der oxidationsbedingten Versprödung des Hüllmaterials /4/.

Die Vorhersage der Berstdehnung anhand der modifizierten Monkman-Grant-Beziehung und mittels Konstanten aus einachsigen Versuchen führte zu großen Ungenauigkeiten. Diese konnten durch Zuhilfenahme von Konstanten aus Rohrberstversuchen zum Teil beseitigt werden. Die Berstdaten aus den vier genannten Labors wurden nachgerechnet.

Bei nicht-linearen Temperaturverläufen zeigte sich dabei eine starke Aufheizgeschwindigkeitsabhängigkeit der Berstdehnung. Wenn weiter in Betracht gezogen wird, daß azimutale Temperaturunterschiede in der Vorhersage unberücksichtigt blieben, deren Einfluß auf die Umfangsdehnung als gesichert angesehen werden kann, ist die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment sehr zufriedenstellend /4/.

#### Geplante Weiterarbeit

Abschluß des Versuchsprogramms FABIOLA zur Verifizierung von temperaturtransienten Berstversuchen.

Fortführung von metallographischen Nachuntersuchungen an in-pile und out of pile geborstene Zry-4-Hüllrohren.

Nachrechnung von Berstversuchen verschiedener Labors mit verbessertem Konstantensatz der modifizierten Monkman-Grant-Beziehung.

#### Literatur

- /1/ E.H.Karb et al., "Results of the FR-2 In-Pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior" ANS/ENS Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior 2. - 6.8.81 Sun Valley, USA.
- /2/ G.Cheliotis und E. Ortlieb, "Innendruckversuche an Einzelstabproben zur experimentellen Absicherung des Brennstabverhaltens in der Notkühlanalyse", KWU-Bericht, R 914/029/80.
- /3/ C.R.Hann, C.L. Mohr et al., "Transient Deformation Properties of Zircaloy for LOCA Simulation", EPRI-Report NP-526, Vol.3, March 1978.
- /4/ M.Boček, C.Petersen und E.H. Toscano, "Life Time and Failure Strain Prediction for Reactor Materials Subjected to Transient Stress and Thermal Loading" Enlarged HPG Meeting on Water Reactor Fuel Performance, 14.-18.Juni, 1981, Hankö, Norwegen.

06.01.06/17A Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei KVS  
PNS 4235.2 von LWR  
(S. Leistikow, G. Schanz; IMF II)

### Durchgeführte Arbeiten

Die Brennstäbe der F-Serie, die bis zu einem Abbrand von ca. 20 000 MWd/t<sub>U</sub> im FR2-Reaktor vorbestrahlt worden waren, wurden nachuntersucht. Der Brennstab F6 lag im vorbestrahlten Zustand, die Stäbe F1 bis F5 nach der anschließenden LOCA-Transiente vor.

### Erzielte Ergebnisse

Während der Vorbestrahlung sind die Zircaloy-Hüllrohre nur geringfügig oxidiert und das für die Rohrherstellung typische Verformungsgefüge ist unbeeinflusst. Die variable Färbung der Hüllrohr-Außenoberfläche nach der Transiente ist oxidationsbedingt. Das nur bei vorbestrahlten Brennstäben registrierte, bereichsweise Auftreten weißen Oxides kann als Folgeerscheinung der "Vorkorrosion" während der Bestrahlung erklärt werden. Die dehnungsbeeinflusste Dampfoxidation der Hüllrohräußenseite ist im Erscheinungsbild und im Ausmaß vergleichbar mit den Ergebnissen der nicht vorbestrahlten Brennstäbe und von out of pile Untersuchungen.

Zur Oxidation der Hüllrohrinnenseite tragen der Brennstoff und -auf den unmittelbaren Bereich der Berststelle begrenzt und dort überwiegend- der von außen eingedrungene Dampf bei. Im Bereich des Risses wird, im Gegensatz zu den nicht vorbestrahlten Stäben, stärkere Innenoxidation im Vergleich zur Außenseite registriert und versuchsweise mit der Bildung weniger schützender, gestörter Oxidschichten gedeutet. Außerhalb dieses Bereichs sind die gebildeten Schichten (ZrO<sub>2</sub> und α-Zr(O)) zwar relativ dünn, die Beeinflussung des Gefüges durch eindiffundierenden Sauerstoff jedoch ist vergleichbar mit den Verhältnissen an der Rohraußenseite.

Das Hüllrohrgefüge wird, von der Oxidation abgesehen, hauptsächlich durch die lokal erreichte Höchsttemperatur und die lokale Dehnung beeinflusst. Spezielle Merkmale des Gefüges können zur Abschätzung der erreichten Maximaltemperatur beurteilt werden. Diese bestätigt weitgehend die Thermoelement-Messungen und die axialen Temperaturprofile. Azimutale Temperaturdifferenzen bis ca 85°C sind nachgewiesen worden. Absolut gesehen, liegen die über das Gefüge abgeschätzte Temperaturen im Mittel um etwa 30°C niedriger als die gemessenen und

durch Addition von  $75^{\circ}\text{C}$  korrigierten Werte. Einflüsse der Vorbestrahlung auf die Verteilung der Hüllrohrtemperatur sind nicht nachgewiesen.

Die Mikrohärteprofile über die Hüllrohrwand des vorbestrahlten und einer Transiente unterworfenen Brennstabs F1 lassen sich nicht generell mit den lokalen Werten der Dehnung, der erreichten Temperatur und dem Ausmaß der Oxidation korrelieren und deuten. Die Mittelwerte über die Rohrwand liegen im Streuband entsprechender Messungen für die A- und B-Stäbe und streuen um das Niveau des Rohrmaterials im Ausgangszustand. Die Mikrohärte im vorbestrahlten Zustand (Stab F6) liegt wesentlich höher, möglicherweise bedingt durch Strahlungseffekte.

### Geplante Weiterarbeit

Auswertung der vorbestrahlten Brennstäbe der G-Serie mit  $35\ 000\ \text{MWd}/t_U$ .

06.01.06/18A    Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und von  
PNS 4235.3      Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von  
                  Zry-Hüllrohren bei Störfalltransienten  
                  (P.Hofmann, H.Eckstein, J.Spino, H.Zimmermann, J.Burbach,  
                  H.Metzger; IMF I)

### Durchgeführte Arbeiten

- Zeitstandexperimente mit Jod enthaltenden Zircaloy-4-Hüllrohren unter Schutzgas im Temperaturbereich  $500 - 900^{\circ}\text{C}$  zur Bestimmung der Zircaloy/Jod-Reaktionsprodukte.
- Bruchmechanische Beschreibung von Jod induzierten Spannungskorrosionsrissen in vorgekerbten Zircaloy-Hüllrohren bei hohen Temperaturen.
- Bestimmung der Hüllrohrinnenkorrosion während einer LOCA Transiente.

### Erzielte Ergebnisse

- Bei hohen Temperaturen kommt es zu starken chemischen Wechselwirkungen zwischen Jod und Zircaloy unter Bildung von festen Zirkonjodiden ( $\text{ZrJ}_x$ ) und gasförmigem Zirkontetrajodid ( $\text{ZrJ}_4$ ). Das in die Proben eingesetzte elementare Jod wird dabei vollständig in Zr/J-Verbindungen umgewandelt. Die chemische Zusammensetzung der kondensierten  $\text{ZrJ}_x$ -Phasen sowie der  $\text{ZrJ}_4$ -Partialdruck hängen von der Temperatur ab. Für die jodinduzierte Rißbildung und Rißfortpflanzung ist offenbar allein die  $\text{ZrJ}_4$ -Gasphase verantwortlich.

- Wie die bruchmechanischen Untersuchungen zeigen, erweist sich das Spannungsintensitäts ( $K_I$ )-Konzept der linear elastischen Bruchmechanik zur Beschreibung des Spannungsrißkorrosionsverhaltens von vorgekerbten Zircaloy-Rohrproben als geeignet. Insbesondere durch die Berücksichtigung einer plastischen Zone vor der Rißspitze lassen sich die Standzeiten bei 600°C z.T. befriedigend voraussagen. Genauere Standzeitbestimmungen werden durch Berücksichtigung der Inkubationszeit für die Rißbildung, die bisher nicht betrachtet wurde, erwartet /1/.
- Die Nachuntersuchungen an den vorbestrahlten LWR-Brennstäben der F-Serie (Abbrand: 20 000 MWd/t) wurden begonnen. Im Hinblick auf die Hüllrohrinnenkorrosion ergibt sich dabei ein ähnliches Bild wie bei den nicht vorbestrahlten Brennstäben, d.h. eine Hüllrohrinnenkorrosion erfolgt hauptsächlich in der Umgebung der Berststelle durch den eindringenden Wasserdampf. Zum Teil ist die Oxidschicht auf der Hüllrohrinnenseite dicker als die auf der Außenseite. Ein Einfluß von Spaltprodukten, insbesondere Jod, auf das Verformungs- und Berstverhalten des Zircaloy-4-Hüllrohres konnte bisher nicht festgestellt werden.

#### Geplante Weiterarbeit

- Ermittlung der Zr/J-Reaktionsprodukte.
- Abschluß der Spannungsrißkorrosion (SCC)-Experimenten mit Jod enthaltenden Zircaloy-Hüllrohren.
- Fortführung der theoretischen Untersuchungen zur bruchmechanischen Beschreibung der SCC-Experimente.
- Nachbestrahlungsuntersuchungen und Bestimmung der Spaltgasfreisetzung an LOCA-getesteten Brennstäben.

#### Literatur

/1/ H.Eckstein, P.Hofmann:

"On the possibility of describing iodine-induced SCC of Zircaloy cladding at high temperatures using fracture mechanics", Paper presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on "Water Reactor Fuel Performance", 14 - 19th June, 1981, Hankö, Norwegen

06.01.06/19A Berstversuche an Zircaloy-Hüllrohren unter kombinierter  
PNS 4235.4 mechanisch-chemischer Beanspruchung (FABIOLA-PROGRAMM)  
(L. Schmidt, H. Lehning, K. Müller, D. Piel, H. Schlegler; IMF III)

### Durchgeführte Arbeiten

Zur Untersuchung des Einflusses des Sauerstoffpotentials des  $UO_2$  auf das Verformungs- und Berstverhalten von Zircaloy-4-Hüllrohren wurden Versuche mit  $UO_2$ -gefüllten Brennstabsimulatoren durchgeführt. Auch der Einfluß des Jods in Anwesenheit von  $UO_2$  wurde überprüft.

Bei diesen Experimenten traten Störungen an der Teststrecke auf, so daß kurzfristig die Versuchsreihe abgebrochen werden mußte. Eine neue, bereits fertiggestellte verbesserte Teststrecke wurde eingebaut und in Betrieb genommen. Im Anschluß daran wurden anhand des Versuchsprogramms für die folgende größere Versuchsserie die Betriebsdaten für die minimalen und maximalen Aufheizraten ermittelt.

Für das Datenerfassungssystem wurden Hardware-Erweiterungen installiert und in Betrieb genommen. Dadurch ist die Meßdatenkapazität, insbesondere für das TV-Breitenmeßsystem, vergrößert worden, so daß sich auch Experimente mit längeren Standzeiten (bis zu ca. 1 Stunde) durchführen lassen.

Die Anpassung eines zweiten Kamerakopfes an das TV-System brachte einige Verzögerungen bei der Versuchsdurchführung, da das Breitenmeßsystem nicht verfügbar war. Der zweite Kamerakopf wurde fest an der Testanlage adaptiert.

### Erzielte Ergebnisse

Wie auch schon bereits bei den Einzeleffektuntersuchungen festgestellt, hat das  $UO_2$  im Einphasenbereich des Zircaloy-4 ( $\alpha$ -Phase) keinen Einfluß auf das Beul- und Berstverhalten der Hülle. In Anwesenheit von Jod tritt auch wieder Spannungsrißkorrosion auf mit extrem kleinen Berstdehnungen. Die Versuche wurden durchgeführt bei Innendrücken um 120 bar und Aufheizraten um 11 K/s. Die Berstdehnungen lagen z.B. beim jodfreien Stab bei 60% und beim Stab mit Jod bei 10%. Gleiche Werte wurden an Stäben mit  $Al_2O_3$ -Füllung gemessen.

In der nächsten Versuchsserie sollen Aufheizraten zwischen 1 und 30 K/s gefahren werden. Ursprünglich wurde die Anlage für diese Extremwerte nicht ausgelegt, insbesondere nicht für sehr kleine Aufheizraten. In einer Vielzahl von Versuchen ohne Innendruckbelastung der Hülle wurde die Aufheizrate in Abhängigkeit von Stableistung und der Shroud-Beheizung ermittelt. Die minimale lineare Aufheizrate liegt bei 2 K/s bei einer Stableistung von 5 W/cm, ohne daß Regelschwingungen auftreten. Die maximale Aufheizrate liegt knapp unterhalb der geforderten 30 K/s, etwa bei 28 K/s. Hierbei ist eine Stableistung von 90 W/cm erforderlich. Die Begrenzung ist gegeben durch die Leistungsversorgung für die Beheizung des Dampfführungsrohres.

#### Geplante Weiterarbeit

- Berstversuche mit  $\text{Al}_2\text{O}_3$ -gefüllten Brennstabsimulatoren zwischen 2 und 28 K/s bei Innendrücken von 40, 80 und 120 bar.
- Erweiterung der Software für die Datenerfassung im Hinblick auf längere Versuchszeiten.

- 06.01.07            Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittel-  
                      verluststörfalles
- 06.01.07/07A        Untersuchungen zum Brennstabverhalten unter gesteuerten  
                      /O8A        thermohydraulischen Randbedingungen (COSIMA-Programm)
- PNS 4236.1/2        (G. Class, R. Meyder, E. Stratmanns; IRE;  
                      K. Hain, F. Brüderle, T. Vollmer; IT)

### Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurden 16 Blowdown-Experimente an der COSIMA-Anlage durchgeführt. Sie dienten hauptsächlich zur Untersuchung des Einflusses der Pelletverlagerung (Pellet relocation) und den damit verbundenen Spaltänderungen, u.z. einerseits zwischen Graphitheizer/Ringpellet und andererseits zwischen Ringpellet/Hüllrohr auf die Hüllrohrtemperaturen bei sonst konstanten Randbedingungen.

Des Weiteren wurden erste Nachrechnungen des Versuchs V82 (vom 26.7.79) mit der letzten RELAP-Version RELAP 4 MOD 6 durchgeführt.

### Erzielte Ergebnisse

Die Nachrechnung des COSIMA Blowdown-Experiments V82 / Bruchlage 2F-LOCA / mit dem Fluidynamik Code RELAP 4 MOD 6 brachte Schwierigkeiten in der Nachbildung des Leckmassenstromes aus dem Oberplenum. Diese Schwierigkeiten sind prinzipieller Natur:

- a) Die Rechenmodelle zur Phasenseparation in RELAP können das starke Aufwollen des Wasserspiegels nicht nachbilden.
- b) Die kugelförmigen Plena können nicht fein genug nodalisiert werden ohne die Anwendung eines physikalisch sinnvollen 2-Phasen-Strömungsmodells. (RELAP 4 MOD 6) enthält zwar eine empirische Beziehung für den Schlupf zwischen den Phasen, diese wurde jedoch für unrealistisch befunden und wird nicht für die Anwendung im DWR empfohlen /1/.
- c) Das verwendete Henry/Fauske Modell zur kritischen Massenstromrate errechnet (hier) für den unterkühlten wie für den gesättigten Zustand des Fluids zu niedrige Massenstromwerte.

d) Durch die Verwendung verschiedener Optionen zum Wärmeübergang beim Sieden variiert bei sonst gleicher Programmeingabe die maximale Hüllrohrtemperatur um ca. 170K.

Trotz dieser prinzipiellen Schwierigkeiten scheint die Nachrechnung eines COSIMA-Experiments zum 2F-LOCA nach der Optimierung verschiedener Eingabegrößen mit der Version RELAP 4 MOD 6 in befriedigender Weise möglich.

#### Geplante Weiterarbeit

1. In der Fortführung des Experimentierprogramms zum Problemkreis Pellet- Relocation sind noch Blowdown-Versuche mit erweitertem Hüllrohr, mit  $\text{ThO}_2$  und  $\text{SiO}_2$  als Pelletmaterial anstelle von  $\text{Al}_2\text{O}_3$  geplant.
2. Versuche zur Einflußabschätzung der Abstandshalter auf die Thermohydraulik sind nötig.
3. Die Nachrechnung der LOFT-ähnlichen Experimente in COSIMA / LOFT L2-2, L2-3 / mit der RELAP-Version RELAP 4 MOD 6.

#### Literatur

- /1/ "Assessment of the RELAP/MOD6 Thermal-Hydraulic Transient Code for PWR Experimental Applications"; CAAP-TR-78-035, December 1978

- 06.01.08 In-pile-Experimente im DK-Loop des FR2.
- 06.01.08/04A Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der  
PNS 4237 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverluststörfalles  
(G.Harbauer, H.Hespeler, E.Karb, W.Knappschneider, W.Legner,  
W.Leiling, M.Prüßmann, A.Scherer, L.Sepold, K.Wagner; IT)

#### Durchgeführte Arbeiten

Die Auswertung der Versuchsserie G2/3 (Abbrand 35.000 MWd/t) wurde abgeschlossen. Die Ergebnisse dieser Serie wurden in /1/ dokumentiert. Eine Zusammenstellung der Daten der Versuche mit unbestrahlten Prüflingen (Serie A und B) ist in /2/ erfolgt. Die Nachrechnungen der In-pile-Versuche wurden abgeschlossen. An dem zusammenfassenden Bericht darüber wird gearbeitet.

#### Erzielte Ergebnisse

Die weitere Auswertung der Versuchsdaten und der Nachuntersuchung der Prüflinge in den Heißen Zellen hat die bisherigen Ergebnisse bestätigt: (1) Es wurde kein Einfluß der nuklearen Parameter auf die Versagensmechanismen der Brennstabhülle gefunden. (2) Die bei Vorbestrahlung leistungsreaktor-typisch gerissenen Brennstofftabletten fallen bei radialer Hüllrohrdehnung auseinander. Bei größerer Verformung der Hülle ergibt sich durch nachrutschende Tablettenbruchstücke auch eine axiale Verlagerung des Brennstoffs.

#### Geplante Weiterarbeit

- Nachuntersuchung der Prüflinge aus den Versuchsserien C, E und BSS.
- Auswertung der Versuchsserien C, E und BSS in den Heißen Zellen einschl. Dokumentation.
- Zusammenfassung der Nachrechnungen einzelner Versuche mit dem SSYST-Code.

#### Literatur

- /1/ L. Sepold, E.H. Karb, M. Prüßmann:  
"In-pile-Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall, Bericht über die Versuchsserie G2/2", KfK 3099, Juli 1981.
- /2/ L. Sepold, E.H. Karb, M. Prüßmann:  
"Ergebnisse der In-pile-Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim LOCA mit nicht vorbestrahlten Brennstäben", KfK 3098, Juni 1981.

- 06.01.09 Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles
- 06.01.09/04A Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden  
PNS 4238 Zircaloy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung  
(REBEKA-Programm)  
(K.Wiehr, A.Emling, F.Erbacher, U.Harten, W.Just, H.J.Neitzel, P.Schäffner, He.Schmidt, E.Vogel; IRB)

#### Durchgeführte Arbeiten

- Auswertung der Thermoelementbündelversuche REBEKA-TE 8-14
- Montage der Meßstrecke für 49-Stabbündel
- Fertigung und Instrumentierung der Brennstabsimulatoren mit kontinuierlichem, cosinusförmigen, axialen Leistungsprofil.

#### Erzielte Ergebnisse

Die Ergebnisse der ersten 7 Thermoelementtests wurden bestätigt. Bei Flutraten niedriger als etwa 3,5 cm/s konnte kein Einfluß der REBEKA-Thermoelemente auf den Hüllrohrtemperaturverlauf und auf die Quenchzeit festgestellt werden, selbst nicht bei verformter Hülle. Es konnte kein Unterschied im Wiederbenetzungsverhalten von Brennstabsimulatoren mit Zircaloyhülle, die sich in Gegenwart gleichartig benetzender bzw. sehr viel später benetzender Simulatoren mit Inconelhülle befanden, festgestellt werden.

Der REBEKA-Materialtest sollte unter Bedingungen, die zu größtmöglichen Dehnungen führen (beim KVS physikalisch nicht möglich), zeigen, wie stark sich Zircaloy-Hüllrohre in einem Bündel maximal verformen können ("quadratische" Hüllrohre). Der Test wurde unter folgenden Versuchsrandbedingungen durchgeführt: Von einem Temperaturniveau (in axialer Mitte) von etwa 500°C wurde mit 20 W/cm auf 750°C aufgeheizt, dann die Leistung auf im Mittel etwa 1 W/cm heruntergeschaltet, um das Temperaturplateau bei praktisch stagnierender Dampfatosphäre einstellen zu können. Etwa 20 Sekunden nach Erreichen des Plateaus erfolgte die Innendruckaufgabe mit 69 bar. Die Temperatur und der Druck wurden während der ganzen Versuchsdauer nahezu konstant gehalten.

### Ergebnis der Tests:

- a) Verformungszeiten bis zum Bersten zwischen 3,5 und 7 Minuten.
- b) Relativ große Berstumfangsdehnungen zwischen 43 und 89%.
- c) Maximale Kühlkanalversperrung der inneren 9 Stäbe von nur 84% trotz
- d) ausgebildeter Koplanarität der maximalen Dehnungen.

Die deutlichen Unterschiede in den Verformungszeiten sind aufgetreten, obwohl die Temperaturen der inneren Stäbe im Mittel nur maximal 15 K voneinander abweichen. Dies zeigt den großen Temperatureinfluß auf das plastische Verformungsverhalten des Zircalloys.

Die relativ großen Berstumfangsdehnungen sind das Ergebnis gleichmäßiger Hüllrohrtemperaturverteilungen auf dem Umfang, hervorgerufen durch die praktisch adiabate und isotherme Versuchsführung. Die erzielte Koplanarität der maximalen Dehnungen ist versuchsbedingt, d.h. bündelgrößenabhängig und in diesem Experiment hervorgerufen durch Wärmeleitung über die Abstandshalter an die kältere Kastenwand. Dadurch entsteht ein geringes axiales Temperaturprofil von der Mitte zu den Abstandshaltern hin. Aufgrund der hohen Empfindlichkeit der Zircalloyverformung gegenüber der Temperatur beginnt die Verformung in axialer Mitte. Durch die sich verschwächende Wand nimmt die Spannung bei konstantem Druck zu, und da die Temperatur der sich verformenden Hüllen konstant bleibt, nimmt die Dehnungsgeschwindigkeit und damit die Dehnung lokal an der Stelle einmal begonnener Verformung weiter zu. Das axiale Temperaturprofil, zusammen mit dem beschriebenen Verstärkungseffekt, ist die Ursache für diese koplanare Dehnung im Bündel. Bei größeren Bündelanordnungen verringert sich die Koplanarität der Stellen maximaler Dehnungen. Geringste Temperaturungleichmäßigkeiten im Bündel vereiteln den Versuch, "quadratische" Hüllrohre im Bündel zu erzeugen, da dazu vollkommen synchrones Verformungsverhalten aller Hüllrohre im Bündelverband erforderlich ist.

### Geplante Weiterarbeit

- Einzelstabversuche zur Weiterentwicklung des Berstkriteriums (hoher Temperaturbereich, stilisierte Temperaturtransiente mit Temperaturplateau, Heliumatmosphäre).
- Theoretische Arbeiten zum Berstkriterium.
- 7x7 Stabbündelversuch mit Fluten zur Untersuchung des Einflusses der Bündelgröße.

06.01.10            Auswirkung von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung

06.01.10/04A      Flutexperimente mit blockierten Anordnungen

PNS 4239            (FEBA-Programm)

(P.Ihle, H.Kreuzinger, M.Politzky, K.Rust, H.Schneider; IRB)

### Durchgeführte Arbeiten

Fortsetzung der Versuchsserien mit dem 25-Stab-Bündel:

Abschluß der Serie VI mit zwei Blockaden auf verschiedenen axialen Höhen an 3x3 Stäben, d.h. 90%-Blockade unterhalb und 62%-Blockade oberhalb der Bündelmittenebene, auf der ein Abstandshalter angeordnet ist.

Laufende Auswertung und Transfer aufbereiteter Daten.

### Erzielte Ergebnisse

Die Serie VI gibt einen gewissen Aufschluß darüber, ob zwischen zwei Blockadeebenen ein Strömungstotraum entsteht, der dort, zumindest zeitweise, stark verminderte Kühlung zur Folge hat (s. REBEKA mit axial zwei Hüllrohrverformungsmaxima zwischen drei Abstandshalterebenen).

Zwei gegenläufige Effekte werden wirksam:

- Der Abstandshalter (AH) behindert über seine axiale Höhe die Querströmung vom Bypass (um beide Blockaden) in den Totraum zwischen den beiden Blockaden.
- Vor dem AH wird die Querströmung in den Totraum durch die Drosselwirkung des AH verstärkt; nach dem AH wirkt die bekannte Kühlungsverbesserung durch Turbulenzerhöhung und Tropfenzerstäubung.

Bei diesen Versuchen mit zwei Blockadeebenen tritt die höchste Hüllrohrtemperatur -im Vergleich zur unblockierten Anordnung- hinter der oberen Blockade (62%) auf. Trotz der vor der 62%-Blockade liegenden 90%-Blockade ist der Kühlmittelstrom durch die 62%-Blockade hindurch aber ausreichend, die simulierten Hüllrohrballons unter die Hüllrohrtemperaturen der unblockierten Umgebung zu kühlen und z.T. vorzeitig zu benetzen (ähnlich der Serie IV, 62%-Blockade allein). Nach der 90%- und vor der 62%-Blockade kompensiert der AH-Effekt die nach der 90%-Blockade ohne folgenden AH beobachtete Kühlungsverminderung

(vergl. Serie III, 90%-Blockade allein). Innerhalb der 90%-Blockade sind die Bedingungen und Temperaturen direkt vergleichbar mit den Ergebnissen der Serie III, lediglich die unterschiedliche axiale Höhe der Blockadeebenen ist anzumerken.

#### Geplante Weiterarbeit

Der Abschluß der Versuche mit Teilblockaden erfolgt Mitte 1981:

90%-Blockade an 3x3 Stäben mit unmittelbar nachfolgendem AH in Bündelmittenebene. In der zweiten Jahreshälfte folgen 3 Versuchsserien (unblockiert, alle Unterkanäle zu 62% bzw. zu 90% blockiert).

Diese Serien ermöglichen, zusammen mit den vorangegangenen, die durch den Wasseranteil bedingte Kühlungsverbesserung an Störstellen der Kühlkanäle im Vergleich zu einphasiger Strömung zu ermitteln. Der Vergleich erfolgt in Zusammenarbeit mit INR, Westinghouse und EPRI mit Hilfe des Rechencodes COBRA 4 i und der VEBA-Versuchsdaten. Er entspricht der FLECHT/SEASET Auswertung.

06.01.16            Untersuchungen zu kleinen Lecks und speziellen Transienten

06.01.16/01A      Langzeitkühlung im stark beschädigten Core

PNS 4250            (G.Hofmann; H. Schneider; IRB)

### Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurde an den drei Teilen der Durchführungsstudie, die noch nicht abgeschlossen ist, gearbeitet.

### Erzielte Ergebnisse

Ein ausgedehntes Schüttbett aus nicht angeschmolzenen Bruchstücken kann nur unter besonderen von der Zeit abhängigen Kühlbedingungen im Kern entstehen. Um unter konservativer Vernachlässigung des Strukturmaterialanteils die innere Geometrie eines Schüttbettes aus Brennstab-Bruchstücken zu definieren, wurden Siebanalysen von vorbestrahltem Brennstoff aus dem Vorhaben 06.01.08/04A, PNS 4237.1 verwendet, die eine Kerngrößenverteilung der Brennstoff-Bruchstücke zwischen 1 und 5 mm mit einem Maximum bei etwa 3 mm Maschenweite ergeben. Eine zusätzliche Schüttdichte-Messung dieses Brennstoffs wurde vorbereitet.

In der Literatur wurden keine Untersuchungen der Dryout-Leistungsdichte von Schüttbetten mit permeablem Boden gefunden. Versuche mit Schüttungen auf undurchlässigem Boden, die insbesondere für kleine Partikeldurchmesser und kleine Betthöhen durchgeführt wurden, lassen sich hier nicht anwenden, weil sie durch den Gegenstrom von Wasser und Dampf zu kleineren kritischen Leistungsdichten führen. Um ein Gefühl für die Größenordnung der Dryout-Leistungsdichte zu bekommen, wurde ein Vorversuch mit einem Bett aus 3 mm-Kugeln bei 60 mm Bettdurchmesser, bis zu 500 mm Betthöhe und typisch hydraulischen Randbedingungen vorbereitet.

Vorversuche haben gezeigt, daß die Herstellung eines induktiv heizbaren Brennstoffsimulators aus unregelmäßigen Bruchstücken für eine detaillierte Untersuchung der Kühlbarkeit aussichtsreich erscheint.

### Geplante Weiterarbeit

Im zweiten Halbjahr 81 sollen die Vorversuche zur Dryout-Leistungsdichte durchgeführt und die oben genannte Studie abgeschlossen werden. Danach ist über die Fortsetzung des Vorhabens zu entscheiden.

06.01.16/02A Out-of-pile Bündelexperimente zur Untersuchung  
/03A schwerer Kernschäden  
PNS 4251.1/2 (S.Hagen, A.Grünhagen, H.Malauscek, K.Hain, F.Brüderle,  
Th.Vollmer; IT/PC)

#### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Im Berichtszeitraum wurde ein Versuchsprogramm für die out-of-pile Experimente zum Severe Core Damage erarbeitet und der erste Entwurf für eine Versuchsmatrix angefertigt. Parallel zu diesen Arbeiten ist ein Vorschlag für die Versuchsanlage erstellt worden.

Um außer der Aufheizung des Bündels auch die Abkühlphase realistisch zu simulieren, ist in dem neuen Versuchsstand die Möglichkeit zum Fluten des Bündels (von unten) vorgesehen. Eine gute quantitative Beschreibung der Vorgänge soll durch eine ausreichende Instrumentierung ermöglicht werden.

#### Geplante Weiterarbeit

In der 2. Jahreshälfte 1981 soll das Versuchsprogramm mit den anderen international auf diesem Gebiet des Severe Core Damage arbeitenden Experimentatoren abgestimmt werden. Parallel dazu werden Vorversuche für die Instrumentierung und die Entwicklung der Teststäbe und anderen Einzelkomponenten der Versuchsanlage durchgeführt. 1982 soll mit der Detailplanung, Konstruktion und Beschaffung der neuen Versuchsanlage begonnen werden.

06.01.16/04A Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen Zry und  $UO_2$   
PNS 4253 bei schweren Kernschäden  
(P. Hofmann, P. Nikolopoulos, H. Schneider, K. Kurz,  
H. Metzger, E. Nold; IMF I)

#### Durchgeführte Arbeiten

Erste Experimente zur Ermittlung der Benetzung und der Auflösungsmechanismen von festem  $UO_2$  durch flüssiges Zircaloy im Temperaturbereich zwischen 1 800 und 2 200°C.

### Erzielte Ergebnisse

Das  $\text{UO}_2$  wird durch das flüssige Zircaloy nach kurzer Zeit nahezu spontan unter Bildung einer Dispersion aufgelöst. Eine mögliche Erklärung war, daß das geschmolzene Zircaloy das  $\text{UO}_2$  entlang der Korngrenzen angreift (benetzt), wodurch es zu einem Verlust der mechanischen Integrität des  $\text{UO}_2$  kommt. Entsprechende Experimente mit  $\text{UO}_2$  unterschiedlicher Korngröße ließen aber keinen Korngrenzenangriff des Zircaloy erkennen. Eine andere Erklärung für die  $\text{UO}_2$ -Auflösung erscheint daher sinnvoller. Von früheren Experimenten ist bekannt, daß die Benetzung von  $\text{UO}_2$  durch Zircaloy, neben der Temperatur, vom Sauerstoffgehalt des Zircaloy abhängt. Darüber hinaus ist bekannt, daß der Diffusionskoeffizient von Sauerstoff in unterstöchiometrischem  $\text{UO}_2$  erheblich größer ist als in stöchiometrischem  $\text{UO}_2$ . Es wird deshalb folgender  $\text{UO}_2$ -Auflösungsmechanismus angenommen: Zunächst ist die Benetzung des  $\text{UO}_2$  durch das sauerstoffarme Zircaloy gering. Infolge Sauerstoffaufnahme verbessert sich das Benetzungsverhalten des Zircaloy gegenüber dem  $\text{UO}_2$ ; gleichzeitig wird das  $\text{UO}_2$  zu  $\text{UO}_{2-x}$  reduziert. Durch Vergrößerung der Kontaktfläche zwischen dem  $\text{UO}_{2-x}$  und Zircaloy bei gleichzeitiger Zunahme der Sauerstoffdiffusionsgeschwindigkeit im  $\text{UO}_{2-x}$ . Bei den hohen Versuchstemperaturen ist das Uran flüssig und es führt deshalb bei einer bestimmten Uran-Konzentration im  $\text{UO}_{2-x}$  zu dem Verlust der mechanischen Stabilität des  $(\text{UO}_{2-x} + \text{U})$ -Phasengemisches. Der Brennstoff wird dann in der Zircaloysschmelze dispergiert.

### Geplante Weiterarbeit

- Fortführung der Schmelz- und Benetzungsexperimente.
- Glühexperimente zur Bestimmung der  $\text{UO}_2$ /Zircaloy-Reaktionskinetik

06.01.16/05A Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei langsamen  
PNS 4254 Transienten und schweren Kernschäden  
(S.Leistikow, R.Kraft, D.Jennert, H.v. Berg, G.Schanz,  
B.Bennek-Kammerichs; IMF II)

### Durchgeführte Arbeiten

Untersuchungen über die Kinetik und Morphologie der isothermen Wasserdampf-Oxidation von Zircaloy 4 im Temperaturbereich 600-1300°C während 5 - 1500 min.

### Erzielte Ergebnisse

Die kinetischen Untersuchungen waren im wesentlichen auf die Erscheinung des sog. Breakaway Effekts ausgerichtet und beinhalteten ergänzende Untersuchungen an insgesamt 80 Rohrabschnitten bei 600, 700, 800, 850, 900, 950, 1000, 1050, 1100, 1200 und 1300°C in Dampf.

Zur Versuchsdurchführung wurden die Proben im blank gebeizten Anlieferungszustand der Dampf-Oxidation unterworfen, die Gewichtszunahme wurde durch Differenzwägung bestimmt und der Endzustand durch Makrophotos und letztlich metallographische Untersuchungen näher analysiert. Nach den bisher vorliegenden Ergebnissen läßt sich folgern, daß der Übergang der Oxidschicht aus dem integren, haftfesten und schützenden Zustand, der einen Fortschritt der Oxidation gemäß einem kubischen Zeitgesetz erkennen ließ, in einer solchen gestörten Deckschichtstruktur mit beschleunigtem Verlauf der Sauerstoffaufnahme zu folgenden Zeitpunkten zu beobachten war

Reakt.Temperatur	Abschätzung des Zeitpunkts zu dem beschleunigter Reaktionsverlauf auftrag	Bis dahin erfolgte Massenzunahme
------------------	---	----------------------------------

(°C)	(min)	(mg/dm <sup>2</sup> )
800	15	83
850	45	210
900	360	618
950	60	580
1000	30	700

Einer Sauerstoffaufnahme von 100 mg/dm<sup>2</sup> entspricht dabei theoretisch die Bildung einer 6,7 mm starken ZrO<sub>2</sub>-Schicht. Eine Abschätzung der nach Überschreitung des Breakaway gültigen linearen Reaktionsgeschwindigkeitskonstanten k<sub>1</sub> ergab für 800 und 1000°C

<u>Temperatur</u> (°C)	<u>RGK(k<sub>1</sub>)</u> (mg/dm <sup>2</sup> ; min)
800	5,8
1000	16,7

Im Temperaturbereich 850-950°C wurde zwar eine Beschleunigung der Reaktion in Richtung auf ein parabolisches Zeitgesetz, jedoch kein Übergang zu einer linearen Gesetzmäßigkeit gemessen. Bei 1000°C tritt der Breakaway-Effekt nach  $\leq 30$  min und bei einer jedoch beträchtlich höheren Gewichtszunahme als im mittleren Temperaturbereich gemessen erneut auf, um bereits ab 1050°C wieder zu verschwinden und oberhalb den hier in Frage stehenden Versuchszeiten nicht wiederzuerscheinen.

Die Verschiebung des Breakaway-Punktes erfolgt also zu immer kürzeren Zeiten und höheren Gewichtszunahmen, zeigt jedoch im Bereich der  $\alpha/\beta$ -Zr-Umwandlung vor allem bei resp. oberhalb 850°C eine deutliche Unstetigkeit zu längeren Zeiten und höheren Gewichtszunahmen, die z.B. mit dem superplastischen Verhalten der metallischen Matrix unter geringer Verformungsgeschwindigkeit in Zusammenhang stehen könnte.

Metallographische Untersuchungen im Temperaturbereich 600 - 850°C zeigten den Zusammenhang zwischen der Kinetik der Oxidation und der Morphologie der Schichtbildung in ihren schützenden und später strukturdefekten Zuständen. Auch wurde der Wasserstoffgehalt einiger bei 650°C oxidierten Proben gemessen, um den möglichen Einfluß auf eine Verlagerung der  $\alpha/\beta$ -Umwandlungstemperatur und die Versprödung des Materials abzuschätzen. Tatsächlich tritt ein mit zunehmender Zeit ansteigender H<sub>2</sub>-Gehalt auf. So wurden nach 480 min bei 650°C etwa 7 At%H<sub>2</sub> gemessen.

#### Geplante Weiterarbeit

Ergänzende kinetische Untersuchungen > 1300°C. Bersttests an definiert oxidierten Rohrkapseln.

- 06.01.17            Untersuchungen zum Störfallverhalten fortgeschrittener  
                    Druckwasserreaktoren (FDWR)
- 06.01.17/03A      Brennstabverhalten eines fortgeschrittenen Druckwasser-  
PNS 4240            reaktors (FDWR) bei Kühlmittelverluststörfällen  
                    (F. Erbacher, W. Just, P. Schäffner, H. Schmidt, K. Wiehr; IRB)

#### Durchgeführte Arbeiten

- Entwicklung von elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren mit cosinusförmigem axialen Leistungsprofil
- Fertigung von 5 Prototyp-Brennstabsimulatoren
- Modifikation des Versuchsstandes für Einzelstabversuche
- Umbau der REBEKA-Versuchsanlage für 61-er Stabbündel von etwa 2 m beheizter Länge.

#### Erzielte Ergebnisse

Die oben genannten Arbeiten wurden erfolgreich abgeschlossen.

Mit den ersten experimentellen Ergebnissen ist frühestens Ende 1981 zu rechnen.

#### Geplante Weiterarbeit

- Fertigstellung von Brennstabsimulatoren
- Zusammenbau und Instrumentierung des 61-er Versuchsbündels
- Abschluß der Umbauarbeiten für den Einzelstabprüfstand sowie den Bündelversuchskreislauf
- Vorversuch an verkürzten Einzelstäben zur Deformation von glatten Stahlhüllrohren
- vorbereitende Tests zum Bündelversuch mit Fluten an 61-er Stabbündeln mit Zircaloy-Hüllrohren.

06.01.17/05A      Oxidationsverhalten von FDWR Edelstahl-Hüllrohren in  
PNS 4240.3        Wasserdampf  
(S. Leistikow; IMF II; G.Kerch, Universität Karlsruhe)

### Durchgeführte Arbeiten

Untersuchungen über die Kinetik der Wasserdampf-Oxidation von Rohrabschnitten des Werkstoffs Nr. 1.4970 bei 900°C - 1100°C während 2-6 Stunden.

### Erzielte Ergebnisse

Untersuchungen über Reaktionszeiten bis zu 6 Stunden ergaben folgende Resultate:

Temperatur	Reaktionszeit	gemessene Massenzunahme	berechnete korrodierte met. Schichtdicke
(°C)	(h)	(mg/dm <sup>2</sup> )	(µm)
900	2/4/6	414/552/654	13,5/18,0/21,3
1000	2/4/6	910/1150/1352	29,6/37,4/44,0
1100	- - 6	- - 2731	- - 88,8

Bei doppelseitiger Oxidation entspricht der letztgenannte Wert einem 35,5%igen Konsum der Rohrwandstärke.

Ein aus den bisherigen Messungen abzuleitendes, experimentell über längere Versuchszeiten jedoch noch zu bestätigendes Zeitgesetz könnte ein anfänglich parabolisches, später lineares, d.h. paralineares sein. Die erzeugten Oxidschichten sind schwarz bis stahlblau und von haftfestem Aufbau.

### Geplante Weiterarbeit

Fortsetzung der oxidationskinetischen Untersuchungen bei Temperaturen bis zum Schmelzpunkt von Edelstahl und über längere Versuchszeiten.

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

06.01.11/16A Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltprodukten  
PNS 4311 und Aerosolen in LWR-Containments  
(W. Schöck, H. Bunz, M. Koyro; LAF I)

#### Durchgeführte Arbeiten

Die Modellversion NAUA-Mod4 wurde fertiggestellt. Eine Option zur Berechnung der Aerosolablagerung im Ringraum wurde eingebaut.

Die Messungen des Transports latenter Wärme durch die Gas-Wand-Grenzschicht wurden begonnen. Die parallel laufende Entwicklung eines verbesserten Modells wird vom IVA durchgeführt.

Die Planung der NAUA-Verifizierung im großen Modellcontainment wurde zusammen mit Battelle, Frankfurt, begonnen. Battelle wird einen entsprechenden Antrag an das BMFT ausarbeiten.

#### Erzielte Ergebnisse

Im Rahmen einer realistischen Risikoanalyse zum Niederdruckkernschmelzen mit neuesten 'best estimate'-Daten wurden Aerosolverhaltensrechnungen mit NAUA-Mod4 durchgeführt. Dabei wurden erstmals auch Rechnungen für den Ringraum durchgeführt. Es ergab sich ein überraschend hohes Rückhaltepotential des Ringraums. Selbst unter Berücksichtigung der lückenhaften Annahmen über das Verhalten des Ringraums (Leckagen, Lüftungssystem, Filtersystem) kann eine erhebliche Reduktion des Aerosols erwartet werden. Dies ist überwiegend auf die Verdünnung der Leckage aus dem Containment in dem großen Ringraumvolumen zurückzuführen.

Es zeigt sich nun, im Gegensatz zu früheren Rechnungen ohne Ringraum, daß die in die Umgebung des KKW entweichende Aerosolmenge durch das Containmentversagen dominiert wird, insgesamt aber ein bis zwei Größenordnungen geringer ist als ohne Ringraum berechnet.

Die Messungen des Transports latenter Wärme an Wände wurden begonnen. Sie werden als Funktion der Temperatur, der Temperaturdifferenz, des Luft-Dampf-

Verhältnisses und geometrischer Parameter durchgeführt. Bis jetzt sind etwas mehr als 50 % der vorgesehenen Versuche abgearbeitet. Die Auswertung ist im Gange; Ergebnisse können erst nach Abschluß der ganzen Meßserie erwartet werden.

### Geplante Weiterarbeit

Vereinfachungen am NAUA-Code mit dem Ziel der Rechenzeiteinsparung stehen im Vordergrund der modelltheoretischen Arbeiten. Die Ergebnisse der laufenden Experimente werden dabei in den Code übernommen.

06.01.11/18A      Konstitution und Reaktionsverhalten von LWR-  
PNS 4314            Materialien beim Coreschmelzen  
(H. Holleck, G. Reiser, H. Schneider; IMF I)

### Durchgeführte Arbeiten

1. Thermogravimetrische Untersuchungen in inerter und oxidierender Umgebung an Te, Sb, Ba, Sr, Ag, Pd, Sn, TeO<sub>2</sub>, BaO, SrO.
2. Verdampfungs- und Wiederkondensationsversuche an Fissium im Temperaturbereich von 500 °C bis 1500 °C.

### Erzielte Ergebnisse

Zu 1. Verhalten der reinen Elemente und Verbindungen

	<u>inerte Bedingungen</u>	<u>oxidierende Bedingungen</u>
Te	starkes Abdampfen ab 600 °C	kein Abdampfen unterhalb 700 °C
TeO <sub>2</sub>	starkes Abdampfen ab 900 °C	starkes Abdampfen ab 900 °C
Sb	starkes Abdampfen ab 500 °C	sehr starkes Abdampfen ab 500 °C
Ba	geringfügiges Abdampfen ab 1000 °C	kein Abdampfen bis 1500 °C
BaO	kein Abdampfen bis 1500 °C	kein Abdampfen bis 1500 °C
Sr	-	kein Abdampfen bis 1500 °C
SrO	kein Abdampfen bis 1500 °C	kein Abdampfen bis 1500 °C
Ag	geringfügiges Abdampfen ab 1200 °C	geringfügiges Abdampfen ab 1200 °C
Pd	kein Abdampfen bis 1500 °C	kein Abdampfen bis 1500 °C
Sn	kein Abdampfen bis 650 °C	kein Abdampfen bis 650 °C

Zu 2. Die in einer speziell für Verdampfungs- und Wiederkondensationsversuche entwickelten Apparatur gemessenen Abdampfprodukte aus Fissium in Zry wurden sowohl hinsichtlich Zusammensetzung, als auch bezüglich der Menge analysiert. Die recht aufwendigen Analysenverfahren (RFA, AUGER, SIMS) sind noch im Gange. Es ergeben sich Zusammenhänge zwischen Menge und Art der Abdampfprodukte und Temperatur im Bereich zwischen 500 °C und 1500 °C.

### Geplante Weiterarbeit

Abdampfverhalten an Schmelzen und festen Proben mit unterschiedlichem Oxidationszustand in Abhängigkeit von Temperatur und Zeit zur Ermittlung des selektiven Abdampfens, vor allem aber der Untersuchungen an und Vergleich mit bestrahlten Proben.

06.01.11/19A      Materialkundliche Untersuchungen im Rahmen der BETA-  
PNS 4317          Experimente  
(A. Skokan, H.Janzer, G. Schlickeiser; IMF I)

### Durchgeführte Arbeiten

Untersuchungen an oxidischem Schmelzenmaterial aus verschiedenen Probenahmesonden, um deren Tauglichkeit zu testen.

### Erzielte Ergebnisse

Sonden aus Quarzglas eignen sich weniger gut für die Probenahme aus der Oxidschmelze, da sie mit dieser teilweise reagieren und dadurch die  $\text{SiO}_2$ -Bilanz (und damit die Bestimmung der Menge an gelöstem Beton) stören. Unter den verschiedenen Stahlsonden eignet sich die Sonde "Samp-O-Line" (Mandolinenform) am besten, sofern sie offen, d.h. ohne Durchschmelzverschluß, eingesetzt wird und die Eintauchzeit mindestens 10 sec beträgt. Die Viskosität der Oxidschmelze steigt mit zunehmender Betonauflösung und abnehmender Temperatur und behindert dadurch mit fortschreitender Versuchsdauer bei allen Sondentypen das Eindringen der Schmelze.

### Geplante Weiterarbeit

- Tiegelschmelzversuche an Beton + Oxid ( $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{ZrO}_2$  u.a.) + Stahl mit direkter Ankopplung der Stahlschmelze in einer leistungsstärkeren Apparatur.
- Metallkundliche Untersuchungen an thermischen Schmelzproben.
- Untersuchung alternativer Thermitreaktionen.

06.01.11/20A      Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung  
PNS 4315            von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen  
                      (H. Albrecht, H. Wild; IRCH)

### Durchgeführte Arbeiten

Die Freisetzungsversuche mit 30 g - 3 kg Corium, das schwach aktives Fissium ( $\text{UO}_2$ /Spaltproduktgemisch) mit einem simulierten Abbrand von ca. 40.000 MWd/t enthält, wurden mit einer Wasserdampf-Atmosphäre von 2 bar und Schmelzgutmassen von 150 - 250 g fortgesetzt. Im Vordergrund stand dabei das Ziel, Aussagen über die zu erwartende Maximalfreisetzung bis zum RDB-Versagen zu erhalten. Zu diesem Zweck wurde das Schmelzgut bei den meisten Versuchen relativ schnell (mit ca. 200 °/min) auf 2300 - 2400 °C aufgeheizt und dann zur Ermittlung von Freisetzungsraten für 10 - 20 min auf diesem Temperatur-Niveau gehalten.

### Erzielte Ergebnisse

- a) Die leichtflüchtigen Spaltprodukte I, Cs und Cd werden während der Aufheizphase bis spätestens 2400 °C vollständig freigesetzt, dasselbe dürfte für die hier nicht untersuchten Elemente Kr, Xe, Br und Rb gelten.
- b) Für die übrigen Spaltprodukte sowie für die Aktivierungsprodukte des Strukturmaterials und des Brennstoffs wurden folgende Freisetzungsraten ermittelt:

Element	R	Element	R
Ag	14.3	U	0.02
Te (Se)	7.1	Np (Pu, Am)	0.001
Sb	4.3	Fe	0.1
Ba (Sr)	0.05	Cr	0.08
Mo (Tc)	0.01	Co (Ni)	0.09
Ru (Rh, Pd)	0.001	Mn	1.0
Ce, Nd (La, Pr)	0.001	Sn	1.36
Zr (Y, Nb)	0.001		

Tab. 1: Freisetzungsraten R in (%/min) für T = 2400 °C in einer Wasserdampf-Atmosphäre von 2 bar

Mit diesen Freisetzungsraten kann man eine obere Grenze für die Aktivitätsfreisetzung ausrechnen, wenn man z.B. annimmt, daß sich der gesamte Zeit/Temperaturverlauf des Kerns durch eine Rechtecksfunktion ausdrücken läßt, bei der die Temperatur für 15 min den Wert von 2400 °C annimmt. Die freigesetzte Aktivität  $\Delta A(t)$  eines Nuklids ist dann

$$\Delta A(t) = A(t) \cdot e^{-\frac{R}{100} \cdot 15}$$

wobei A(t) die Aktivität des Nuklids zum Zeitpunkt t ist.

#### Geplante Weiterarbeit

- Abschluß der Versuche mit ca. 200 g Schmelzgut unter Wasserdampf:  
Bestimmung von Freisetzungsraten im Bereich 1800 - 2200 °C.
- Versuche mit Schmelzen von 1 - 2 kg Masse, auch unter Einbeziehung von Beton.

- 06.01.12            Untersuchungen zur Wechselwirkung von Stahlschmelzen  
mit Beton
- 06.01.12/14A        Ausbreitung von Stahlschmelzen im Beton - Bestimmung  
PNS 4325            der Schmelzfrontausbreitung  
(S.Hagen, A.Grünhagen, H.Malauscek, K.P.Wallenfels; IT)

#### Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurde die Entwicklung und Erprobung der Meßverfahren für die Bestimmung der Temperaturverteilung, des Feuchtigkeitsverhaltens und der Schmelzfrontausbreitung fortgesetzt. Hierfür wurden wieder Thermit-schmelzversuche mit 100 kg Thermit in US-Geometrie (100 cm Höhe, 60 cm  $\emptyset$ ; Kaverne: 50 cm Tiefe, 40 cm  $\emptyset$ ) durchgeführt.

In diesen Versuchen wurde die Verwendung von Thermoelementen und Feuchte-fühlern und ihre Positionierung mit Hilfe von Quarzstäben weiter erprobt. Insbesondere wurde der gegenseitige Einfluß von dicht nebeneinander einbeton- nierten Thermoelementen und die Funktionsfähigkeit von verschiedenen Feuchte- fühlern getestet.

Parallel dazu wurde der erste Vorversuch mit einem Tiegel in BETA-Geometrie (300 mm Höhe, 110 cm  $\emptyset$ ; Kaverne: 177 cm Tiefe, 38-80 cm  $\emptyset$ ) mit 600 kg Thermit durchgeführt. Hierbei sollten Erfahrungen für die Anwendung der Meßverfahren unter Berücksichtigung des merklich größeren Volumens des BETA-Tiegels gewon- nen werden.

Bei der Herstellung der Tiegel für die Versuche im 2. Halbjahr 1981 wurde bei der Instrumentierung der Schwerpunkt auf die Erprobung von Hochtemperatur- thermoelementen gelegt. Ziel ist es, durch die Verwendung von W-Re-Thermo- elementen die Temperaturmessung auch dann noch zu ermöglichen, wenn die Schmelzfront das Thermoelement erreicht hat.

#### Erzielte Ergebnisse

Die durchgeführten Vorversuche haben gezeigt, daß die benutzten Ni-Cr-Ni- Thermoelemente und ihre Kombination mit Feuchtefühlern als Doppeldetektoren geeignet sind, den Temperatur- und Feuchteverlauf im Beton zu bestimmen. Das Vordringen der Schmelzfront zeigt sich am Versagen der TE und am Kurzschluß der Feuchtefühler.

Bei den Tests zur gegenseitigen Beeinflussung dicht nebeneinander liegender Thermoelemente konnte eine gegenseitige Störung der Meßergebnisse nicht nachgewiesen werden. Feuchtefühler, bei denen die Elektrode in vorgefertigten Betonwürfeln eingebracht wurde, zeigen die gleichen Meßergebnisse wie Feuchtefühler, deren Elektroden direkt in den Tiegelbeton hineinragen.

Bei den Versuchen hat sich die Verwendung von Quarzstäben für die Positionierung der Detektoren in den verschiedenen Anordnungen als zweckmäßig erwiesen. Diese Methode kann auch bei den sehr viel größeren Dimensionen des Betontiegels angewandt werden. Hier hat sich die Verspannung der Quarzstabgebilde am Kern als geeignet erwiesen. Damit ist der unmittelbare Bezug auf die Kavernenwandung gewährleistet. Bei der Herstellung des Tiegels ist es wegen der großen Betonmenge (ca. 5 to) notwendig, die Glasstabgebilde vor dem einfallenden Beton zu schützen.

#### Geplante Weiterarbeit

Für die Auflösung des Betons ist der Temperaturverlauf in der an den Boden angrenzenden Schmelzschicht von Bedeutung. Experimentell ist es schwierig, Temperaturfühler in der Schmelze funktionstüchtig zu halten. Wenn die in den Tiegeln für die nächste Versuchszeit eingebauten relativ preisgünstigen W-Re-Thermoelemente mit Quarz-Schutzrohr keine befriedigenden Ergebnisse bringen, müssen weitere Hochtemperatur-Thermoelemente mit anderen Mantelmaterialien erprobt werden.

06.01.12/15A Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen  
PNS 4223 und Beton  
(D.Perinić, R.Döbele, W.Höhn, B.Kammerer, W.D.Klotz,  
H.Lukitsch, A.Mack, N.Paroth, D.Zimmerlin, U.Kirchhof; IT)

#### Durchgeführte Arbeiten

Die Arbeiten zu

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,

4. Koordination der Baumaßnahmen einschl. des Genehmigungsverfahrens

wurden weitergeführt.

### Erzielte Ergebnisse

Zu 1: Die Werksplanung für den elektischen und mechanischen Teil der BETA-Anlage wurde weitgehend abgeschlossen. Die Planungszeichnungen wurden zur Fertigung freigegeben.

Aufgrund der Ergebnisse eines Vorversuchs mit 1000 kg Thermitschmelze mußte die Thermitgießanlage geändert werden. Außerdem wurde eine Absaugkabine zum Schutz der Umgebung vor Rauch und Schmelzauswurf mit einem Nachtrag bestellt.

Die wegen der verzögerten Fertigstellung der Versuchshalle erforderliche Zwischenlagerung der Anlagenkomponenten und die Auswirkungen auf die Gewährleistung wurden mit dem Anlagenlieferer abgeklärt.

Zu 2: Die Planungszeichnungen der Tauchsondenanlage wurden erstellt. Die Wasser- und Gaskühlkreisläufe des Sichtperiskops für Film- und Fernsehkamera wurden instrumentiert und in Vorversuchen getestet. Die beiden Pyrometerperiskopkühler wurden am 7.5.1981 abgenommen. Für den optischen Teil erfolgte die Abnahme am 26.4.1981.

Für die Massenbilanzierung wurde eine Waage mit einer Meßgenauigkeit von  $\pm 1$  kg spezifiziert und ausgeschrieben.

Der Meßbereich der Tiegelmeßmaschine wurde entsprechend der Änderung der Tiegelgeometrie vergrößert.

Zu 3: Vier BETA-Vorversuche sind im Berichtszeitraum durchgeführt und weitere vorbereitet worden. Drei Versuche mit den Tiegelabmessungen 60 cm Außendurchmesser, 100 cm Höhe mit 100 kg-Thermitschmelzen wurden durchgeführt. Der erste Versuch mit einem Tiegel in BETA-Geometrie mit 600 kg im Tiegel hergestellter Thermitschmelze hat am 10.4.1981 stattgefunden. Erste Ergebnisse wurden in Quick-Look-Übersichten für jeden Versuch zusammengestellt. Die Ausschreibung zur Herstellung der Metallform und Transportvorrichtungen für die rund 6 t schweren BETA-Referenztiegel konnte abgeschlossen werden. Um die Zeit bis zur Verfügbarkeit der Metallform zu überbrücken wurde die Herstellung von BETA-

Referenzriegeln mit verlorener Schalung in Angriff genommen. Die ersten zwei Tiegel sind inzwischen aus Reaktorbeton mit weiterentwickelter Bewehrung hergestellt worden.

Zu 4: Nach Klärung der Standortfrage im Zusammenhang mit dem Explosionsschutz benachbarter Gebäude wurde unter Berücksichtigung aller verfahrenstechnischer Erfordernisse ein kostenmäßiges Minimalkonzept der Halle einschließlich des Energieversorgungsgebäudes bis zur Genehmigungsreife entwickelt. Die Planungsarbeiten befinden sich nunmehr in der Bauantragsphase.

#### Geplante Weiterarbeit

Weiterverfolgung der oben genannten Arbeiten.

06.01.12/17A      Hydrodynamische und thermische Modelle zur Wechselwirkung  
PNS 4331            einer Kernschmelze mit Beton  
                      (M. Reimann, S. Stiefel; IRB)

#### Durchgeführte Arbeiten

- Weiterentwicklung von Modellen in WECHSL
- Weiterarbeit an einem instationären Betonzerstörungsmodell
- WECHSL-Rechnungen für die Auslegung der BETA-Anlage

#### Erzielte Ergebnisse

Die Arbeiten für das Eindringen der Kernschmelze in das Betonfundament bei Temperaturen in der Nähe des Erstarrungspunktes der Metall- bzw. Oxidphase wurden fortgesetzt. Für die Modellierung der Krustenbildungsphase wird in einem ersten Schritt angenommen, daß dünne Krusten den Gasdurchgang durch die Schmelze noch nicht behindern, wodurch die Wärmeübergangsmodelle für die flüssigen Phasen noch ungestört erhalten bleiben. Erst bei Überschreitung einer bestimmten Krustendicke wird der Gasdurchtritt durch die Schmelze behindert und somit der Wärmeübergang reduziert. Ein kontinuierlicher Übergang von der gasgetriebenen Konvektion zur freien Konvektion wird erwartet.

Einzelheiten dieses vorläufigen Modells, wie die Festlegungen der Krustendicke für die beginnende Behinderung des Wärmeübergangs und der Krustendicke für die vollständige Verhinderung des Gasdurchtritts, müssen noch durch Modellexperimente (PNS 4334) geklärt werden.

Das Programm SYMROT zur Berechnung der instationären Wärmeleitung mit Phasenwechsel wurde durch Vergleich von Rechenergebnissen mit vorliegenden analytischen Lösungen überprüft. Die Entwicklungsarbeiten für die transiente Betonzerstörung und die Ankopplung an den WECHSL-Code wurden im Berichtszeitraum abgeschlossen.

Im Zuge der Entwicklungsarbeiten für die BETA-Anlage soll für die Abnahme der Anlage durch den TÜV der Nachweis erbracht werden, daß die Druckbelastung der Haube gewisse Grenzwerte nicht überschreitet. Die Gasentwicklung durch die Betonzerstörung bei einem BETA-Versuch mit maximalen Schmelzmassen und mit maximaler induktiver Beheizung der Schmelze wurde mit WECHSL berechnet. Für die Haube und die Abgasstrecke wurde ein Modell entwickelt, das den Druckaufbau unter Berücksichtigung der in die Haubenstruktur eingespeicherten Wärme berechnet. Mit diesen Grundlagen wurde der notwendige freie Querschnitt für die Abgasstruktur festgelegt. Die Berechnungen für BETA-Vorversuche erbrachten befriedigende Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen.

#### Geplante Weiterarbeit

Weiterentwicklung der physikalischen Modelle in WECHSL.

Voraus- und Nachrechnung von Simulationsexperimenten.

Weitere Berechnungen für die Auswirkungen eines KSU.

06.01.12/18A      Modellentwicklungen zur analytischen Beschreibung von  
PNS 4334          Kernschmelzenunfällen  
                  (H. Alsmeyer, K. Dres; IRB)

#### Durchgeführte Arbeiten

- Modellexperimente zum Strömungs- und Wärmeübergangsverhalten an einem verbesserten Betonsimulator.
  
- Modellexperimente zum Erstarrungsverhalten einer metallischen Schmelze.

### Erzielte Ergebnisse

Die Modellexperimente zum Wärmeübergangsverhalten einer heißen Schmelze in Kontakt mit Reaktorbeton wurden unter Verwendung des 2-komponentigen Betonsimulators fortgeführt. Dabei wurden für waagerechte und senkrechte Platten der Kugeldurchmesser der simulierten Zuschlagstoffe und die Temperatur des Schmelzbades variiert.

Die Experimente zeigen, daß bei kleineren Kugeldurchmessern (ca. 5 mm) die Ausbildung eines geschlossenen Gasfilmes wesentlich begünstigt ist. Jedoch liegt der Wärmeübergang deutlich über dem Wert bei völlig ebenen Trockeneis-Platten und entspricht etwa dem Wärmeübergang an "rauhem" Trockeneis-Platten. Dies ist verursacht durch die mit dem Aufbau des Betonsimulators gekoppelte Inhomogenität der Oberfläche, die durch das erleichterte Abströmen der gasförmigen Zersetzungsprodukte einen dünneren Gasfilm sowie erhöhte Turbulenz bewirkt. Wie auch vom Filmmodell her bekannt, nimmt die Wärmeübergangszahl an horizontalen und senkrechten Wänden mit der Badtemperatur zu.

Die Untersuchung der Krustenbildung bei Verwendung eines horizontalen Betonsimulators zeigte starke Reduktion des Wärmeüberganges mit Einsetzen der Krustenbildung. Die aus dem Betonsimulator freigesetzten gasförmigen und flüssigen Zersetzungsprodukte strömen durch in der Kruste verbleibende Löcher nach oben ab. Der Wärmeübergang wird bestimmt durch Wärmeübergang des Flüssigkeitsbades an der Kruste, Wärmewiderstand der Kruste sowie Wärmewiderstand des Gas/Flüssigkeitspalt zwischen Kruste und Betonsimulator.

Die Krustenbildung an der senkrechten Platte beginnt zunächst im laminaren Strömungsbereich an der Plattenunterkante und setzt sich von da an aufwärts fort. Diese Kruste ist völlig geschlossen. Abströmen der Zersetzungsprodukte des Betonsimulators erfolgt im Spalt zwischen Kruste und Simulatorplatte in der Weise, daß die Produkte nach oben ausgetragen werden.

Das Erstarrungsverhalten, das zunächst an Wasser als Modellflüssigkeit studiert wurde, wurde auch hinsichtlich der Gültigkeit bei metallischen Schmelzen untersucht. Experimente mit erstarrendem Quecksilber, das über Trockeneis geschichtet wurde, zeigen ebenfalls schnelle Krustenbildung, danach starke Reduktion des Wärmeüberganges und langsam fortschreitendes Krustenwachstum bis zur Erstarrung.

Geplante Weiterarbeit

Fortführung der Untersuchungen zum Wärmeübergang an Beton mit Hilfe von Modellexperimenten, insbesondere zum Wärmeübergang bei gleichzeitiger Krustenbildung.

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4400 - Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und  
Reduktion der Strahlenbelastung

06.01.14 Abluftfilterung an Reaktoren

06.01.14/10A Bestimmung der  $^{131}\text{I}$ -Komponenten in der Ab- und  
PNS 4414 Fortluft von Siedewasserreaktoren  
(H. Deuber; LAF II)

Durchgeführte Arbeiten

a) Installation von Einrichtungen zum Betrieb von diskriminierenden Iodsamm-  
lern in allen Hauptabluft- und Fortluftströmen des SWR 4:

- Spülluft
- Reaktorgebäudeabluft
- Reaktorgebäudeabluft (Aufbereitungstrakt)
- Betriebsgebäudeabluft
- Digestorien- und Gloveboxabluft
- Maschinenhausabluft
- Kaminfortluft

Abschluß dieser Arbeiten im I. Quartal 1981

b) Betrieb von diskriminierenden Iodsammlern in den genannten Ab- und Fortluft-  
strömen seit Ende des I. Quartals 1981.

Erzielte Ergebnisse

Nachweisgrenze für  $^{131}\text{I}$  (ca.  $10^{-15}\text{Ci/m}^3$ ) in allen Ab- und Fortluftströmen über-  
schritten. Quantitative Auswertung läuft.

Geplante Weiterarbeit

Fortsetzung der Messungen mit diskriminierenden Iodsammlern im genannten Umfang  
(1 Jahr).

06.01.14/11A Entwicklung und Verbesserung von Abluftfiltern  
PNS 4415 für Störfallbedingungen  
(H.G. Dillmann, V.Rüdinger, H.Pasler, T.Tran Anh; LAF II)

### Durchgeführte Arbeiten

1. Ermittlung der Belastung von Unfallabluftfilteranlagen nach schweren Störfällen:

Die Ergebnisse der durchgeführten Abschätzungen zur Belastung von Filteranlagen bei Störfällen und Unfällen können durch Berücksichtigung von Rechen-codes zum Aerosolverhalten im Sicherheitsbehälter weiter präzisiert werden, um überhöhte Konservativitäten abzubauen. Es wurde damit begonnen, die Belastungsrechnungen unter Einführung von Daten, die mit dem im KfK entwickelten NAUA-Code zum Aerosolverhalten im Sicherheitsbehälter unter Unfallbedingungen erhalten wurden, weiterzuführen.

2. Ermittlung der mechanischen Festigkeit und des Abscheidegrades neuentwickelter Schwebstofffilter auf der Basis von Metallfasern. Durchführung entsprechender parametrischer Untersuchungen:

Die laufenden Untersuchungen an Prototypschwebstofffiltern mit Metallfaser-matten wurden mit weiteren Messungen zum Abscheideverhalten weitergeführt. Aufgrund des ersten Versuchs zur Speicherkapazität wurde eine einfache Appa-ratur geplant, die es erlaubt, Beladungen im größeren Bereich als bisher durchzuführen.

### Erzielte Ergebnisse

Zu 1: Die Arbeiten befinden sich im Stadium der Programmentwicklung.

Zu 2: Die getesteten Metallfaserpackfilter weisen je nach Anströmgeschwindigkeit von 3,5 bis 35 cm/s Abscheidegrade von 99,996 bis 99,75% auf, gemessen mit Uranin als Testaerosol mit einem mittleren Teilchendurchmesser von 0,1 µm. Die Prüfapparatur zur Ermittlung der Speicherkapazität ist im Aufbau.

### Geplante Weiterarbeit

Zu 1: Die Arbeiten werden weitergeführt mit dem Ziel, realistischere Daten zu den Belastungen von Unfallabluftfilteranlagen nach Kernschmelzen zu erhalten.

Zu 2: Ziel der weiteren Arbeiten zur Entwicklung der Schwebstofffilter mit Metallfaserpacks ist die Optimierung hinsichtlich der Abscheideleistung bei reduziertem Druckverlust sowie die Erhöhung der Speicherkapazität. Zusätzlich soll noch die Abscheidewirkung von Keramikfasermatten für Hochtemperaturfilter untersucht werden.

06.01.14/12A Studium des Verhaltens von Schwebstofffiltern unter hoher  
PNS 4416 Temperatur, Luftfeuchte und erhöhtem Differenzdruck  
(V. Rüdinger, T. Tran Anh; LAF II)

### Durchgeführte Arbeiten

1. Entwicklung und Einsatz eines Abscheidegradprüfverfahrens für hohe Temperaturen und hohe relative Feuchten:  
Zur Massenkonzentrationsmessung wurden verschiedene Präparationsmethoden der ICP-Analytik sowie die Methode der Aktivierungsanalyse mit Reaktorneutronen erprobt.
2. Verbesserung der Feuchtemeßtechnik und Untersuchung des Druckverlustes von Schwebstofffiltern unter hoher relativer Feuchte:  
Die Differenzdruck- und Feuchtemeßtechnik wurde überarbeitet und die Beschaffung eines IR-Absorptionsgerätes zur genauen Feuchtemessung veranlaßt. Untersuchungen zum Druckverlustverhalten wurden wieder aufgenommen.
3. Prüfung und Belastbarkeit von Schwebstofffiltern gegenüber erhöhtem Differenzdruck unter Raumlufumbedingungen:  
Eine zweite Testserie zur Differenzdruckbelastbarkeit handelsüblicher Schwebstofffilter sowie verbesserter Prototypen unter Raumlufumbedingungen wurde vorbereitet. Mit der Durchführung am Los Alamos National Laboratory wurde zum Ende des Berichtszeitraums begonnen.
4. Planung und Bau einer Prüfanlage zur kombinierten Beanspruchung von Schwebstofffiltern durch erhöhten Differenzdruck, hohe rel. Feuchte und/oder hohe Temperatur:  
Auf der Grundlage des abgeschlossenen Konzeptes für die Anlage zur Filterprüfung unter Differenzdruckbelastung, BORA, wurde die Vorplanung durchgeführt, die Komponenten dimensioniert und ausschreibungsreife Unterlagen erarbeitet. Die Planung für die erforderliche Prüfstandshalle wurde durchgeführt.

### Erzielte Ergebnisse

Zu 1: Die Nachweisgrenze der ICP-Technik liegt für Cr bei 0,5 µg. Der Nachweis von Cr, Ti, V ist mit Hilfe der Aktivierungsanalyse mit Reaktorneutronen in ng-Mengen möglich. Die Blindwerte der Kernporenfilter für o.g. Elemente betragen etwa 50 ng und erlauben somit die genaue Messung der reinluftseitigen Massenkonzentration von minimal etwa 500 ng. Diese Technik erwies sich jedoch als sehr aufwendig und zeitraubend.

Zu 2: Die Untersuchungen dauern an.

Zu 3: Die Testserie wurde begonnen.

Zu 4: Alle planerischen Vorbereitungen zum Bau der Anlage BORA zur Filterprüfung unter Differenzdruckbelastung sind abgeschlossen.

### Geplante Weiterarbeit

Zu 1: Die Arbeiten zur Massenkonzentrationsmessung werden unter Einbeziehung der RFA weitergeführt mit dem Ziel, eine schnelle Methode zu entwickeln.

Zu 2: Das Studium des Druckverlustverhaltens unter der Einwirkung hoher Feuchte wird weitergeführt. Das IR-Feuchtemeßgerät wird an den Prüfstand TAIFUN angepaßt und geeicht.

Zu 3: Die zweite Testserie am Los Alamos National Laboratory wird abgeschlossen und ausgewertet.

06.02. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON WIEDERAUFARBEITUNGS-  
ANLAGEN

PNS-Teilprojekt 4500 - Sicherheit der Wiederaufarbeitung

06.02.01 Störfallanalysen für die große Wiederaufarbeitungs-  
anlage (WAA)

06.02.01/07A Störfallablaufanalyse für die Auflöserabgasreinigung  
PNS 4513 der großen Wiederaufarbeitungsanlage  
(S.Fenyi, K.Nagel, G.Weber, H.Wenzelburger; IDT)

Durchgeführte Arbeiten

- Untersucht wurde der Anlagenteil REDUKTION, in dem die störenden Verbindungen  $O_2$  und  $NO/NO_2$  durch katalytische Reduktion aus dem Abgasstrom entfernt werden sollen.
- Unter der Annahme des Verbundbetriebes aller Anlagenteile wurden die Auswirkungen des Ausfalls von Grob- und Feinabscheider in PASSAT qualitativ untersucht.
- Es wurde begonnen, Rechenprogramme für Mikroprozessoren zur Erzeugung von Zufallszahlenreihen mit großer Periode und kurzer Rechenzeit zu erstellen.

Erzielte Ergebnisse

Mögliche Störfälle im Anlagenteil REDUKTION sind:

- Vorheizung des Produktgases zu gering
- $H_2$ -Konzentration zu hoch
- $H_2$ -Konzentration zu niedrig
- Verdünnung zu schwach, d.h. Überhitzung des Katalysators
- Katalysator vergiftet.

Die Ausfälle von Grob- und Feinabscheider in PASSAT führen nicht unmittelbar zur Freisetzung von Radionukliden über KRETA. Von größerer Bedeutung sind dann jedoch Störfälle zwischen den Abscheidern und den Krypton-Trennkolonnen, denn ein großer Teil des Jods und der Aerosole befinden sich in diesen Teilen der Abgasstrecke.

Geplante Weiterarbeit

- Physikalische Modellierung der einzelnen Filter von PASSAT und ihre Auswertung in einem dynamischen Barrierenmodell.
- Weitere Untersuchungen der Einsetzbarkeit verschiedener Verfahren zur Erzeugung von Zufallszahlenreihen in Mikroprozessoren unter Berücksichtigung von Perioden und Rechenzeit.

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

06.03.01/06A Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens  
PNS 4812 von Pu, Am und Cm in der Umwelt  
(H.Schüttelkopf, M.Pimpl, G.Hefner, J.Hiller; HS)

Durchgeführte Arbeiten

1. Die Entwicklungsarbeiten zur automatisierten Trennung von Pu, Am und Cm mittels HPLC wurden weitergeführt.
2. Die Emissionen von Pu mit Abgas und Abwasser aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe wurden monatlich gemessen.
3. Laub- und Bodenproben aus der Umgebung der WAK wurden auf Pu analysiert.
4. Die Adsorption und Desorption von Pu, Am und Cm an 8 verschiedenen Kulturböden aus überstehenden Lösungen unterschiedlichen Gehaltes an Komplexbildnern wurden untersucht.

Erzielte Ergebnisse

1. Die Abtrennung und Aufkonzentrierung von Pu, Am und Cm von den Matrixelementen der Umgebungsproben mit einer Chromatographiesäule wurde erreicht. Die Optimierung des Verfahrens und die Anwendbarkeit dieser extraktionschromatographischen Methode auf alle interessierenden Probematerialien muß noch durchgeführt werden, bevor eine Kopplung mit dem bereits ausgearbeiteten Trenn- und Bestimmungsverfahren für Pu, Am und Cm erfolgen kann.
2. Die Depositionsgeschwindigkeit von Aerosolen in der 2. Hauptwindrichtung der WAK wurde bestimmt. Unter Verwendung der Pu-Deposition in der obersten Laub- bzw. Bodenschicht an ungestörten Bodenhorizonten und unter Benützung der lokal in der Luft gemessenen Pu-Konzentration wurde eine Gesamtdepositionsgeschwindigkeit für die Pu-Emissionen der WAK und das Fallout-Plutonium gemessen.

### Geplante Weiterarbeit

Die Arbeiten zur automatischen Trennung mittels HPLC werden fortgesetzt, ebenso die Messung der Freisetzungen aus der WAK und die Bestimmung der Aktinidenkonzentration in der Umgebung der WAK. Neben der Durchführung von Laborexperimenten zur Erhöhung der Mobilität von Aktiniden im Boden wird mit der Messung von Transferfaktoren begonnen.

06.03.02            Untersuchung zum atmosphärischen Ausbreitungsverhalten  
nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich

06.03.02/10A      Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver  
PNS 4822            Schadstoffe im regionalen Bereich (über 15 km Entfernung)  
( W. Hübschmann, H. Schüttelkopf; HS )

### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Aufgrund der Erfahrungen mit der Herstellung einer Transpondervorserie wurde eine zweite Transponder-Testserie im Auftrag des KfK entwickelt. Diese Serie von fünf Stück wurde termingemäß fertiggestellt und im Mai getestet. Allerdings beschränkten sich diese Tests auf das stationäre Anpeilen über Entfernungen bis 19 km ohne Sichtverbindung. Wegen eines Dauerregens konnten während drei Tagen keine Testflüge durchgeführt werden. Die stationären Versuche verliefen zufriedenstellend.

### Geplante Weiterarbeit

Nach weiteren, voraussichtlich endgültigen Transpondertests ist die Teilnahme am PUKK - Projekt Untersuchung des Küstenklimas - an der Nordseeküste im September 1981 mit einer Tetraon-Flugserie geplant.

06.03.02/11A    Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver  
PNS 4823        Schadstoffe im lokalen Bereich (bis 15 km Entfernung) bei  
Emissionshöhen  $\geq$  100 m  
(.W. Hübschmann, H. Schüttelkopf; HS )

#### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Es wurden Reparaturen an dem für den Ausbreitungsversuch (Nr. 74) in ISPRA demontierten Verdampfer vorgenommen und anschließende Tests zur Funktion des Verdampfers mit Messung der Untergrund-Konzentration in der unmittelbaren Umgebung des Mastes durchgeführt. Diese Tests zeigten eine einwandfreie Funktion des Verdampfers.

Die Ausbreitungsversuchsserie bei der Ausbreitungskategorie A und Emissionshöhen von 160 und 195 m war noch zu ergänzen. Die Versuche bei dieser - meist windschwachen - Kategorie sind wegen der großen Windrichtungsschwankungen besonders schwierig. Im Juni 81 wurde ein weiterer derartiger Versuch durchgeführt. Es herrschte die Ausbreitungskategorie A.

#### Geplante Weiterarbeit

Die Ausbreitungsversuche mit Emissionshöhen von 160 und 195 m werden abschließend ausgewertet.

06.03.02/12A    Ausbreitungsmodelle für besondere meteorologische  
PNS 4824        Situationen  
(W. Hübschmann, H. Schüttelkopf; HS)

#### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Es wurde ein Puff-Modell entwickelt, welches die Konzentrationsverteilung eines Schadstoffes berechnet, der sich von einer Punktquelle ausgehend ausbreitet, während sich diese auf einer gekrümmten Bahn fortbewegt. Dieses Modell ist geeignet für Situationen mit sich ändernder Windrichtung, wie u.a. bei windschwachen Lagen.

### Geplante Weiterarbeit

Das genannte Modell wird an den Ergebnissen geeigneter Ausbreitungsversuche getestet. Es werden Ausbreitungsversuche zunächst bei windschwachen Lagen durchgeführt.

06.03.02/13A    Untersuchung meteorologischer Fernmeßmethoden auf ihre Ver-  
PNS 4825        wendbarkeit für Messungen in der atmosphärischen Grenzschicht  
                  ( W. Hübschmann; HS )

### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Es wurden zwei Doppler-SODAR-Systeme auf die Möglichkeit der Aufstellung auf der meteorologischen Wiese hin geprüft. Doppler-SODAR-Systeme eröffnen die Möglichkeit, die notwendigen meteorologischen Messungen an einem Kernkraftwerksstandort auch ohne einen Meßmast durchzuführen.

### Geplante Weiterarbeit

Aufstellung eines Doppler-SODAR-Systems auf der meteorologischen Wiese und mindestens einjährige Speicherung der vollständigen Meßdaten. Nachfolgende Auswertung in Relation zu den Mastmessungen.

06.03.02/14A    Modellierung des weiträumigen Schadstofftransports  
PNS 4826        (G. Halbritter, G. Neumann-Hauf; AFAS)

### Durchgeführte Arbeiten

Im Rahmen der übergeordneten Zielsetzung wurden Modelle zur Berechnung des atmosphärischen Schadstofftransportes im mesoscaligen Bereich untersucht hinsichtlich

- ihrer modellspezifischen Annahmen
- ihres Anwendungsbereiches
- ihrer Verfügbarkeit sowie
- der Verfügbarkeit der notwendigen Eingabedaten.

Atmosphärische Transportmodelle lassen sich grob in empirische, semi-empirische und komplexe numerische Modelle einteilen. Empirische Modelle basieren auf beobachteten und statistisch analysierten Zusammenhängen zwischen Emissionen und Immissionen und erfordern somit langjährige aufwendige Messungen im Anwendungsgebiet. Komplexe numerische Modelle dagegen beruhen auf den thermo-hydrodynamischen Grundgleichungen der Physik. Die Integration dieser nichtlinearen partiellen Differentialgleichungen 1. Ordnung erfordert die geschickte Formulierung von Randbedingungen und mit den Gleichungen verträglichen Anfangsdatenfeldern sowie einen erheblichen Rechenaufwand. Modelle dieses Typs unterscheiden sich in ihrer Komplexität, der physikalischen Betrachtungsweise atmosphärischer Vorgänge sowie den verwendeten numerischen Verfahren. Semi-empirische Modelle versuchen die Vorteile der zuvor erwähnten Modelltypen zu vereinigen, um möglichst verlässliche Aussagen zur Immission auf der Basis verfügbarer Daten routinemäßig erstellen zu können. Trajektorien- bzw. Lagrangesche Puffmodelle, die zu diesem Typ gehören, beschreiben den Transport einer Freisetzung mit der mittleren atmosphärischen Strömung, Schadstoffdiffusion und ggf. Schadstoffumwandlung sowie die Ablagerung des Schadstoffes am Boden mit Hilfe einfacher analytischer Ansätze auf der Basis routinemäßig erfaßter meteorologischer Daten.

### Erzielte Ergebnisse

Im Rahmen der o.g. anwendungsbezogenen Zielsetzung erscheint der Einsatz von Trajektorienmodellen aufgrund der gegebenen Datenverfügbarkeit, der kurzfristigen Einsetzbarkeit sowie eines vergleichsweise geringen Bedarfs an Rechenzeit empfehlenswert. Unter den untersuchten Modellen dieses Typs zeichnet sich das MESOS-Modell, das am Imperial College, London, entwickelt wurde, durch seine "quasi dreidimensionale" Behandlung der Atmosphäre aus. Das Modell eignet sich sowohl zur Modellierung kontinuierlicher Emissionen und der Berechnung mittlerer Schadstoffexpositionen als auch zur Modellierung störfallbedingter kurzzeitiger Freisetzungen und der Vorhersage möglicher Expositionen im regionalen Bereich auf der Basis der Statistik.

Nach Verhandlungen mit EURATOM/CEA und dem Imperial College steht dieses Modell einschließlich der meteorologischen Datenbasis des Jahres 1973/74 für das Kernforschungszentrum Karlsruhe zur Verfügung.

Geplante Weiterarbeit

Das MESOS-Programm soll im Laufe des Jahres 1981 an der Rechenanlage des KfK implementiert werden. Darüber hinaus sollen für verschiedene europäische Standorte Rechnungen zur weiträumigen Schadstoffausbreitung durchgeführt werden.

- 06.03.03            Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen  
                         unter probabilistischen Gesichtspunkten
- 06.03.03/07A        Fortentwicklung des Unfallfolgenmodells. Phase B der  
                         /08A            deutschen Risikostudie
- PNS 4831/32        (A. Bayer, K. Burkart, J. Ehrhardt, INR; W. Hübschmann,  
                         S. Vogt, HS; F. Horsch, PNS-PL)

#### Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Seit dem Erscheinen des Hauptbandes der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A, wurde das zur Abschätzung der gesundheitlichen Risiken entwickelte Rechenprogramm UFOMOD überarbeitet und darin enthaltene Fehler beseitigt. Die Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse, wie sie im Fachband 8 der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke dargestellt sind, waren mit der modifizierten und korrigierten Version von UFOMOD durchgeführt worden. Änderungen der Ein- und Ausgabe sowie in der Zwischenspeicherung von Teilergebnissen erforderten eine Revision der Beschreibung und Benutzeranleitung des Rechenprogramms UFOMOD.

Untersuchungen zur Abschätzung des Risikos kerntechnischer Anlagen weisen üblicherweise die Anzahl der durch Strahlenschäden zu Tode kommenden Personen (Kollektivschäden) aus, wobei unterschieden wird zwischen "Frühschäden" (Tod durch akutes Strahlensyndrom) und "Spätschäden" (Tod durch Leukämie und Krebs). Für Einzelpersonen als auch für die Gesamtheit der Bevölkerung sind beide Schadensarten von prinzipiell unterschiedlicher Bedeutung, da die Zeitpunkte des Ablebens deutlich voneinander verschieden sind. Risikoberechnungen, die allein die Zahl der Todesfälle ermitteln, geben insofern ein unvollständiges Bild, als sie das Lebensalter beim Ableben unberücksichtigt lassen. Im Berichtszeitraum wurden daher mathematische Modelle zur Berechnung der individuellen und kollektiven Lebenszeitverkürzung aufgrund stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten Aktivitätsfreisetzungen zusammengestellt. Zahlenwerte wurden unter Berücksichtigung der Altersstruktur der Bevölkerung für z.Z. der Freisetzung lebende und danach geborene Personen getrennt berechnet und nach den in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke berücksichtigten Expositionspfaden, Organen und Nukliden aufgeschlüsselt. Eine grobe Abschätzung der Lebenszeitverkürzung infolge der dort berechneten Spätschäden wurde durchgeführt.

Die Vergleichsrechnungen zum CSNI-Benchmark-Problem im Rahmen der OECD-NEA konnten im wesentlichen abgeschlossen werden. Die Ergebnisse werden anlässlich

eines Topical Meetings on Probabilistic Risk Assessment im Herbst dieses Jahres vorgestellt.

#### Geplante Weiterarbeit

Im Rahmen der allgemeinen Ausschreibung des BMFT zur Phase B der Deutschen Risikostudie wird das Unfallfolgenmodell weiterentwickelt und an der Verbesserung der Eingangsdaten gearbeitet.

Es wird gegenwärtig überlegt, im Rahmen der OECD-NEA ein weiteres Projekt zur Fortentwicklung und Verbesserung von Ingestionsmodellen in Risikostudien in Angriff zu nehmen.

TRANSLATION OF THE GERMAN REPORTS

<u>Content</u>	<u>Page</u>
Translation of the German reports	65 - 127
06.01. SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS	65
<u>PNS-Subproject 4100 - Dynamic Loads and Strains of Reactor Components under Accident Conditions</u>	65
06.01.01 HDR-Blowdown-Experiments on Dynamical Loadings on Reactor Internals	65
06.01.01/07A Design, Precomputation and Evaluation of the PNS 4115 HDR-Blowdown Experiments on Dynamical Loadings and Deformations of Reactor-Pressure-Vessel Internals	65
06.01.01/08A Experimental Data Acquisition and Processing PNS 4116 of the Dynamic Behavior of the Pressure Vessel Test Internals in the HDR-Blowdown-Experiments	67
06.01.02 Development and Verification of Codes for Dynamic Stress Analysis of Reactor Components	68
06.01.02/08A Development and Verification of Coupled Fluid- PNS 4125 Structure Dynamics Codes for Analysis of Dynamic Stresses and Deformations of Reactor Vessel Internals during LOCA	68
06.01.02/09A Laboratory Experiments for Validation and PNS 4126 Enhancement of Fluid/Structure Dynamics Codes Relevant to Initial Phases of LOCA	71
06.01.02/10A Mechanical Response of the Core Barrel Clamping PNS 4128 and the Control Rod Guide Tubes during Blowdown	72
06.01.15/02A Development and Verification of Codes for Analysis PNS 4127 of Dynamic Stresses and Deformations of LWR- Containments during LOCA	73

		<u>Page</u>
06.01.03	Development of Two Phase Mass Flow Measurement Techniques and Application at Blowdown Experiments	75
06.01.03/12A PNS 4137	Joint Test Rig for Tests and Calibration of Different Methods of Two-Phase Mass Flow Measurements	75
06.01.03/13A PNS 4139	Experimental Facility for Non-Steady Two-Phase Flows	76
06.01.03/14A PNS 4138	Design and Construction of a True Mass Flow Meter, $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$	77
06.01.03/15A PNS 4136	Development of Radionuclide Methods for Measuring Transient Two-Phase Mass Flows	78
<u>PNS-Subproject</u>	<u>4200 - Fuel Behavior under Accident Conditions</u>	79
06.01.04	Development and Assessment of a Fuel Behavior Code System	79
06.01.04/14A 15A, 16A, 17A 18A PNS 4231.1-6	Development and Verification of a Code-System of Fuel Behavior at Loss of Coolant Accidents	79
06.01.06	Material Behavior of Zry-4 under Accident Conditions	82
06.01.06/14A PNS 4235.1	Investigation of the Mechanical Behavior of Zircaloy Cladding Material under Transient Conditions	82
06.01.06/17A PNS 4235.2	Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding Tubes during a LOCA of LWR	84
06.01.06/18A PNS 4235.3	Investigations of the Influence of Oxide Fuel and Fission Products on the Mechanical Properties of Zry Cladding Tubes under Transient Conditions	86
06.01.06/19A PNS 4235.4	Burst Tests on Zircaloy Cladding Tubes under Combined Mechanical and Chemical Load (FABIOLA-Program)	87

		<u>Page</u>
06.01.07	Fuel Rod Behavior in the Blowdown-Phase of a LOCA	
06.01.07/07A /08A PNS 4236.1/2	Fuel Rod Behavior in the Blowdown Phase of a Loss-of-Coolant Accident-Blowdown Facility COSIMA	89
06.01.08	In-pile Experiments in the DK-Loop of the FR2 Reactor	91
06.01.08/04A PNS 4237.1	Investigations of Fuel Rod Behavior in the 2nd Heatup Phase of a LOCA	91
06.01.09	Fuel Rod Behavior in the Refill and Reflood Phases of a LOCA	92
06.01.09/04A PNS 4238	Investigation of the Interaction between Ballooning Zircaloy Claddings and the Emergency Core Cooling (REBEKA-Program)	92
06.01.10	Influence of Coolant Channel Blockages upon Emergency Core Cooling in the Flood Phase of a LOCA	94
06.01.10/04A PNS 4239	Influence of the Size and Shape of Coolant Channel Blockages upon Core Cooling in the Reflood Phase of a LOCA (FEBA-Program)	94
06.01.16	Investigations on Small Leaks and Special Transients	96
06.01.16/01A PNS 4250	Long Term Coolability of Severely Damaged Cores	96
06.01.16/02A /03A PNS 4251.1/2	Out-of-pile Bundle Experiments on Severe Core Damage	97
06.01.16/04A PNS 4253	Investigations of the Interaction between Zry and $UO_2$ under Severe Core Damage Transients	98
06.01.16/05A PNS 4254	Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding during Anticipated Transients and Severe Core Damage	99

		<u>Page</u>
06.01.17	Investigation on the Accident Behavior of Advanced Pressurized Water Reactor (FDWR)	101
06.01.17/03A PNS 4240.1	FDWR Fuel Rod Behavior under LOCA Conditions	101
06.01.17/05A PNS 4240.3	Oxidation Behavior of Austenitic Stainless Steel Cladding Tubes in Steam	102
<u>PNS-Subprojekt 4300 - Investigation and Control of LWR Core-Meltdown Accidents</u>		103
06.01.11	Reaction Behavior, Activity Release and Transport of Fission Products during Core-Meltdown	103
06.01.11/16A PNS 4311	Investigations on the Behavior of Fission Products and Aerosols in the Atmosphere of an LWR-Containment	103
06.01.11/18A PNS 4314	Constitution and Reaction Behavior of LWR Materials at Core Melting Conditions	104
06.01.11/19A PNS 4317	Materials Investigations in the Frame of the BETA-Experiments	105
06.01.11/20A PNS 4315	Experimental Determination of Fission and Activation Product Release During Core Meltdown	106
06.01.12	Investigation on the Interaction of Steel Melts and Concrete	108
06.01.12/14A PNS 4325	Erosion of Concrete by Steel Melts- Investigations of the Melt Front Velocity	108
06.01.12/15A PNS 4323	Experiments on the Interaction of Steel Melts and Concrete	109
06.01.12/17A PNS 4331	Hydrodynamical and Thermal Models for the Interaction of a Core Melt with Concrete	111
06.01.12/18A PNS 4334	Development of Models for the Analytical Determination of Core Meltdown Accidents	112

<u>PNS-Subproject 4400 - Improvement of Fission Product Retention</u>		114
<u>and Reduction of Radiation Load</u>		
06.01.14	Offgas Filters in Nuclear Power Stations	114
06.01.14/10A PNS 4414	Determination of the $^{131}\text{I}$ Species in the Exhaust Air of Boiling Water Reactors	114
06.01.14/11A PNS 4415	Development and Improvement of Exhaust Air Filters for Accident Conditions	115
06.01.14/12A PNS 4416	Investigation into the Behavior of HEPA-Filters at High Temperature, High Humidity and Elevated Differential Pressure	116
06.02	SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF REPROCESSING PLANTS	118
<u>PNS-Subproject 4500 - Safety of the Reprocessing</u>		
06.02.01	Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant	118
06.02.01/07A PNS 4513	Incident Analysis for the Dissolver Offgas Cleaning System of the Large Reprocessing Plant	118
06.03.	MITIGATION OF CONSEQUENCES	120
<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	120
06.03.01/06A PNS 4812	Investigation of the Physical and Chemical Environmental Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular Biological Effectiveness. Pu, Am, Cm	120

		<u>Page</u>
06.03.02	Investigations on the Spreading Behavior of Nuclear Pollutants in the Short Range and the Mesoscale	122
06.03.02/10A PNS 4822	Investigation of the Atmospheric Dispersion of Radioactive Pollutants in the Mesoscale ( <u>&gt;</u> 15 km)	122
06.03.02/11A PNS 4823	Investigation on the Atmospheric Dispersion of Radioactive Pollutants in the Local Scale (up to distances of 15 km) at Source Heights <u>≥</u> 100 m	122
06.03.02/12A PNS 4824	Atmospheric Diffusion Models for Particular Meteorological Situations	123
06.03.02/13A PNS 4825	Investigation of Remote Sensing Methods with Respect to their Suitability to Measure Meteorological Parameters in the Atmospheric Boundary Layer	124
06.03.03	Investigation of the Radiologic Impact of Reactor Accidents under Probabilistic Aspects	126
06.03.03/07A /08A PNS 4831/32	Improvement of the Consequence Model. Phase B of the German Reactor Risk Study	126

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

06.01.01/07A Design, Precomputation and Evaluation of the HDR-Blowdown  
PNS 4115 Experiments on Dynamical Loadings and Deformations of  
Reactor-Pressure-Vessel Internals  
( A. Ludwig, M. Geiß, J. Hackenbroich, F. Katz, H. Knüppel,  
P. Philipp, E.G. Schlechtendahl, U. Schumann; IRE )

Work performed

The evaluation of the snapback tests with the HDR core barrel (V59) has been continued. The results have been summarized in a "Quicklook report" which will be released in the near future. Some special phenomena have been investigated separately (e.g. static displacement and strain distribution; nonlinear excitation of vibrations).

Contributions have been made to the specification of the transducer distribution list for the planned main series of blowdown tests. Pre-calculations for these experiments as well as post-calculations of the test V31/31.1 which have been performed in the spring of 1980, are being prepared.

Results obtained

From the evaluation of the snapback tests the following conclusions have been drawn:

1) Test- and measuring equipment

The test- and measuring equipment has worked reliably.

The reproducibility of measured signals has been proved by repeated tests to be good or very good. Only few measuring chains have failed in the course of the test series, but some acceleration transducers had to be eliminated a posteriori due to non-plausible, uncorrelated signals.

## 2) Experimental results

A modal analysis of the test results (s. also PNS 4116) has yielded natural frequencies and eigenvibration mode shapes of the system as well as damping coefficients. These damping coefficients turned out to have significantly lower values for tests with the RPV water-filled than for tests with empty RPV. This outcome indicates an almost negligible damping in the fluid.

Some displacement- and acceleration transducers have shown a gradual excitation of shell vibrations of the core barrel, when the RPV was filled with water and the core barrel was initially deflected in a beamlike mode. This phenomenon could be explained by taking into account the interaction between related modes due to the nonlinear hydrodynamic pressure.

Some strain gauges have shown significantly lower (about by a factor of 2) signal levels than all the available precalculations, especially in tests where the core barrel has been excited in a beamlike mode. The measured amplitudes of the displacements, however, were almost the same as calculated. Besides inaccurate coordinate values for the calculations, this discrepancy may be caused by peculiarities of the shell boundaries which had not been modelled; furthermore, systematical measuring errors cannot be excluded.

## 3) Comparison between measured and calculated results

The tests have been precalculated by several institutions, using different procedures. The comparison between measured and calculated results has demonstrated:

- The interaction of the core barrel with the surrounding water has to be taken into account. If only simple mode shapes are excited, a modification of the structural mass matrix may be sufficient ("added masses"). However, the influence of the fluid has then necessarily to be modelled by "virtual fluid masses" instead of "real fluid masses". If also shell vibrations (with short wave lengths) are excited, an explicit consideration of the fluid-structure interaction is required (multi-dimensional fluid models have been used for this in the corresponding pre-calculations).
- Vibration modes of higher order (which are excited by local loads) require that the core barrel is represented by a shell dynamics model which provides high resolution, regardless of whether the RPV is empty or filled with water. Frequencies and mode shapes of low vibration orders, however, may be determined sufficiently accurately by usual finite-element models.

### Plans for future work

The evaluation of the snapback tests is completed. Pre-calculations of the next blowdown tests are in preparation. The interpretation of special phenomena, which were found from the hitherto performed blowdown tests (influence of the RPV, damping of pressure waves in the blowdown nozzle) will be continued.

06.01.01/08A      Experimental Data Acquisition and Processing of the  
PNS 4116            Dynamic Behavior of the Pressure Vessel Test Internals  
                      in the HDR-Blowdown-Experiments  
                      (J. Kadlec, F. Eberle, G. Lang, P. Philipp, R. Scharnowell,  
                      IRE)

### Work performed

Post-test-calibrations of accelerometers and displacement transducers used in HDR-blowdown tests were initiated. Modal evaluation of the HDR-snapback-test series was carried out. Preliminary results from both HDR test series V59 and V29.2 - V31.1 were summarized in one primary report.

### Results obtained

Calibration results revealed that nearly all transducers retained their performance characteristics in both test series. Mode shapes extracted from output signals registered proved to be in good accordance with the theoretical predictions; the corresponding eigenfrequencies are somewhat lower than the calculated values. Extracted values of the critical damping ratio equal 0.1 - 1.3 %.

### Plans for future work

Evaluation of output signals registered in the blowdown test series V29.2 - V31.1 and in the snapback test series V59 will be completed and the results published. Additional transducers for the blowdown test series V32 will be calibrated.

- 06.01.02            Development and Verification of Codes for Dynamic Stress Analysis of Reactor Components
- 06.01.02/08A        Development and Verification of Coupled Fluid-Structure Dynamics Codes for Analysis of Dynamic Stresses and Deformations of Reactor Vessel Internals during LOCA  
PNS 4125            (U. Schumann, J. Benner, G. Enderle, H. Knüppel, A. Ludwig, E.G. Schlechtendahl, IRE)

Work performed

In the first half of 1981 the following work has been performed:

- Verification of the code DRIX-2D by means of the HDR-jet-impingement - experiment V67.1,
- Extension of FLUX2 to treat a linear-elastic shell-model of the reactor pressure vessel (RPV),
- Development of a new FLUX-version (FLUX3) for treatment of nonlinearities due to supports with clearances and snubbers,
- Development of a homogenized core model,
- Completion of the study of blowdown-loadings on PWR-core-barrels with FLUX in cooperation with a German licensing organization (TÜV):

The planned work on accelerated flow through grid-plates has not been continued. The results of a scoping study have been documented.

For the HDR-jet-impingement-experiment V67.1 precomputations have been performed. The agreement with the measurements has been unsatisfactory. It turned out that the computation used a constant initial temperature of 220 °C everywhere within the RPV while the temperature-distribution of the experiment varied between 220 °C and 285 °C. The precomputation has been repeated, therefore. All other parameters remained unchanged. The "corrected recomputation" shows a satisfactory result (see Fig. 1).

The program FLUX has been extended by essential features. Keeping the effective solution scheme, the RPV is included as a dynamic component because the HDR results indicated a considerable influence of the RPV flexibility. The treatment of nonlinear supports has been provided in view of real PWR situations.

In connection with the development of a homogenized PWR-core model a simplified one-dimensional variant of this model has been considered for which the relevant differential equations could be solved analytically. From this study quantitative conclusions have been drawn on the influence of elastic spacers on the fluid-structure motions. This influence has been found to be of considerable size for typical PWR rod bundles and it is intended to include this effect in the three-dimensional code, therefore. The theoretical concept for the implementation of this three-dimensional core model into the FLUX-code has been completed to a large extent. Coding has been started.

#### Results obtained

- The code DRIX-2D has been successfully verified by means of the HDR-jet-impingement-experiment V67.1. Good agreement between measurements and computations is obtained if the temperature field is taken into account (Fig. 1).
- Impacts at supports with gaps have been successfully treated. Computations with FLUX show that the reduction in deformations and stresses due to snubbers at the lower core barrel edge is practically zero. The influence of fluid-structure-interactions is more essential than the importance of such nonlinearities.
- An important result of the PWR study shows Fig. 2 which depicts the influence of the break size on different loading quantities. It shows that the loadings are considerably reduced only if the break size is less than 10 % of the pipe cross-section.

#### Plans for future work

For the next series of HDR-RPV-blowdown-experiments the code FLUX3 including the coupling to the reactor-pressure-vessel model will be made available. The precomputations itself will be performed within the subproject 06.01.01/07A - PNS 4115. The development of the homogenized core model and

its implementation into the FLUX code will be continued.

References

- /1/ R. Krieg, U. Schumann, KfK 3070 (1981), 233-251
- /2/ U. Schumann, Ingenieur-Archiv 50 (1981), 203-216
- /3/ R. Krieg, U. Schumann, Jahrestagung Kerntechnik 1981, Fachsitzung "Strukturbeanspruchung durch Druckwellen"
- /4/ U. Schumann, ANS/ENS Int. Top. Meeting on Advances in Math. Meth. for Nucl. Eng. Problems, München, April 27 - 29, 1981

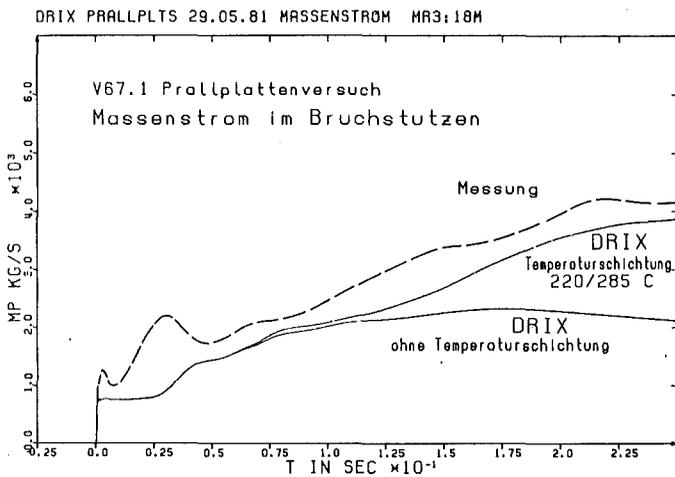


Fig. 1: Precomputation and corrected precomputation for experiment V67.1 in comparison to measurement

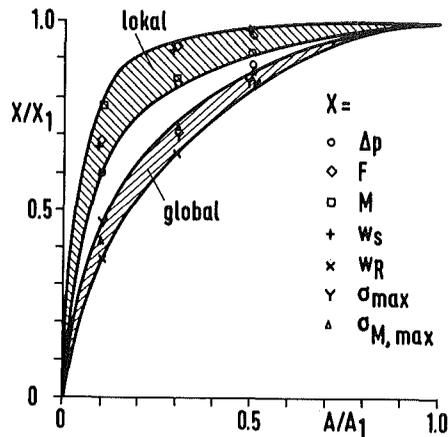


Fig. 2: Influence of relative break size ( $A/A_1$ ) on different local and global loading quantities

06.01.02/09A Laboratory Experiments for Validation and Enhancement of  
PNS 4126 Fluid/Structure Dynamics Codes Relevant to Initial Phases  
of LOCA  
(E. Wolf, K.H. Lang, IRE)

#### Work performed

The physical values were determined of the single cell (mass, center-to-center spacing, inertia moment and spring rate). The vibration tests were carried out for the purpose of determining the values of inertia coupling between the fluid and the structure. Considerations on bundle geometry design were made and the equation of motion was established for the vibration behavior of the structure in the absence of the fluid interaction effect.

#### Results obtained

The progress measured of oscillation of the internal pendulum corresponds in a very good approximation to a decaying harmonic time function and does not show any parasitic oscillation superimposed. Tests performed with identical parameters are largely reproducible. The friction of the pendulum bearing is very small, but the damping effect of the fluid is considerable in case of water.

The equation of motion applicable to the bundle geometry is a system of non-linear, coupled differential equations. However, by an appropriate design concept it seems to be possible to keep the coupling factors so small that in a first approximation the system can be regarded as uncoupled.

#### Plans for future work

The results of measurement will be evaluated in quantitative terms. It is intended to subject the single cell to further vibration tests in order to determine the influence of spacing and damping. Design of the bundle geometry will start.

06.01.02/10A Mechanical Response of the Core Barrel Clamping and the  
PNS 4128 Control Rod Guide Tubes during Blowdown  
(B. Dolensky, G. Hailfinger, R. Krieg, IRE)

Work performed, results obtained

After some test calculations with the program ADINA, first axisymmetric calculations have been done for the core barrel clamping. The axial loading caused plastic deformations at the connection between the cylindric core barrel and the upper core barrel flange.

For analysis of the core support columns in the upper plenum the three-dimensional incipient flow field caused by a blowdown through the outlet nozzle has been calculated. Also the stresses in the columns and the column feet has been determined. The maximum stresses are in the region of the yield stress. In these investigations the fluid has been treated as incompressible, i.e. corresponding wave propagation effects are not included. In order to check this assumption several assessments and test-calculations have been carried out where the fluid compressibility could be included or excluded.

Plans for future work

Based on additional axisymmetric analyses for the core barrel clamping, the influence of the discretization effort will be studied. In a next step three-dimensional analyses (twisting of the flange) will be done.

For the analysis of the core support columns the neglect of the fluid compressibility will be studied using two-dimensional calculations.

06.01.15/02A Development and Verification of Codes for Analysis  
PNS 4127 Stresses and Deformations of LWR-Containments during LOCA  
(F. Eberle, B.Göller, G. Hailfinger, J. Kadlec, E. Wolf,  
R. Scharnowell, IRE)

Work performed, results obtained

The investigations concerning the response of the BWR-Containment (Type 69) to earthquake excitation were pursued.

The thin cylindrical shell with imperfections (local deviations from the ideal shape) was investigated in some more detail by computing resonance curves due to a horizontal base acceleration. The results confirmed that there is a significant influence of the imperfections on the dynamic response behavior. Especially, a large number of vibration modes of higher circumferential order is excited, what will not happen at a perfect shell.

A simple analytical membrane model was developed for the assessment of stresses in a PWR-containment with nozzle under quasistatic internal pressure loading. The largest stresses occurred in the spherical shell at a point in front of the change to the thickened shell region surrounding the nozzle.

The experimental investigation of the eigenfrequencies and mode shapes of the cylindrical shell, filled with water or not, were pursued. The vibrations were excited by a force acting either at the upper flange of the tank or immediately at the shell itself. It was confirmed again, that the bending stiffness of the upper flange has a significant influence on the eigenfrequencies of the shell. For the production of a thin spherical shell, representing a model of a PWR-containment, different methods of production were studied and some preliminary experiments were performed.

Plans for future work

The studies on the earthquake excitation of BWR-Containments will be terminated. The studies of the influence of imperfections on the dynamic response of thin shells will be pursued.

The analysis of the PWR-Containment during internal pressure loading will be pursued taking into account large plastic deformations.

The experimental investigation of the modal behavior of the upright cylindrical

tank will be terminated. A new series of experiments with the cylindrical tank layed down with horizontal axis, partly filled with water, will be prepared. The thin spherical shell for modal investigations will be produced.

06.01.03           Development of Two Phase Mass Flow Measurement Techniques  
                    and Application at Blowdown Experiments

06.01.03/12A      Joint Test Rig for Tests and Calibration of Different  
PNS 4137           Methods of Two-Phase Mass Flow Measurements  
                    (J. Reimann; IRB)

Work performed

- Test of the 50 kg/s-True Mass Flow Meter (TMFM) in air-water Flow
  
- First experiments with critical two-phase flow in a T-junction (branch diameter 10 mm, inflow and run diameter 50 mm).
  
- Investigation of the transition from slug to annular flow in horizontal air-water and steam-water flow: analyses of former experiments and performance of additional experiments.
  
- Begin of the mounting of the mass flow rate instrumentation using the principle of phase separation.

Results obtained

- See the following report No. 06.01.03/13A, PNS 4139.
  
- The experiments were performed in both air-water and steam-water flow. The branch quality in general was considerably different from the inflow quality, being dependent on the orientation of the branch in respect to the horizontal. For the air-water experiments the choking plane seemed to be always at the end of the branch with a length of 300 mm, however, it cannot be excluded, especially for steam-water flow, that the critical cross section is in the vicinity of the branching.
  
- The results of the air-water experiments agree fairly well with experimental results from other authors. The various correlations known from literature give different results already for air-water flow. The determination of the flow regime transition with these correlations for steam-water flow is unsatisfactory. A new correlation is proposed which fits both our air-water and steam-water experiments much better.

### Plans for future work

- Terminating of the mounting of the instrumentation for the investigation of the two-phase flow in a T-junction.
- Development of a model to predict the phase redistribution in the T-junction.

06.01.03/13A Experimental Facility for Non-Steady Two-Phase Flows  
PNS 4139 (H. John, J. Reimann, IRB)

### Work performed

The build-up work of the test loop is in the last stage.

- The test building has been finished.
- The blowdown vessel is delivered and mounted.
- Fabrication and mounting of the pipe system has been started. It is delayed by problems in getting the high pressure pipe material.
- Mounting of the measuring and control system has been ordered.
- The True Mass Flow Meter TMFM-50 (the reference measurement device for the loop) has been tested in the "Joint Test Rig for Tests and Calibration of Different Methods of Two-Phase Mass Flow" is stationary air water flow up to 35 kg/s. With the best rotor stator combination a measuring error of less than  $\pm 1,5$  % related to full flow (50 kg/s) was found.
- The quick opening valve has been finished and tested with high pressurized air. The pressure dependent opening time was 1 msec at an air pressure of 10 MPa.
- The design of the  $\gamma$ -densitometer (5 beam) was finished. The fabrication started.

### Results obtained

In respect to the status of the work the operation test of the loop can be expected at the end of this year.

### Plans for future work

- Completion of the pipe system and mounting of the electrical system.
- Fabrication of the 5-beam  $\gamma$ -densitometer.
- Finished the computer programs.
- Operation test of the loop.

06.01.03/14A Design and Construction of a True Mass Flow Meter,  
PNS 4138  $\dot{m} = 50 \text{ kg/s}$   
(K. Hain, IT)

#### Work performed

The TMFM 50 instrument was installed ready for operation in the test rig for testing and calibrating two-phase mass flow measuring equipment of the Institute for Reactor Components (IRB) and tested in an air/water mixture. However, the capacity of the test rig was not sufficient to cover the whole measuring range; in the single-phase mode, test operation was possible up to 36 kg/s, in the two-phase mode up to 26 kg/s. The test series were conducted under the same boundary conditions as the studies of the other familiar techniques of measuring two-phase mass flows. Consequently, it is possible to compare and evaluate TMFM 50 in relation to the other measuring instruments available.

#### Results obtained

TMFM 50 exhibited an extremely stable operating behavior, the calibration points being within an error bandwidth of  $\pm 1,3 \%$ , irrespective of the type of flow (single or two-phase) and the flow regime of the two-phase flow (bubble, surge or slug flows). The error can be cut down to  $\pm 0,5 \%$  outside an x-content of  $0 < x < 0,35 \%$ .

#### Plans for future work

After completion of the test rig under construction for non-steady state two-phase flows in IRB, final tests of TMFM 50 will be carried out under the rated operating conditions.

06.01.03/15A Development of Radionuclide Methods for Measuring  
PNS 4136 Transient Two-Phase Mass Flows  
(R.Löffel; LIT)

Work performed

The radiotracer velocity measuring system and the 6-beam density measuring system were conceived. Fabrication has started. The injection, measurement and evaluation techniques were improved and further developed, respectively. The radiotracer velocity measuring system intended for use in the LOBI Project of CCR Ispra was completed.

Results obtained

The speed and stability of the measuring electronics were improved. Using the new programs of evaluation being developed, it is possible to determine the flow regime of two-phase flow.

Plans for future work

- Installation and commissioning of the radiotracer rate measuring system and of the 6-beam density measuring system at the "Non-steady-state Loop" of IRB.
- Supply of the radiotracer rate measuring system intended for use in the LOBI Project at Ispra.
- Completion and supply of a 6-beam density measuring system (likewise intended for use in the LOBI Project).

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

06.01.04/14A Development and Verification of a Code-System of Fuel  
15A, 16A, Behavior at Loss of Coolant Accidents  
17A, 18A

PNS 4231.1-6 (J. Hackenbroich, U. Marek, R. Meyder, S. Raff, W. Sengpiel, IRE;  
H. Wenzelburger, IDT;  
H. Borgwaldt, G. Jacobs, G. Willerding, INR;  
S. Malang, K. Rust, IRB)

Work performed

For the IBM version of SSYST-2, development of a program for checking large SSYST input volumes was started.

SSYST has been criticized by some users because of its complicated input preparation. In principle, this is true because tools with a lot of options need a lot of input for these options. Since the average user apparently does not need all these options, standard inputs have been prepared for the following cases: 1) nuclear fuel rod with/without link to COMETHE initial conditions; 2) statistical analysis of a fuel rod using boundary conditions from RELAP; 3) REBEKA simulator; 4) COSIMA simulator. For these datasets a user has only to specify the number of nodes, power, cooling conditions and internal pressure. For the future SSYST-3 a number of auxiliary modules has been prepared (WIZE, MOTAB, SAMMEL); these modules are needed in the context of the statistical analysis. The capabilities of the module VARIO have been extended, so that now values for the variables can be assigned out of a SSYST datablock. Finally the SSYST modules DESIGN, REGRES and MOCA have been cleaned up and documented. The Zry creep law NORA1 has been implemented in the module AZI.

The 1-dimensional heat conduction module ZET1D has been extended, semiimplicit and fully implicit time integration are now available as user options. ZET1D contains the entry point STT1D for the stationary case.

A proposed empirical procedure for the determination of the maximum blockage ratio within a rod bundle was checked using a preliminary version of SSYST-3.

That version contains an improved deformation model as well as a burst criterion for Zircaloy. Test cases were all REBEKA- and the first three MRBT-bundle tests.

The burst strain was calculated as a function of the eccentricity between heat element and cladding using the modul AZI. The corresponding boundary conditions of the tests were taken into account, i.e. linear rod power, internal gas pressure, heat transfer from the cladding to the coolant.

For the description of the 3D deformation of the cladding during a LOCA the procedure to solve the equations involved has been changed, so that now a Fourier series expansion along the circumference is used. The solution of the differential equations in axial direction is done with the method of weighted residui and is so comparable to a FEM solution. The equations are coded and first tests of the matrices are performed. To verify this 3D code, tube burst tests have been conducted with probes having a grid on the outer surface. The grid points after deformation are evaluated using photogrammetric techniques.

During code verification (recalculation of the FR2 inpile experiment F4) a discretisation error was discovered in the 2-dimensional heat conduction module ZET2D. This error, whose effect comes up only with clad deformations having a steep axial profile, has been removed.

A load of COBRA4i adapted to the bundle geometry of FEBA blockage experiments has been set up, so that calculations for these experiments can be done. The restart capability has been added to our COBRA4i implementation.

Several FEBA flooding tests were post-calculated in order to determine the influence of the flooding rate and the system pressure on the agreement between experiment and calculation. The system-code RELAP4/MOD6 was used for this comparison. The separate effect code REFLUX/GRS was implemented. Some subroutines have been modified to allow the modelling of the FEBA heater rod geometry.

The implementation of the primary system code RELAP5/MOD0 in the CYBERNET has been completed. The successor RELAP5/MOD1 has also been obtained in its CDC version directly from EG&G Idaho. Its implementation in the CYBERNET has been started.

## Results obtained

A test version of the global input checking program for SSYST-2 is operative. By systematic testing a number of possible sources of errors in SSYST applications could be identified and removed.

A recalculation of the FR2 inpile experiment F4 with the improved version of ZET2D was successful.

A detailed evaluation of the Zry creep model NORA1 is under way. The experiments to compare with, are tube burst tests with temperature and load transient boundary conditions. The probes are ruptured in different experimental mockups. It turned out that for temperatures greater 1000 C the cracks in the oxide layer weaken the creep characteristics compared to the strengthening effect of oxygen seen at lower temperatures.

The check of the empirical method to calculate flow blockages has shown that an excellent agreement between the calculated burst strain and the measured average strain at the axial level of the maximum flow blockage can be obtained for all tests using a fictitious eccentricity of 1.

The description of the axial strain profile of a ballooned rod using the statistical process of a Markov chain has been continued. Simulation of the axial strain profile of MRBT test B3 using a reversible Markov chain of 5 states was quite good as well as the blockage profile for the bundle deduced from the strain profiles. Problems exist with regard to statistical hypothesis tests, since for reversible Markov chains no small sample theory is available.

First calculations for FEBA-tests with the REFLUX/GRS code have shown a poor agreement with the measurements.

During the implementation of RELAP5/MODO a few COMPASS routines of the environment (HEADER, LINES, DELFIL, ENTFIL, FAPFIM) could not be made operative. This has a very minor effect on applications of the code. The results for the sample cases are satisfactory, although a complete check against published sample output could not be made. This is due to minor differences between the implemented version and the published reference version of MODO. The plotting package had to be taken out of the code and be implemented separately. Only by these means it was possible to generate plots, as the CDC supplied plot system DISSPLA did

not function properly in writing the general plot file.

Due to the knowledge and experience gained in implementing RELAP5/MODO the implementation of RELAP5/MOD1 in the CYBERNET on a CYBER 176 with LCM (large core memory) ran much more smoothly. Several tests problems have been run without error.

#### Plans for future work

Completion of the input checking program and general improvements in the handling of SSYST-2.

The method to calculate the blockage rate will be applied to the REBEKA 5 - bundle experiment and to the NRU-in-pile experiment.

Some physical models of the REFLUX/GRS code and the interaction between them will be analyzed.

Completion of the implementation of RELAP5/MOD1 in the CYBERNET. Implementation of an IBM version. Recalculations of experiments.

06.01.06           Material Behavior of Zry-4 under Accident Conditions

06.01.06/14A   Investigation of the Mechanical Behavior of Zircaloy Cladding

PNS 4235.1       Material under Transient Conditions

(M. Bocek, A. Falkenstein, C. Petersen, H. Schneider, W. Schweiger,  
IMF II)

#### Work performed

- Acquisition of a test matrix to verify temperature transient burst tests in FABIOLA facility.
- Destructive post test examination of irradiated in-pile deformed tubes of the F-Serie.
- Comparison of burst-test experiments from different laboratories with calculations in respect to burst temperature and burst strain.

### Results obtained

- To calculate the circumferential strain of ballooned Zry-4 cladding with the modified Monkman-Grant-relationship it appeared that some constants used should be determined from burst-test data. A test matrix for FABIOLA had been acquired to provide for burst tests with linear heating rates between 1 - 30 K/sec and internal pressures between 40 - 120 bar.
- The documentation of the evaluation of destructive post test examination of F-Serie (20 000 MWd/t irradiation and in-pile deformation) had been finished. Differences in mechanical properties compared to test with fresh fuel rods of A and B-Series could not be detected /1/.
- The validity of the life fraction rule was checked by comparison of burst temperature and burst time predictions with experimental results obtained in different test facilities. Temperature transient single rod burst test data in steam atmosphere from FABIOLA- (IMF, KfK) and REBEKA- (IRB, KfK) facilities for indirect heated cladding and from KWU /2/ and Battelle North West /3/ for direct heated cladding had been calculated. Higher deviations appeared in the beginning of the  $\beta$ -phase region because of the oxidation induced embrittlement of the cladding /4/.

The prediction of circumferential burst strain using the modified Monkman-Grant-relationship with constants from uniaxial tests, leads to high inaccuracy. This could be eliminated partly by taking the constants from burst tests. Burst data from the laboratories mentioned above had been calculated. Tests with nonlinear temperature history showed a strong heating rate dependancy of burst strain. If, furthermore it is taken into account that azimuthal temperature variations (the influence of which on circumferential strain is reliable) were not considered in the prediction, the agreement between calculation and experiment is very satisfactory /4/.

### Plans for future work

- Completion of test program of FABIOLA to verify temperature transient burst tests.
- Continuation of destructive post examination on in-pile and out of pile ballooned Zry-4 cladding.

- Strain-calculations of burst tests from different laboratories with an optimized set of constants for the modified Monkman-Grant-relationship.

Literature:

- /1/ E.H. Karb et al., "Results of the FR2 In-Pile Tests on LWR Fuel Rod Behavior", ANS/ENS Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, 2. - 6.8.1981, Sun Valley
- /2/ G. Cheliotis und E. Ortlieb, "Innendruckversuche an Einzelstabproben zur experimentellen Absicherung des Brennstabverhaltens in der Notkühlanalyse", KWU-Report, R914/029/80
- /3/ C.R. Hann, C.L. Mohr et al., "Transient Deformation Properties of Zircaloy for LOCA Simulation", EPRI-Report NP-526, Vol. 3, March 1978
- /4/ M. Bocek, C. Petersen and E.H. Toscano, "Life Time and Failure Strain Prediction for Reactor Materials Subjected to Transient Stress and Thermal Loading", Enlarged HPC Meeting on Water Reactor Fuel Performance, 14.-18. June, 1981, Hankö, Norway.

06.01.06/17A Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding Tubes during a  
PNS 4235.2 LOCA of LWR  
(S. Leistikow, G. Schanz, IMF II)

Work performed

The fuel rods of the series F, which had been preirradiated up to about 20 000 MWd/t<sub>U</sub> burnup in the FR2 reactor, were examined. The fuel rod F6 was submitted in the pre-irradiated condition, the rods F1 to F5 after the subsequent LOCA transient.

Results obtained

The microstructure of the Zircaloy cladding, typical for determinations during the tube fabrication was not influenced by the pre-irradiation. The cladding tubes are only slightly oxidized. The sporadic occurrence of white oxide, registered only for pre-irradiated rods, can be explained as consequence of

pre-oxidation during the irradiation. Morphology and extent of the steam oxidation at the outer surface, as influenced by tube strain, is comparable to the results of the non-preirradiated rods and out-of-pile investigations.

The oxidation at the inner tube surface is mainly caused by steam access and is largely restricted to the direct vicinity of the burst opening. In contrast to the non-preirradiated rods the interior oxidation is stronger than the exterior within the region around the rupture. This result is tentatively explained by the formation of less protective scales. Around this zone the  $ZrO_2$  and  $\alpha$ -Zr(O) layers are relatively thin, the influence of dissolved oxygen on the microstructure, however, is comparable to the outer tube surface.

The cladding microstructure is mainly influenced by the locally reached maximum temperature and strain.

Certain microstructural features can be interpreted in order to estimate the maximum cladding temperatures. The axial temperature profiles after thermocouple measurements are largely corroborated by this estimation and azimuthal temperature differences up to about 85°C have been identified. Compared to the measured temperatures, which were corrected by addition of 75°C, the microstructural interpretation resulted in about 30°C lower values on the average. No influence of the pre-irradiation on the temperature distribution over the cladding was revealed.

The microhardness profiles across the cladding tube wall of the pre-irradiated and LOCA tested rod F1 allow no general interpretation and correlation with local values of strain, peak temperature and oxidation. Averaged over the tube wall, the results are comparable to the as received condition of the tube materials and the A and B test rods. The microhardness of the pre-irradiated fuel rod F6 is considerably higher, probably due to irradiation defects.

#### Plans for future work

Evaluation of the pre-irradiated rods of the G series with 35 000 MWd/t<sub>U</sub>.

06.01.06/18A 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. Eckstein, J. Spino, H. Zimmermann, J. Burbach,  
H. Metzger, IMF I)

#### Work performed

- Creep rupture tests with Zircaloy-4 cladding (without fuel) containing iodine for determination of Zircaloy/iodine reaction products, performed under inert gas conditions within the temperature range 500 to 900 °C.
- Description in terms of fracture mechanics of iodine-induced stress corrosion cracks in internally-notched Zircaloy tubes at elevated temperatures.
- Determination of cladding tube inner corrosion during a LOCA transient.

#### Results obtained

- At elevated temperatures strong chemical interactions take place between iodine and Zircaloy to form solid zirconium iodides ( $ZrI_x$ ) and gaseous zirconium tetraiodide ( $ZrI_4$ ). The elemental iodine implanted in the samples is completely transformed into Zr/I-compounds. The chemical composition of the condensed  $ZrI_x$  phases, which cover the internal cladding surface, and the  $ZrI_4$  partial pressure are dependent on the temperature. Apparently, only the  $ZrI_4$  gas phase is responsible for iodine-induced crack formation and propagation.
- As has been shown by fracture mechanics investigations the stress intensity ( $K_I$ ) concept of linear elastic fracture mechanics proves to be suitable to describe the stress corrosion cracking behavior of internally notched Zircaloy tube specimens. Some times-to-failure at 600 °C can be predicted in a satisfactory manner, primarily by taking into account a plastic zone preceding the tip of the crack. More accurate determination of the times-to-failure is expected when the incubation period for crack formation is considered, which has not yet been done.

- Postirradiation examination of the preirradiated LWR fuel rods of the F series (burnup: 20.000 MWd/t of uranium) have started. Cladding tube inner corrosion appears to be similar to that of fuel rods that have not been preirradiated, that is, cladding tube inner corrosion occurs mainly around the point of burst due to penetrating steam. The oxide layer on the cladding tube inner surface is partly thicker than on the outer surface. Influence of the fission products, especially iodine, on the strain and burst behavior of the fuel rods has not yet been found.

#### Plans for future work

- Determination of the Zr/I reaction products.
- Completion of stress corrosion cracking (SCC) experiments with Zircaloy cladding containing iodine.
- Continuation of the theoretical studies for description of the SCC experiments in terms fracture mechanics.
- Postirradiation examinations and determination of fission gas release of LOCA-tested fuel rods.

06.01.06/19A Burst Tests on Zircaloy Cladding Tubes under Combined Mechanical  
PNS 4235.4 and Chemical Load (FABIOLA-Program)  
(L. Schmidt, H. Lehning, K. Müller, D. Piel, H. Schleger,  
IMF III)

#### Work performed

To study the influence exerted by the  $UO_2$  oxygen potential on the deformation and burst behavior of Zircaloy-4 cladding tubes tests were performed on  $UO_2$ -filled fuel rod simulators. The influence of iodine in the presence of  $UO_2$  was likewise studied.

In the course of these experiments disturbances appeared in the test section, requiring short-term discontinuance of the test series. A new, already completed and improved test section was installed and set into operation. Subsequently, the operating data for the minimum and maximum heating up rates were determined for the following larger test series on the basis of the test program.

Regarding the data acquisition system hardware extensions were installed and set into operation. The measuring data capacity - above all for the TV width measuring system - was thus increased so that experiments with longer times-to-rupture (up to about one hour) can now be carried out.

The adaptation of a second camera head to the TV-system caused some delays in the performance of the tests as the width measuring system was not available. The second camera head was permanently fitted to the test facility.

#### Results obtained

As already observed in the investigations into individual effects, the  $\text{UO}_2$  in the Zircaloy-4 monophase ( $\alpha$ -phase) exerts no influence on the ballooning and burst behavior of the cladding. In the presence of iodine stress corrosion occurs again, accompanied by extremely small burst strains. The tests were carried out at internal pressures of around 120 bar and heating up rates of around 11 K/s. The burst strains attained were e.g. in the case of the iodine-free rod 60 % and for the rod with iodine 10 %. Similar values were measured on rods filled with  $\text{Al}_2\text{O}_3$ .

In the next test series heating up rates between 1 and 30 K/s will be applied. The facility was not originally designed for these extreme values, in particular not for very small heating up rates. In a considerable number of test without internal pressure loading of the cladding the heating up rate was determined as a function of the rod power and the shroud heating. The minimum linear heating up rate is 2 K/s for a rod power of 5 W/cm without the occurrence of control oscillations. The maximum heating up rate lies just below the required 30 K/s, at approximately 28 K/s. This requires a rod power of 90 W/cm. The limit is set by the power supply for the heating of the shroud.

#### Plans for future work

- Burst test with  $\text{Al}_2\text{O}_3$ -filled fuel rod simulators, performed between 2 and 28 K/s internal pressures of 40, 80 and 120 bar.
- Software extension for data acquisition with a view to longer test periods.

06.01.07 Fuel Rod Behavior in the Blowdown-Phase of a LOCA

06.01.07/07A Fuel Rod Behavior in the Blowdown Phase of a Loss-of-Coolant  
/08A Accident - Blowdown Facility COSIMA

PNS 4236.1/2 (G. Class, R. Meyder, E. Stratmanns, IRE;  
K. Hain, F. Brüderle, T. Vollmer, IT)

#### Work performed

During the period of reporting 16 blowdown experiments were made on the COSIMA facility. They mainly served the purpose of investigating the influence on cladding tube temperatures by pellet relocation and by the associated changes of gaps between the graphite heater/ring pellet, on the one hand, and the ring pellet/cladding tube, on the other hand, with the other boundary conditions remaining constant.

Besides, first recalculations were made of the test V 82 (carried out on July 26, 1979) using the RELAP version, RELAP4Mod6.

#### Results obtained

The recalculation of the COSIMA blowdown experiment V 82 (rupture location 2F-LOCA) with the RELAP4MOD6 fluid dynamics code showed difficulties in simulating the leak mass flow from the upper plenum. These difficulties are fundamental in their nature.

- a) The computation models on phase separation in RELAP are not capable of simulating the violent swelling of the water level.
- b) The spherical plena cannot be nodalized finely enough without the use of a physically meaningful two-phase flow model. (Although RELAP4Mod6 includes an empirical relationship taking into account the slip between the phases, this relationship was considered to be unrealistic and is not recommended for use in the PWR /1/.)
- c) The used Henry/Fauske model for critical mass flow rate calculates (in this case) mass flow rates which are too low as regards both the subcooled and the saturated states of the fluid.

- d) Using different options for heat transfer during boiling, the maximum cladding tube temperature varies by about 170 K with the rest of the code input being the same.

Despite these fundamental difficulties the satisfactory recalculation of a COSIMA experiment on the 2F-LOCA seems to be possible with the RELAP4Mod6 version after some input variables have been optimized.

#### Plans for future work

1. As a continuation of the experimental program on the pellet relocation problems it is intended to perform still blowdown tests with a widened cladding tube, and  $\text{ThO}_2$  and  $\text{SiO}_2$  substituting  $\text{Al}_2\text{O}_3$  as the pellet material.
2. Experiments are required in order to estimate the influence exerted by the spacers on thermohydraulics.
3. Recalculation of the quasi-LOFT experiments in COSIMA (LOFT L2-2, L2-3) using the RELAP version RELAP4Mod6.

#### References

- /1/ Assessment of the RELAP4/Mod6 Thermal-Hydraulic Transient Code for PWR Experimental Applications.  
CAAP-TR-78-035, December 1978

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

06.01.08/04A Investigations of Fuel Rod Behavior in the 2nd Heatup Phase  
PNS 4237.1 of a LOCA.

(G. Harbauer, H. Hespeler, E. Karb, W. Knappschneider, W. Legner,  
W. Leiling, M. Prüßmann, A. Scherer, L. Sepold, K. Wagner, IT)

#### Work performed

The evaluation of the G2/3 test series (burnup 35.000 MWd/t) has been completed. The results from this series have been documented in /1/. The data from the tests performed with unirradiated specimens (series A and B) have been compiled in /2/. Posttest calculations of the in-pile tests have been completed. A summary report on the calculations is being prepared.

#### Results obtained

Further evaluation of the test data and of the posttest examination in the Hot Cells has confirmed the previous results:

- (1) No influence of the nuclear parameters on the failure mechanisms of the fuel rod cladding has been found.
- (2) The fuel pellets cracked during preirradiation typical of a power reactor fall apart by the radial expansion of the cladding tube. In rod sections of major deformation of the cladding, the fuel is also subject to axial displacement by slumping down of the pellet fragments (reduction of the pellet stack height).

#### Plans for future work

- Posttest-examination of the specimens from the test series C, E and BSS.
- Evaluation of the test series C, E and BSS in the Hot Cells inclusive of documentation.
- Summarizing the posttest calculations of individual tests with the SSYST code.

#### References

/1/ L. Sepold, E.H. Karb, M. Prüßmann:

"In-pile Experimente zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall, Bericht über die Versuchsserie G2/3", KfK 3099, Juli 1981

/2/ L. Sepold, E.H. Karb, M. Prüßmann:

"Ergebnisse der In-pile-Experimente zum LWR-Brennstabverhalten beim LOCA mit nicht vorbestrahlten Brennstäben", KfK 3098, Juni 1981

06.01.09 Fuel Rod Behavior in the Refill and Reflood Phases of a LOCA

06.01.09/04A Investigation of the Interaction between Ballooning Zircaloy  
PNS 4238 Claddings and the Emergency Core Cooling (REBEKA-Program)  
(K. Wiehr, A. Emling, F. Erbacher, U. Harten, W. Just, H.J. Neitzel, P. Schäffner, He. Schmidt, E. Vogel, IRB)

#### Work performed

- Evaluation of the REBEKA-TE 8-14 thermocouple bundle tests.
- Mounting of the measuring section for 49-rod bundles.
- Fabrication and instrumentation of the fuel rod simulators with a continuous, cosine shaped, axial power profile.
- Performance of a REBEKA material test.

#### Results obtained

The results of the seven first thermocouple tests have been confirmed. No influence of the REBEKA thermocouples on the development of the cladding tube temperature and on the time of quenching was found at flooding rates less than approximately 3.5 cm/s, not even in case of deformed cladding. No difference was detected in the rewetting behavior of fuel rod simulators provided with a Zircaloy clad in the presence of equally rewetting and much later rewetting simulators, respectively, provided with an Inconel clad.

The REBEKA material test was intended to demonstrate under conditions resulting in the largest possible strains (not feasible in terms of physics in a LOCA) the maximum extent to which Zircaloy cladding tubes may undergo deformation in a bundle ("square" cladding tubes). The test was performed under the following boundary conditions: The bundle was heated up from a temperature level (in the axial mid-plane) of about 500 °C to 750 °C at a rate of 20 W/cm; subsequently the power was reduced to an average value of 1 W/cm in order to be able to set the temperature plateau in a practically stagnant steam atmosphere. About 20 s after the plateau had been reached, 69 bar of internal pressure

was applied. The temperature and the pressure were kept constant during the entire test period.

The Results of the Test:

- a) Deformation times up to burst between 3.5 and 7 minutes.
- b) Relatively large circumferential burst strains between 43 and 89%.
- c) Maximum cooling channel blockage of the inner nine rods of only 84 % despite.
- d) Full coplanarity of the maximum strains.

The conspicuous differences in the deformation times have appeared although the temperatures of the inner rods deviate on an average by only 15 K at the maximum. This shows the great influence of temperature on the plastic deformation behavior of Zircaloy.

The relatively great circumferential burst strains are the result of uniform cladding tube temperature on the circumference, caused by the conduct of the experiment under practically adiabatic and isothermal conditions. The coplanarity obtained of the maximum strains is typical of the experiment; in other words, it depends on the size of the bundle and is caused in this experiment by heat conduction via the spacer grids to the colder housing. This gives rise to a small axial temperature profile from the center to the spacer grids. On account of the high sensitivity of Zircaloy deformation with respect to temperature, deformation starts in the axial mid-plane. Since the wall gets weaker, the tension increases at constant pressure and since the temperature of the deforming cladding remains constant, the velocity of strain and hence the strain further increase locally at the point of previous deformation. The axial temperature profile together with the amplification effect described are the cause for this coplanar strain in the bundle. In case of larger bundle configurations the coplanarity of the points of maximum strain decreases. Minimum temperature irregularities in the bundle upset the attempt of making "square" cladding tubes in the bundle because this would call for a fully synchronous deformation behavior of all cladding tubes present in the bundle.

Plans for future work

- Single-rod tests with a view to further developing the burst criterion (high temperature range, temperature transient made conform to a given style with temperature plateau, helium atmosphere).

- Theoretical work on the burst criterion.
- 7x7 rod bundle test with flooding in order to investigate the influence of the bundle size.

06.01.10           Influence of Coolant Channel Blockages upon Emergency Core Cooling in the Flood Phase of a LOCA

06.01.10/04A   Influence of the Size and Shape of Coolant Channel Blockages upon Core Cooling in the Reflood Phase of a LOCA (FEBA-Program) PNS 4239           (P. Ihle, H. Kreuzinger, M. Politzky, K. Rust, H. Schneider, IRB)

#### Work performed

The test series using a 25 rod bundle have been continued, test series VI, with two blockages at 3x3 rods at different elevations of the 5x5 bundle are completed. I.e. 90 % blockage upstream, and 62 % blockage downstream of the bundle midplane at which a spacer grid is placed. The data evaluation has been continued, and, the transfer of data processed, has been started.

#### Results obtained

The test series VI indicates if in the space between two blockage elevations the reflood flow conditions lead there to a considerable reduction of the cooling at least for a given time span (see REBEKA-results showing two maxima of cladding deformation between three spacer grid elevations).

Two opposite effects occur:

- The spacer grid, placed between the two blockage elevations, obstructs over its axial length cross flow from the bypass flow around both blockages into the space between the two blockages.
- Upstream of the spacer grid cross flow into the space between the blockages is forced due to the throttling effect of the spacer grid. And, downstream of the spacer grid, due to the turbulence enhancement and droplet dispersion, the known improvement of cooling for a given mass flow occurs.

The maximum cladding temperatures, compared with unblocked bundle data, are measured in series VI downstream of the upper blockage elevation, having a blockage ratio of 62 %. But, inspite of the fact that upstream of the 62 % blockage a 90 % blockage is placed (both at the same 3x3 rod cluster in the

5x5 rod bundle), the coolant flow through the 62 % blockage is sufficient to cool down the simulated cladding balloons (sleeves) to a lower temperature level compared with the claddings in the unblocked bypass area, and, to lead to prequenching of the sleeves partly (This is similar to the results of series VI using a 62 % blockage alone).

Downstream of the 90 % -, and, upstream of the 62 %-blockage the spacer grid effect compensates the diminished cooling observed for the 90 % blockage alone without spacer grid close to the top end of the blockage (compare results of series III using a 90 % blockage alone). The temperatures and conditions within the 90 % blockage array, placed slightly upstream of the bundle midplane, are comparable directly with the results of series III. The different axial elevations of the blockages in the two different test series only can be distinguished.

#### Plans for future work

The test series using blockage arrays with bypass are terminated mid 1981 after completion of series V: 90 % blockage at 3x3 rods close upstream to the midplane spacer grid. In the second half of 1981 three test series will follow: VII, base line; VIII, all subchannels blocked, 62 %; IX, all subchannels blocked, 90 %.

Together with the preceeding test series, these series allow to investigate the cooling enhancement at flow obstructions comparing single-phase and two-phase flow. The comparison will be performed in cooperation with the INR (KfK), Westinghouse and EPRI using the computer code COBRA 4i and the FEBA data. This method corresponds to the FLECHT/SEASET blockage tests evaluation.

06.01.16            Investigations on Small Leaks and Special Transients

06.01.16/01A    Long Term Coolability of Severely Damaged Cores  
PNS 4250            (G. Hofmann, H. Schneider; IRB)

Work performed

Within the reporting period a feasibility study was started in order

- to show the boundary conditions under which a debris bed of fragmented but prior not liquefied fuel rod material could be generated during an accident
- to review the literature on debris coolability and conduct scoping tests with deep beds on a permeable support plate to decide on the necessity of further experimental investigations, and
- to specify the technical needs for detailed tests.

Results obtained

An extended debris bed of fragmented but prior not liquefied material may be generated only under very special time dependent cooling conditions during the course of a severe accident. To define the internal geometry of such a bed the results from sieve analyses of preirradiated and burst tested FR2 fuel rods were used, where most of the fuel was broken into particles between 1 and 5 mm in size with the majority around 3 mm. Preparations for an additional measurement of the bulk density of a bed consisting of these fuel particles were finished; to come up with a density which is conservative for coolability experiments pieces of oxidized cladding were not included.

Investigations on the dryout heat flux for particulate beds with natural convection through a permeable support plate could not be found in the literature. Results of recent debris experiments generally done with particles and shallow beds where cooling is by countercurrent flow of steam and water within the bed seem not to be applicable.

To determine the order of magnitude of the dryout heat flux with once through convection a scoping experiment with a 500 mm deep bed of 3 mm-spheres and with volumetric heat generation by induction heating was prepared.

For a later detailed experimental investigation a debris simulator of unregularly broken particles should be used; first tests to manufacture such a simulator which can be inductively heated seem promising.

#### Plans for future work

During the second half of the year scoping tests will be conducted. After the feasibility study has been finished a decision on the continuation of the program will be made.

06.01.16/02A Out-of-pile Bundle Experiments on Severe Core Damage

/03A (S.Hagen, A.Grünhagen, H.Malauscek, K.Hain, F.Brüderle,  
PNS 4251.1/2 Th.Vollmer; IT/PC)

#### Work performed and results obtained

In the time of report the test program for out-of-pile experiments on Severe Fuel Damage was achieved and the first draft of a test matrix prepared. In parallel a proposal for a new facility was made. To simulate besides the heat up of the bundle also the cooling phase in the new facility quenching of the bundles from below is foreseen. Good quantitative measurements of the processes should be possible by sufficient instrumentation. In respect to the necessary place, connection possibilities, radiation control and saving of expense as the best place of installation was found the Technikumshalle of the Hauptabteilung Ingenieurtechnik (IT).

#### Plans for future work

In the second half of 1981 the test program should be correlated international with the other experimentators working on the field of Severe Fuel Damage. In parallel there will be done tests on the instrumentation and the development of the test rods and other components of the test facility. After a final decision 1982 it is planned to start with planing in detail, construction and ordering of the new facility.

06.01.16/04A Investigations of the Interaction between Zry and  $\text{UO}_2$   
PNS 4253 under Severe Core Damage Transients  
(P. Hofmann, P. Nikolopoulos, H. Schneider, K. Kurz,  
H. Metzger, E. Nold; IMF I)

#### Work performed

First experiments for the determination of wetting and of the mechanisms of dissolution of solid  $\text{UO}_2$  by liquid Zircaloy within the temperature range 1800 to 2200 °C.

#### Results obtained

The  $\text{UO}_2$  is dissolved after a short interval almost spontaneously by the liquid Zircaloy to form a dispersion. A possible explanation was that molten Zircaloy attacked (wetted) the  $\text{UO}_2$  along grain boundaries, causing a loss of mechanical integrity of the  $\text{UO}_2$ . However, relevant experiments with  $\text{UO}_2$  of different grain sizes showed no evidence of grain boundary attack by Zircaloy. Another explanation for the dissolution of  $\text{UO}_2$  appears more reasonable. It is known from earlier experiments that  $\text{UO}_2$  wetting by Zircaloy depends on the oxygen content of Zircaloy and on the temperature. It is also known that the diffusion coefficient of oxygen is much greater in hypostoichiometric  $\text{UO}_2$  than in stoichiometric  $\text{UO}_2$ . Therefore, the following  $\text{UO}_2$  dissolution is supposed. Initially,  $\text{UO}_2$  wetting by Zircaloy low in oxygen is poor. As a result of oxygen, the wetting behavior of Zircaloy improves and, at the same time,  $\text{UO}_2$  is reduced to  $\text{UO}_{2-x}$ . As a result of enlargement of the contact area between  $\text{UO}_{2-x}$  and Zircaloy accompanied by an increase in the oxygen diffusion rate in  $\text{UO}_{2-x}$ , metallic uranium is formed, preferably at the grain boundaries of  $\text{UO}_{2-x}$ . At the high test temperatures, uranium is liquid and, at a given uranium concentration in  $\text{UO}_{2-x}$ , therefore leads to loss of mechanical stability of the  $(\text{UO}_{2-x} + \text{U})$  phase mixture. The fuel is then dispersed in the Zircaloy melt and may chemically dissolve depending on the Zircaloy/ $\text{UO}_2$  mass ratio.

#### Plans for future work

- Continuation of the melting and wetting experiments.
- Annealing experiments for the determination of the  $\text{UO}_2$ /Zircaloy reaction kinetics.

06.01.16/05A Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding during Anticipated  
PNS 4254 Transients and Severe Core Damage  
(S. Leistikow, R. Kraft, D. Jennert, H.v. Berg, G. Schanz,  
B. Bennek-Kammerichs, IMF II)

Work performed

Investigations into kinetics and morphology of the isothermal Zircaloy 4/  
steam - high temperature oxidation in the temperature range 600 - 1300 °C  
during 5 - 1500 min.

Results obtained

The kinetic experiments consisted of tests on 80 tube sections in the tem-  
perature range of 600 - 1300 °C and were chosen for demonstration of the so-  
called "breakaway-effect". For this purpose, tube sections in a shiny etched  
as-received condition were exposed to steam, the weight change was measured,  
and, the final condition of the specimens was documented by macro- and micro-  
graphs, partially taken from metallographic cross-sections. The transformation  
of the oxide scale from an adherent, protective to a highly defected one was  
combined with a change in rate law, which govern the progress of oxygen con-  
sumption, from cubic/parabolic to linear. This transformation, called break-  
away, occurred after the following duration of exposure.

Temperature of Reaction °C	Duration until Breakaway (min)	Weight Gain at Breakaway (mg/dm <sup>2</sup> )
800	15	83
850	45	210
900	360	618
950	60	580
1000	30	700

A weight gain of 100 mg/dm<sup>2</sup> corresponds theoretically to a growth of a 6,7 µm  
thick ZrO<sub>2</sub>-scale. An estimation of post-breakaway linear rate constants  
resulted in the following values.

Temperature of Reaction °C	Linear Rate Constant after Breakaway (mg/dm <sup>2</sup> · min)
800	5,8
1000	16,7

In the temperature range 850 - 950 °C an increase of reaction rate from cubic towards parabolic, but no transformation to a linear rate law was measured ("moderated breakaway). At 1000 °C the breakaway was found after an  $\leq 30$  min exposure and a considerable higher oxygen consumption. At and above 1050 °C the effect disappears totally within the tested duration of exposure.

The continuous shift of the breakaway-event takes place at increasing temperatures towards shorter duration and higher weight gains. However, at and above 850 °C discontinuous change to longer durations and higher weight gains occurs, probably related to the superplastic  $\alpha/\beta$ -Zr transformation under low strain rate.

The metallographic evaluation of the specimens exposed at 600 - 850 °C to steam showed clearly the relationship between kinetics and morphology of scale growth with its protective and later defected structure. The hydrogen content of few specimens was measured after exposure at 650 °C and showed an increase with increasing time of exposure up to 7 at/o H<sub>2</sub> after 480 min, being of influence on  $\alpha/\beta$ -transformation temperature and embrittlement.

#### Plans for future work

Additional tests above 1300 °C for kinetic measurements. Burst-tests with tube capsules, preoxidized under controlled conditions.

06.01.17 Investigation on the Accident Behavior of Advanced Pressurized Water Reactor (FDWR)

06.01.17/03A FDWR Fuel Rod Behavior under LOCA Conditions

PNS 4240.1

(F. Erbacher, W. Just, P. Schäffner, H. Schmidt, K. Wiehr, IRB)

#### Work performed

- Development of electrically heated fuel rod simulators with cosine shaped axial power profile.
- Fabrication of five prototype fuel rod simulators.
- Modification of the test rig for single-rod tests.
- Conversion of the REBEKA test facility for 61-rod bundles of about 2 m heated length.

#### Results obtained

Work indicated under 5 has been successfully completed.

The first experimental results can be expected in late 1981 at the earliest.

#### Plans for future work

- Fabrication of fuel rod simulators.
- Assembly and instrumentation of the 61-rod test bundle.
- Completion of conversion work for the single-rod test rig and the bundle test loop.
- Preliminary testing of shortened single rods to investigate the deformation of smooth steel cladding tubes.
- Preparatory tests of the bundle test with flooding on 61-rod bundles with Zircaloy cladding tubes.

06.01.17/05A Oxidation Behavior of Austenitic Stainless Steel Cladding  
PNS 4240.3 Tubes in Steam  
(S. Leistikow, IMF II  
G. Kerch, University of Karlsruhe)

Work performed

Investigation into the high temperature steam oxidation of tube sections of the austenitic CrNi-steel No. 1.4970 (15 Cr 15 Ni Ti) at 900 - 1100 °C during 2 - 6 hours.

Results obtained

The experiments during up to 6 hours had the following results.

Temperature °C	Duration (h)	Measured Weight Gain (mg/dm <sup>2</sup> )	Calculated Metal Loss (µm)
900	2/4/6	414/552/654	13,5/18,0/21,3
1000	2/4/6	910/1150/1352	29,6/37,4/44,0
1100	- - 6	- - 2731	- - 88,8

When the tube specimens are double-sided oxidized the last mentioned value of 89 µm corresponds to an 36 % consumption of the wall thickness.

The weight gain function can be approximated by a parilinear rate law. The oxide scales are black or steel-blue and of adherent character.

Plans for future work

Exposure of tube specimens at temperatures up to the melting point and total metal consumption.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER  
PLANTS

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

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

06.01.11/16A Investigations on the Behavior of Fission Products and  
PNS 4311 Aerosols in the Atmosphere of an LWR-Containment  
(W.Schöck, H. Bunz, M. Koyro, LAF I)

Work performed

The code version NAUA-Mod4 was completed. It contains an option to calculate aerosol removal in the annular gap.

Measurements of latent heat transport through the gas-wall boundary layer was started. A parallel development of an improved model is conducted at IVA.

The planning of large scale demonstration experiments was started jointly with Battelle, Frankfurt.

Results obtained

In the course of a realistic risk analysis for a low pressure core melt down reference sequence in a German 1300 MW PWR the aerosol behavior was calculated with NAUA-Mod4. In these calculations the annular gap was taken into account for the first time. A surprisingly high retention capability of the annular gap was obtained. Even though the data on leakages and venting and filtering systems are rather rough, a significant reduction of airborne particulates when passing through the annular gap is mainly due to dilution of the containment leakage with the annular gap volume.

In contrast to earlier calculations without annular gap the main contribution to the escaped aerosol now comes from containment failure. The total escaped amount, however, is one to two orders of magnitude smaller than in previous

calculations without consideration of the annular gap.

The experiments on latent heat transport to the containment walls were started. They are conducted varying the gas temperature, the temperature difference, the air-steam-ratio, and the geometry. Up to now approximately 50% of the planned experiments have been completed. Final results will be obtained only after the completions of the total set of experiments.

Plans for future work

The code development concentrates on introducing possible simplifications in order to reduce computing time. Experimental results will be utilized for that purpose.

06.01.11/18A Constitution and Reaction Behavior of LWR Materials  
 PNS 4314 at Core Melting Conditions  
 (H. Holleck, G. Reiser, H. Schneider; IMF)

Work performed

- a) Thermogravimetric measurements at inert and oxidizing conditions for the elements Te, Sb, Ba, Sr, Ag, Pd, Sn, TeO<sub>2</sub>, BaO, SrO.
- b) Vaporization and condensation experiments with fissium in the temperature range of 500 to 1500°C.

Results obtained

- a) Behavior of pure elements or compounds

	inert conditions		oxidizing conditions	
Te	high evaporation	≥600°C	no evaporation up to	700°C
TeO <sub>2</sub>	high evaporation	≥900°C	high evaporation	≥900°C
Sb	high evaporation	≥500°C	high evaporation	≥500°C
Ba	low evaporation	≥1000°C	no evaporation up to	1500°C
BaO	no evaporation up to	1500°C	no evaporation up to	1500°C
Sr	-		no evaporation up to	1500°C
SrO	no evaporation up to	1500°C	no evaporation up to	1500°C
Ag	low evaporation	≥1200°C	low evaporation	≥1200°C
Pd	no evaporation up to	1500°C	no evaporation up to	1500°C
Sn	no evaporation up to	650°C	no evaporation up to	650°C



06.01.11/20A Experimental Determination of Fission and Activation  
PNS 4315 Product Release During Core Meltdown  
(H. Albrecht, H. Wild; IRCH)

Work performed

The release experiments in steam (2bar) were continued with corium and fission samples in the mass range of 150 - 250 g with the primary aim to get results for boundary calculations of the activity and mass release during the meltdown phase of a core melt accident. For this purpose, the melt material was heated by about 200°C per minute to 2400 + 100°C and maintained at this temperature for 10 - 20 min to allow a precise determination of melt release rates.

Results obtained

- a) The highly volatile elements I, Cs and Cd were totally released during heat-up to 2400°C; this result should also be valid for the elements Kr, Xe, Br, and Rb which were not investigated experimentally.
- b) For the less volatile fission and activation products, the following release rates were determined (Table I):

Element	R	Element	R
Ag	14.3	U	0.02
Te (Se)	7.1	Np (Pu, Am)	0.001
Sb	4.3	Fe	0.1
Ba (Sr)	0.05	Cr	0.08
Mo (Tc)	0.01	Co (Ni)	0.09
Ru (Rh, Pd)	0.001	Mn	1.0
Ce, Nd (La, Pr)	0.001	Sn	1.36
Zr (Y, Nb)	0.001		

Table I: Release rates R in (%/min) for T=2400°C in a steam atmosphere of 2 bar.

Using these release rates and the assumption that the time/temperature history of the core can be represented, for instance by a time interval of 15 min duration at 2400°C, an upper limit for the activity release can be calculated by

$$\Delta A(t) = A(t) \cdot e^{-\frac{R}{100} \cdot 15}$$

where  $A(t)$  = Activity of a given nuclide at time  $t$   
R = corresponding release rate from Table I

#### Plans for future work

- Completion of this test series in steam: determination of release rates in the temperature range 1800 - 2200°C
- Release tests with melt masses of 1-2 kg including also concrete.

06.01.12 Investigation on the Interaction of Steel Melts and Concrete

06.01.12/14A Erosion of Concrete by Steel Melts - Investigations of the  
PNS 4325 Melt Front Velocity

(S. Hagen, A. Grünhagen, H. Malauschek, K.P. Wallenfels, IT)

#### Work performed

In the time of report the development and testing of methods for the determination of the temperature distribution, the humidity behavior and meltfront propagation was continued. For this task melting experiments with 100 kg thermite in concrete crucibles of US-Geometry (100 cm high, 60 cm diameter; cavity: 50 cm depth, 40 cm diameter) were performed.

In this melting experiments we have tested furthermore the use of thermocouples and humidity detectors and their positioning with the help of quartz rods. In particular we have tested the mutual dependence of close side by side used thermocouples and the function of different humidity detectors.

In parallel we have done the first test with a crucible of BETA-geometry (300 cm high, 110 cm diameter; cavity: 177 cm depth, 38 - 60 cm diameter). This test should give us experience for the use of measuring methods in consideration of the noticeable larger dimensions of the BETA-crucible. During production of the crucibles for the tests in the 2. half of 1981 in respect to instrumentation the emphasis was put on the test of high temperature thermocouples. We hope to be able to measure the temperature in the molten layer close to solid concrete by the use of TRe-thermocouples.

#### Results obtained

The test have shown that the Ni-CrNi thermocouples and their combination with humidity - counters as a double-detector are suited to determine temperature and humidity in the concrete. The penetration of the meltfront is given by the failure of the thermocouples and the short circuit of the humidity counter.

The tests on the mutual influence of side by side used thermocouples have shown no mutual disturbance. Humidity counters with the electrodes in precasted concrete cubes showed the same results as humidity detectors with electrodes in crucible concrete itself. In the tests the use of quartz rods for positioning was successful in different arrangements. The method can also be used with the larger

dimensions of the BETA-concrete crucible. In this case the bracing of the frame of quartz rods to the core of the mould gives the best reference to the wall of the cavity. During the fabrication of the crucible the large amount of concrete (5 tons) requires the shielding of the quartz rods against the falling masses. Otherwise damage to the quartz rods cannot be avoided.

#### Plans for future work

For the melting of the concrete the course of temperature in the bounding layer of the melt is important. Experimental it is very difficult to keep detectors working in the aggressive melt. In the crucibles to be tested in the next half year we have built in TRe-thermocouples with quartz tubes. If they are not successful, we have to try high temperature thermocouples with other sheets.

06.01.12/15A Experiments on the Interaction of Steel Melts and Concrete  
PNS 4323 (D. Perinic, R. Döbele, W. Höhn, B. Kammerer, W.D. Klotz,  
H. Lukitsch, A. Mack, N. Paroth, D. Zimmerlin, U. Kirchhof, IT)

#### Work performed

Work relating to following items of research program has been carried on:

1. Concept, planning, construction and operation of the BETA test facility for experiments on the interaction of steel melts and concrete.
2. Development and acquisition of the measuring technology for the facility.
3. Planning, preparation, implementation and evaluation of experiments.
4. Coordination of construction measures including the licensing procedure.

#### Results obtained

ad 1. Planning in the factory has been largely completed for the electric and mechanical components of the BETA facility. The design drawings were cleared for fabrication.

On account of the results from a preliminary test made with 1000 kg of thermite melt the thermite casting facility had to be modified. Besides

an aspiration cabin was ordered by a supplementary order so as to protect the environment from smoke and ejected melt.

A settlement has been reached with the supplier of the facility regarding the consequences on warranty due to the interim storage of components necessitated by delays in the completion of the experimental hall.

ad 2. The design drawings of the immersion probe system have been completed.

The water and gas cooling circuits of the viewing periscope for the cinematographic and television cameras were instrumented and tested in preliminary tests.

The two pyrometer periscope coolers were accepted on May 7, 1981. Acceptance of the optical part took place on June 24, 1981.

To strike the mass balance, specifications were defined and bids invited for a balance achieving a accuracy of measurement of  $\pm 1$  kg.

The range of measurement of the crucible measuring machine was extended as a results of change of the crucible geometry. Partial delivery was executed.

ad 3. During the period of reporting four BETA preliminary tests were performed and further tests prepared. Three tests were carried out with crucibles of 60 cm outer diameter and 100 cm height and involving 100 kg of thermite melt. The first test with a crucible of BETA geometry and 600 kg of thermite melt produced in the crucible took place on April 10, 1981. First results have been compiled for each test in quick-look surveys.

The invitation of bids was completed concerning the metal molds and the transport devices for the BETA reference crucible weighing approx. 6 t. to bridge the time until the metal mold will be available, fabrication was started of BETA reference crucibles with lost mold. The first two crucibles have been manufactured until now from reactor-grade concrete with improved reinforcement.

ad 4. After the problem of siting had been clarified with due consideration of the protection from explosion of neighboring buildings and taking into account all requirements of process technology, a concept of the hall inclusive of the energy supply building was developed to the licensing stage, according to which the costs incurred will be minimized.

After completion of the "green file" planning is now in the phase of application for construction.

#### Plans for future work

Continuation of work relating to 1, 2, 3 and 4.

06.01.12/17A Hydrodynamical and Thermal Models for the Interaction of a Core  
PNS 4331 Melt with Concrete  
(R. Reimann, S. Stiefel, IRB)

#### Work performed

- Further development of the physical models in WECHSL.
- Continuation in developing a transient concrete decomposition model.
- WECHSL-computations for the construction of the BETA test facility.

#### Results obtained

The investigations for the penetration of a core melt into the concrete basement at temperatures near the freezing temperature of the metal resp. oxide layer have been continued. For modelling the crust formation phase it is assumed in a first step that thin crusts do not influence the gas percolation through the melt so that the heat transfer models for the liquid phase can be applied without alterations. Only after exceeding a certain limiting crust thickness, the gas percolation is hindered and by that, the heat transfer is reduced. A continuous transition from gas driven convection to free convection is expected. Separate aspects of this preliminary model like the limiting crust thicknesses will be clarified by model experiments (PNS 4334).

The program SYMROT for computing the transient heat conduction with change of phase was checked by comparing its results with existing analytical or numerical solutions. The developing efforts for computing transient concrete erosion and

and for coupling the SYMROT program with the WECHSL code have been finished.

For developing the BETA test facility it should be proved that the pressure inside the crucible hood does not exceed a limiting value. The gas production by the concrete erosion in a BETA test with maximum melt mass and maximum inductive heating of the metal melt has been computed with WECHSL. For the hood and the exhaust gas passage a model has been developed which calculates the pressure rise by taking into account transient heat storage into the hood structure. With this base, the necessary free area for the exhaust gas passage was fixed. The computations for preliminary BETA tests are in satisfactory agreement with the experimental results.

#### Plans for future work

- Further development of the physical models in WECHSL.
- Computations for simulation experiments.
- Further computations for the consequences of a core melt accident.

06.01.12/18A Development of Models for the Analytical Determination of Core  
PNS 4334 Meltdown Accidents  
(H. Alsmeyer, K. Dres, IRB)

#### Work performed

The model experiments carried out during this period were concerned with

- studies of fluid flow and heat transfer using a two component concrete simulant material
- studies of freezing behavior of a metallic melt under the influence of gas bubbles.

#### Results obtained

The experiments with concrete simulant materials were carried out for horizontal and vertical slabs, where the diameter of the aggregate simulant material and the temperature of the fluid pool which is in contact with the slab was varied. The experiments show that the formation of a closed gasfilm is favored for small aggregate diameters (5 mm). However, the heat transfer rate is well above the value for smooth dry ice surfaces and corresponds to the

heat transfer rate for "rough" dry ice slabs. This is due to the inhomogeneity of the decomposing surface, which reduced the thickness of the gas film by a favored release of the gas and increases the turbulence in the gas and fluid flow. In accordance with gas film models the heat transfer coefficient for horizontal and vertical walls increases with the temperature of the fluid pool.

The investigation of crust formation by freezing pool material shows a strong reduction of heat transfer as crusts are formed over a horizontal slab. The gaseous and liquid decomposition products of the concrete simulant material escape from the slab through holes in the crusts. The heat transfer rate is controlled by the heat transfer from the pool to the crust, the heat resistance of the crust, and the heat resistance of the gaseous/liquid layer between crust and solid slab.

Crust formation at a vertical slab is beginning in the laminar flow regime near the lower leading edge of the slab growing upwards towards the top of the slab. The crust is completely closed and the gaseous and liquid decomposition products of the simulant material are streaming in the gap between crust and solid slab towards the surface of the pool.

The freezing behavior, first studied with water as model liquid, was investigated for metallic pools. The experiments with mercury layered on the top of a dry ice slab confirm the early crust formation associated with a strong reduction of heat transfer and the slow growth of crust thickness until all the metal is solidified.

#### Plans for future work

Future experimental work will concentrate on the heat transfer to the concrete mainly during the freezing phase of the pool.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS

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

06.01.14 Offgas Filters in Nuclear Power Stations

06.01.14/10A Determination of the  $^{131}\text{I}$  Species in the Exhaust Air of  
PNS 4414 Boiling Water Reactors  
( H. Deuber; LAF II)

Work performed

- a) Installation of equipment for operating iodine species sampling devices in all the main exhausts of BWR 4:  
Containment purge air, reactor building exhaust, exhaust of the conditioning part of the reactor building, operating building exhaust, hood exhaust, turbine building exhaust, stack exhaust.
- b) Operation of iodine species sampling devices in these exhausts

Results obtained

Detection limit ( $10^{-15}\text{Ci/m}^3$ ) exceeded in all these exhausts;  
quantitative evaluation in progress.

Plans for future work

Continuation of the measurements during 1 year

O6.01.14/11A Development and Improvement of Exhaust Air Filters  
PNS 4415 for Accident Conditions  
(H.G. Dillmann, V.Rüdinger, H.Pasler, T.Tran Anh; LAF II)

#### Work performed

The results of the estimates made on the challenge of filter systems during incidents and accidents can be further improved by taking into account computer codes dealing with the aerosol behavior in the safety containment so that excessively conservative assumptions can be abandoned. Computation of challenges has been continued with the introduction of data obtained on the aerosol behavior in the containment using the NAUA code developed at KfK.

The current investigations of prototype filters for airborne particulates equipped with metal fiber mats have been continued by further measurements on the removal behavior. Following the first test on the storage capacity a simple apparatus has been planned which allows higher loadings than previously done.

#### Results obtained

Work is at the stage of program development.

Depending on the flow rate upstream of the filter of 3,5 to 35 cm/s, the tested metal fiber pack filters yield removal efficiencies of 99,996 to 99,75%, measured with uranine as testing aerosol, particle diameter 0,1  $\mu\text{m}$ . The testing apparatus for determination of the storage capacity is being built.

#### Plans for future work

Work will be carried on with the objective of obtaining more realistic data on the challenges to post-accident exhaust filter systems after core meltdowns. The metal fiber pack filters must be optimized to higher efficiency at reduced pressure drop and to higher loading capacity. Additionally the efficiency of ceramic fibres for high temperature filter elements must be tested.

06.01.14/12A Investigation into the Behavior of HEPA-Filters at High  
PNS 4416 Temperature, High Humidity and Elevated Differential Pressure  
(V. Rüdinger, T. Tran Anh, LAF II)

Work performed

Neutron activation analysis (NAA) and inductively coupled plasma (ICP)-  
technique with different methods of sample preparation were tested in view of  
the determination of aerosol mass concentration.

Investigations into the moisture properties of HEPA-filters were resumed after  
improving the instrumentation for the measurement of relative humidity and  
differential pressure. A new instrument for the accurate measurement of  
relative humidity by IR-adsorption was purchased.

A second series of tests on the structural response of commercial particulate  
filters and prototypes of improved design has been prepared. Execution of the  
tests at the Los Alamos National Laboratories was started. On the basis of the  
conceptual design the main components for the installation for filter testing  
at high differential pressures (BORA) were designed. A tender was prepared.  
Planning of the accommodating building was completed.

Results obtained

The detection limit of ICP-analysis for Cr is 0,5 µg. With NAA Cr, Ti and  
V can be determined in ng-quantities. As the impurities of these elements in  
Nuclepore filters amount to about 50 ng, the accurate measurement of downstream  
mass concentration of about 500 ng per sample is possible. NAA, however, proved  
to be very time consuming.

Investigations of the behavior of filter elements at high humidity and elevated  
differential pressure, respectively, are in progress.

All planning for the test installation BORA is completed.

Plans for future work

Work on mass concentration measurement is being continued with the aim of  
developing a rapid procedure. The X-ray fluorescence technique will also be  
tested.

Investigations of the pressure drop of particulate filters at high relative humidity will be continued. The IR-instrument will be adapted to the test bench TAI FUN and calibrated. The second series of structural tests at the Los Alamos National Laboratory will be terminated and the results evaluated.

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

06.02.01/07A Incident Analysis for the Dissolver Offgas Cleaning  
PNS 4513 System of the Large Reprocessing Plant  
(S.Fenyi, K.Nagel, G.Weber, H.Wenzelburger; IDT)

Work performed

- The subsystem REDUKTION has been investigated, where harmful substances like  $O_2$  and  $NO/NO_2$  should be removed from the off-gas.
- Under the assumption that all subsystems are linked together the consequences have been qualitatively investigated if a packed fiber mist eliminator with flushing capability for initial removal of droplet and solid aerosols in PASSAT is defect.
- Evaluation of software programs for microprocessors has been started to realize sequences of random numbers with long period and short computation time.

Results obtained

Possible malfunctions in REDUKTION are:

- Heating of the off-gas is too low
- $H_2$ -concentration is too high
- $H_2$ -concentration is too low
- Dilution of the off-gas is too low, the catalyst will be overheated
- Poisoning of the catalyst.

The defect of the packed fiber mist eliminator with flushing capability in PASSAT will not immediately cause release of radionuclides in the subsystem KRETA. But now defects between the mist eliminator and KRETA will be of importance for the radioactivity remaining in the off-gas.

Plans for the future work

- For the filters of the subsystem PASSAT models of their physical behavior will be developed.
- Programs for microprocessors will be made available concerning additional methods for generation pseudo random numbers with long periods and low computation time.

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

06.03.01/06A Investigation of the Physical and Chemical Environmental  
PNS 4812 Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular Biological Effectiveness. Pu, Am, Cm.  
(H. Schüttelkopf, M. Pimpl, G. Hefner, J. Hiller, HS)

Work performed

The development of an automated separation of Pu, Am, and Cm by means of HPLC was continued.

The releases of Pu with gaseous and liquid effluents of the Karlsruhe reprocessing plant were measured monthly.

Leaf mould and soil samples taken in the environment of the Karlsruhe reprocessing plant were analysed.

The adsorption and desorption behavior of Pu, Am, and Cm on 8 different soils being in contact with different solutions of complex forming compounds in various concentrations were determined.

Results obtained

The separation of Pu, Am, and Cm from the matrix of environmental samples with a chromatographic column was performed. The optimal conditions must be found out and the applicability of the chromatographic method to all sample materials of interest must be proved before a linkage with the method of separation and determination being on hand can be made.

The deposition velocity of aerosols in the second main wind direction from the Karlsruhe reprocessing plant was determined. Using the Pu deposition on the surface layer of leaf mould of undisturbed soil horizons or soil, respectively, and using the Pu concentrations measured in ground air, a deposition velocity was measured for total Pu, being composed of Pu emissions of the reprocessing plant and fallout Pu.

Plans for future work

The development of an automated separation of Pu, Am, and Cm by means of HPLC will be continued, as well as the monthly measuring of the releases of Pu from the Karlsruhe reprocessing plant and the determination of the actinide concentrations in the environment of this plant. In addition to experiments to increase the mobility of actinides in soil measurement of transfer factors will be started.

- 06.03.02            Investigations on the Spreading Behavior of Nuclear  
                         Pollutants in the Short Range and the Mesoscale
- 06.03.02/10A      Investigation of the Atmospheric Dispersion of Radioactive  
PNS 4822            Pollutants in the Mesoscale ( $\geq 15$  km)  
                         ( W. Hübschmann, H. Schüttelkopf; HS )

Work performed and results obtained

Based on experience gathered in manufacturing a transponder preseries, a second transponder test series was developed on behalf of KfK. This series, comprising five transponders, was completed according to schedule and tested in May. However, the said tests were confined to stationary interception over distances up to 19 km without visual communication. Owing to continuous rain no test flights were possible for three days. The stationary tests furnished satisfactory results.

Plans for future work

Following further and probably finalizing transponder testing participation in PUKK (Project on the Study of Coastal Climate) is planned with a series of tetraon flights to be performed at the North Sea coast in September 1981.

- 06.03.02/11A      Investigation on the Atmospheric Dispersion of Radioactive  
PNS 4823            Pollutants in the Local Scale (up to distances of 15 km) at  
                         Source Heights  $\geq 100$  m  
                         ( W. Hübschmann, H. Schüttelkopf; HS )

Work performed and results obtained

Repair work was done on the evaporator dismantled for the dispersion test (No. 74) at Ispra: subsequently, tests were carried out in order to verify the performance of the evaporator, paralleled by measurement of the background concentration in the immediate vicinity of the meteorological tower. Faultless evaporator performance was evidenced by these tests.

The dispersion test series under dispersion category A with emission heights of 160 and 195 m had still to be completed. Tests in this category, which is characterized by predominance of light wind, are particularly difficult because of great variations in the wind direction. Another test of this type was carried out in June while the dispersion category A prevailed.

Plans for future work

Evaluation of the dispersion tests involving emission heights of 160 and 195 m will be completed.

06.03.02/12A Atmospheric Diffusion Models for Particular Meteorological  
PNS 4824 Situations  
(W. Hübschmann, H. Schüttelkopf; HS)

Work performed and results obtained

A puff diffusion model was developed which allows to calculate the distribution of the concentrations of a pollutant which is diffused from a point source moving on a curved path. This model is suited for situations characterized by variations in the wind direction as occurring, e.g., in low wind situations.

Plans for future work

The model indicated above will be tested by the results of appropriate diffusion tests. Diffusion tests will be performed initially in low wind situations.

06.03.02/13A Investigation of Remote Sensing Methods with Respect to  
PNS 4825 their Suitability to Measure Meteorological Parameters in  
the Atmospheric Boundary Layer  
( W. Hübschmann; HS)

Work performed and results obtained

Two Doppler-SODAR systems were tested for possible installation on the meadow reserved for meteorological measurements. Doppler-SODAR systems open up the possibility to make the necessary meteorological measurements at a nuclear power plant site also in the absence of a meteorological tower.

Plans for future work

Installation of a Doppler-SODAR system on the "meteorological" meadow and storage for at least 12 months of the measured data, followed by evaluation and comparison with data measured on the meteorological tower.

06.03.02/14A Modelling of Long-Range Transport of Pollutants  
PNS 4826 (G. Hälbritter, G. Neumann-Hauf; AFAS)

Work performed

Within the framework of the long-range transport modelling of atmospheric pollutants transport and diffusion models were checked with regard to

- model-specific assumptions
- ranges of application
- availability for use as well a
- availability of the required input data.

Atmospheric transport and diffusion models can be broadly described as empirical, semi-empirical and complex numerical models. Empirical models are based on observed and statistically analysed correlations between emission and air quality data. This type of model, therefore, needs long-term measurements of air quality data in the region where the model is applied. Complex numerical models, however, require the solution of the basic thermo-hydrodynamic equations describing the atmospheric motions. The integration of these non-linear partial differential equations of first order requires

### Results obtained

Because of the availability of required input data, the short-term applicability and the comparatively short computer time trajectory models seem to be most suitable for practical simulation calculations. Among the examined models of this type, the MESOS model, developed at Imperial College, London is marked by its quasi-"3-dimensional" treatment of the atmosphere. The model is suitable for calculating mean pollutant exposure from continuous releases as well as possible exposure from short-term accidental releases on the basis of statistics on a regional scale.

### Plans for future work

MESOS will be implemented on the KfK computer during 1981. Calculations on long-range pollutant transport will be done for various European sites.

06.03.03 Investigation of the Radiologic Impact of Reactor  
Accidents under Probabilistic Aspects

06.03.03/07A Improvement of the Consequence Model. Phase B of the  
/08A German Reactor Risk Study

PNS 4831/32 (A. Bayer, K.Burkart, J.Ehrhardt; INR  
W.Hübschmann, S.Vogt; HS, F.Horsch; PNS/PL)

#### Work performed and Results obtained

After the publication of the main report of the German Reactor Risk Study, phase A, the computer program UFOmoD calculating the health effects was revised and corrected for some minor errors. The consequence calculations and risk results presented in the Appendix 8 of the German Reactor Risk Study had been achieved using the modified and corrected version of UFOmoD. Alterations of the input/output and in the intermediate storage of preliminary results requested the program description and users manual to be revised.

In risk studies for plants of the nuclear industry usually the number of fatalities by radiation induced health effects are assessed. They are divided into "early fatalities" (mortality by acute radiation syndrom) and "late fatalities" (deaths due to leukemia and cancer). For the individuals as well as for the society as a whole both health effects are in principle of different significance because of the different times of death after irradiation. Risk assessments which give only the number of fatalities therefore show an uncomplete picture of the consequence because they do not consider the age of the individuals at the time of death. In this report the mathematical models for the computation of the individual and collective reduction of life expectancy from stochastic somatic effects after accidental releases of radioactivity are described. Computational results with regard to the age distribution of the population are presented for persons living during the nuclear accident and persons born afterwards. Thereby the exposure pathways, organs and nuclides of the German Risk Study are treated separately. A rough estimate of the reduction in life expectancy due to the late fatalities calculated in this study is given.

Comparative calculations within the CSNI benchmark study of OECD-NEA were essentially finished. The results are to be presented at a ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment in the fall 1981.

Plans for future work

Within the extended BMFT project to phase B of the German Reactor Risk Study the consequence model as well as the input data will be improved.

Presently a follow on project within the OECD-NEA on the further development and improvement of ingestion models in risk studies is under consideration.