

KfK 3111
Juli 1981

Zur Geschichte des Projekts Schneller Brüter

W. Marth
Projekt Schneller Brüter

Kernforschungszentrum Karlsruhe

Kernforschungszentrum Karlsruhe

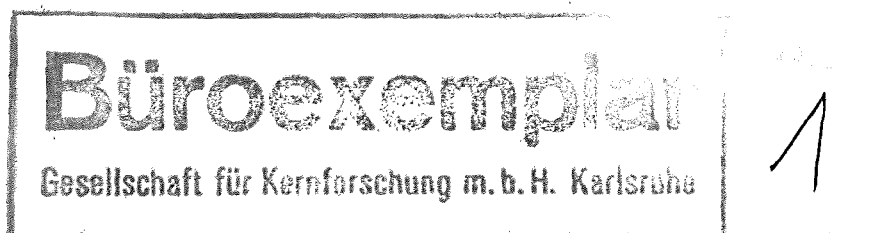
Projekt Schneller Brüter

KfK 3111

Zur Geschichte des
Projekts Schneller Brüter

von

W. Marth



Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

ZUSAMMENFASSUNG

Die Entfaltung des Projekts Schneller Brüter von seinen Anfängen im Kernforschungszentrum Karlsruhe bis zur heutigen Kooperation vieler Institutionen vor allem in der Bundesrepublik, den Niederlanden, Belgien und Frankreich wird zusammenhängend dargestellt. Während in der Frühphase physikalische Untersuchungen über Reaktorkerne mit schnellen Neutronen im Vordergrund standen, gewannen in der weiteren Entwicklung technologische Fragen und Sicherheitsuntersuchungen an Bedeutung. Die wachsende Zusammenarbeit mit der Industrie und die Förderung von Regierungsseite führten zur Projektierung und zum Baubeginn des Prototyps SNR 300. Die Gesichtspunkte, die hierbei für wichtige Zwischenentscheidungen maßgebend waren, werden dargelegt. Entscheidenden Einfluß auf den Projektablauf haben Genehmigungsprobleme und Finanzierungsfragen erhalten. Der Bericht befaßt sich ferner mit den internationalen und den innenpolitischen Einflüssen auf die Brüterentwicklung.

Der Anhang besteht aus einer Liste sämtlicher Veröffentlichungen des Projekts, soweit sie im Kernforschungszentrum Karlsruhe erstellt worden sind.

ON THE HISTORY OF THE FAST BREEDER PROJECT

ABSTRACT

The evolution of the Fast Breeder Project from its beginning at the Karlsruhe Nuclear Research Center to the present cooperation of various organisations especially in the Federal Republic of Germany, the Netherlands, Belgium, and France is described in its historical context. Whereas the emphasis was on physical studies of fast neutron cores in the early phase, technological and safety problems gained importance in the subsequent development. The increasing collaboration with industry and the support by government funds resulted in the design and start of construction of the prototype SNR 300. The objectives and the reasoning underlying important intermediate decisions are described. In the meantime, licensing and funding problems have become decisive for the project schedule. The present report also gives an account of the international and national political aspects which influence the breeder reactor development.

In the annex all fast breeder publications of the Karlsruhe Nuclear Research Center are listed.



I N H A L T S V E R Z E I C H N I S

	<u>Seite</u>
VORBEMERKUNGEN	IV
1. DIE GRÜNDUNG DES PROJEKTS (1960-61)	1
1.1 Billigung und Organisation des Projekts	2
1.2 Projektziele und Grundsatzprobleme	4
2. DIE PHASE DES AUFSCHWUNGS (1961-65)	8
2.1 Physikalische Versuchsanlagen und Grundlagenuntersuchungen	8
2.1.1 Van de Graaff-Generator, SUAK und STARK	8
2.1.2 Schnelle Nullenergie-Anordnung Karlsruhe (SNEAK)	9
2.1.3 Southwest Experimental Fast Oxide Reactor (SEFOR)	11
2.1.4 Grundlagenuntersuchungen	12
2.2 Arbeiten zum Brennstoffkreislauf	14
2.2.1 Brennelemententwicklung	14
2.2.2 Wiederaufarbeitung	16
2.3 Reaktorentwürfe und Versuchskreisläufe	18
2.3.1 Reaktorentwürfe	18
2.3.2 Versuchskreisläufe	21
2.4 Die Zusammenarbeit mit Euratom	22
3. DIE KÜHLMITTELENTSCHEIDUNG (1965-70)	25
3.1 Die Beurteilung der energiewirtschaftlichen Situation	25
3.2 Die Einbeziehung der Industrie	27
3.3 Die Beendigung des Dampfbrüterprojekts	29
3.3.1 Die Argumente der Projektleitung	31
3.3.2 Die Argumente der Industrie (AEG)	33

	<u>Seite</u>
3.3.3 Die Argumente von Dipl.-Ing. Ritz	34
3.3.4 Die Argumente des Journalisten K. Rudzinski	36
4. DIE SCHWIERIGKEITEN DER PROJEKTVERWIRKLICHUNG (1970-76)	38
4.1 Der Start des SNR 300	38
4.1.1 Die Konstituierung der Vertragspartner	38
4.1.2 Der Erfüllungsstand der Bewilligungsbedingungen	40
4.1.3 Die Na 2-Studie und der SNR 300-Sicherheitsbericht	42
4.1.4 Die Forderungen der Genehmigungsbehörde	44
4.1.5 Die Forderungen der Betreiber	45
4.1.6 Die veränderte ökonomische Einschätzung des Brüters	47
4.1.7 Anlaufschwierigkeiten beim Bau des SNR 300	49
4.2 Das baubegleitende F+E-Programm	52
4.2.1 Die Organisation des Projekt-Managements	52
4.2.2 Der Bereich Brennelemente	53
4.2.3 Der Bereich Physik	56
4.2.4 Der Bereich Sicherheit	57
4.2.5 Der Bereich Natriumtechnologie	60
4.3 Reaktorideen, Reaktorkonzepte, Reaktorprojekte	62
4.3.1 Der Hochfluß-Testreaktor FR 3	62
4.3.2 Der heliumgekühlte Brüter	63
4.3.3 Der SNR 2	65
4.3.4 Das Versuchskernkraftwerk KNK	67
5. POLITISCHE EINWIRKUNGEN, PARTNERSCHAFTLICHE ABSICHERUNGEN (1976-81)	72
5.1 Die Neuorientierung der Brüterpolitik	72
5.1.1 Die Ford-MITRE-Studie	72

	<u>Seite</u>
5.1.2 Die neue amerikanische Nuklearpolitik	73
5.1.3 Das INFCE-assessment	74
5.1.4 Der Bericht der Enquête-Kommission	75
5.2 Kooperation mit Partnern	76
5.2.1 Die deutsch-französische Kooperation	77
5.2.2 Die Entwicklungsgemeinschaft Schneller Brüter	80
5.3 Abwicklungsprobleme beim SNR 300	81
5.3.1 Technische und genehmigungstechnische Probleme	81
5.3.2 Politische, juristische und finanzielle Probleme	83
5.3.3 Stand des Projekts SNR 300	84
5.4 Aus dem F+E-Programm	85
5.4.1 Ergebnisse	85
5.4.2 Kursänderungen	90
5.4.3 Zielsetzungen	92
LITERATURVERZEICHNIS	96
ANHANG: VERZEICHNIS DER PSB-VERÖFFENTLICHUNGEN	

VORBEMERKUNGEN

Wenn das Kernforschungszentrum Karlsruhe in diesen Wochen sein 25-jähriges Bestehen feiert, kann auch das Projekt Schneller Brüter (PSB) auf mehr als 21 Jahre zurückblicken, während der es das größte Projekt des Zentrums war und noch immer ist.

PSB hat das Bild des Kernforschungszentrums bestimmend mitgestaltet; in der Öffentlichkeit wird der Schnelle Brüter auch heute noch mit Karlsruhe in enge Verbindung gebracht.

Die Fülle der Ereignisse auf diesem langen Weg, also die Geschichte dieses Projekts in zusammenhängender Form darzustellen, war für mich ein reizvolles Unternehmen. Das Ziel war – unter besonderer Betonung der Karlsruher Forschungstätigkeiten – den Erscheinungen und Entscheidungen des Gesamtprojekts nachzugehen, die Verflechtungen seiner Partner, die Struktur seiner Probleme und den Rhythmus seiner Abwicklung aufzuzeigen. Die vielfältigen Einflußnahmen aus der industriellen, politischen, juristischen und internationalen Sphäre durften nicht vergessen werden.

Objektivität und Fairness in der Darstellung zu erreichen, und zwar bei gebotener Nüchternheit und Sachlichkeit, war ein immerwährendes Bestreben. Dem ständig vorhandenen Wunsche, die Ereignisse und Entscheidungen der Vergangenheit aus heutiger Sicht eingehender zu bewerten und zu kommentieren, habe ich aus wohlwogenen Gründen widerstanden. An die Grenzen dieses Wollens stößt man jedoch bereits bei der – subjektiven – Auswahl und Verdichtung des überaus umfangreichen Tatsachenmaterials.

Der Entwurf dieses Berichts wurde einer Reihe von Persönlichkeiten, welche die Brütergeschichte aktiv mitgestaltet haben, zur kritischen Durchsicht übersandt. Ihnen danke ich an dieser Stelle für viele wertvolle Kommentare und Hintergrundinformationen.

Im Anhang befindet sich eine Zusammenstellung aller Veröffentlichungen des Karlsruher Brüterprojekts, welche Herr Dr. Hüper besorgt hat. Sie geben eine Vorstellung vom Karlsruher Beitrag zum Projekt Schneller Brüter. Wer diese Zeit miterlebt hat, wird auf vertraute Namen und Themen treffen.

Frau Klausmann-Stern danke ich für die umfangreichen Schreibarbeiten zu diesem Bericht, der über viele Iterationen hin entstanden ist.

Willy Marth

Das Studium der Vergangenheit
läßt uns die Gegenwart sicherer beurteilen
und die Zukunft besser abschätzen.

1. DIE GRÜNDUNG DES PROJEKTS (1960-61)

Die Anfänge des Projekts Schneller Brüter reichen zurück bis in das Jahr 1957.

Im Wintersemester 1957/58 hielt Professor Wirtz im Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik (INR) ein Seminar über schnelle Brutreaktoren ab. Bei diesem Seminar wurde in der Bundesrepublik das wissenschaftliche Interesse an der Physik schneller Neutronen, dem Brutprozeß und der technischen Konzipierung von Brütern geweckt. Auf dem damaligen INR-"Computer", einer Zuse Z 22, wurden die ersten Rechnungen durchgeführt, welche die Abhängigkeiten von Kernaufbau, kritischer Masse und Brutrate vermittelten /1/, /2/.

Dies war ein bescheidener Anfang, viele Fragen jedoch blieben übrig. Und so wurde 1959 der damalige Leiter der Gruppe Theorie im INR, Dr. W. Häfele, für ein Jahr zum Oak Ridge National Laboratory in die USA geschickt, um die dort laufenden Arbeiten auf dem Gebiet schneller und thermischer Brüter kennenzulernen. Er kam zurück mit umfassenden Informationen über die amerikanischen Versuchsbrüter EBR I, EBR II und Enrico-Fermi, sowie die Brüterprogramme der amerikanischen Atomenergiekommission (US-AEC). In Karlsruhe waren in der Zwischenzeit die physikalischen Arbeiten zum FR 2-Reaktor weitgehend abgeschlossen, so daß den Wissenschaftlern die Orientierung auf eine neue große Aufgabe durchaus willkommen war.

So wurde am 1. April 1960 gemeinsam durch das INR und die Technische Abteilung Reaktor (TA/R) die "Projektgruppe Schneller Brüter" gegründet und Dr. Wolf Häfele zu ihrem Leiter bestellt /3/.

Dies war der Beginn des Projekts Schneller Brüter.

1.1 Billigung und Organisation des Projekts

Die Gründung eines Projekts - auch wenn es damals noch Projektgruppe hieß, - war ein Novum im Kernforschungszentrum. Zwar war bereits ein Teil der FR 2-Arbeiten unter Mitwirkung mehrerer Institute ausgeführt worden, aber deren Koordinierung erfolgte nicht durch eine Projektleitung, sondern im wesentlichen durch das INR und die Geschäftsführung. Die Zustimmung der Organe der Gesellschaft sowie der Fachgremien der Deutschen Atomkommission war erforderlich, um dem Projekt Schneller Brüter seine Befugnisse und nicht zuletzt die erforderlichen Geldmittel zu sichern.

Am 15.5.1960 billigte der Aufsichtsrat der Gesellschaft das Projekt auf Antrag der Geschäftsführung. Dem Beschluß lag ein Memorandum zugrunde, aus dem die beabsichtigte gestufte Abwicklung des Projekts erkennbar war. Demnach hatte man den Plan, in 3 Schritten vorzugehen /4/:

- a) Vorauswahl möglicher Reaktortypen
in physikalischer und technischer Hinsicht,
- b) erster Konzeptentwurf des in Aussicht
genommenen Reaktortyps sowie die Durchführung physikalischer und technischer Versuche, und
- c) die Durchführung eines kritischen Nullenergie-Experiments.

Daran anschließen sollten sich die detaillierte Planung des gewählten Reaktortyps sowie der Bau des Kernkraftwerks selbst.

In der Begründung zum Projektantrag wurde ausgeführt, daß man im Verlauf der künftigen Entwicklung damit rechnen müsse, daß die derzeitigen Leistungsreaktoren durch Brutreaktoren ersetzt würden. In Großbritannien werde das Jahr 1970 als dieser Zeitpunkt angesehen; anderwärts zöge man noch einen etwas längeren Entwicklungszeitraum in Betracht.

Auf Wunsch des Aufsichtsrats wurden auch der Arbeitskreis III/1 "Kernreaktoren" sowie die Fachkommission II der Deutschen Atomkommission um ihr Votum zum Projekt gebeten. Unter der Leitung von Prof. Maier-Leibnitz bil-

ligte der Arbeitskreis III/1 das Projekt am 7.12.1960, wobei er ausdrücklich die Möglichkeit einschloß, daß sich Gründe ergeben könnten, wonach das Projekt mit Ablauf der beantragten 3 Jahre eingestellt werden müsse /4/. Die Fachkommission II unter dem Vorsitz von Prof. Winnacker stimmte dem Projekt am 9.2.1961 zu; in ihrer EntschlieÙung warnte sie vor einer zu frühen Überführung des Vorhabens in einen internationalen Rahmen /4/.

Die Organisation der Projektgruppe sah zunächst die Bildung eines Stammes von 20 Mitarbeitern vor. Der Projektleiter sollte die allgemeine Arbeitsrichtung bestimmen; bei wichtigen Entscheidungen sowie weiteren Personaleinstellungen hatte er sich jedoch mit den Leitern des INR und der TA/R abzustimmen /3/.

Die Entwicklungsarbeiten für einen Schnellen Brüter wurden von Anfang an als eine große Aufgabe angesehen. Dementsprechend breit war das Spektrum der Organisationseinheiten im Zentrum, deren Mitarbeit man anstrebte /4/:

- a) Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik (INR)
(für: theoretische Berechnungen, experimentelle Arbeiten, Grundkonzeptionen, Prinzipentwürfe)
- b) Technische Abteilung Reaktor (TA/R)
(für: Konstruktionsentwürfe, große technische Versuche)
- c) Institut für HeiÙe Chemie (IHCh)
(für: Entwicklung von Aufarbeitungsmethoden)
- d) Institut für Radiochemie (IRCh)
(für: Untersuchung zur Diffusion von Spaltedelgasen)
- e) Institut für Transurane (TU)
(für: Plutoniumtechnologie)
- f) Abteilung Reaktorbetrieb FR 2 (RB)
(für: Bestrahlung von Brennstoffproben).

Ein Zeitraum von 3 Jahren (1961-63) erschien für die theoretischen und experimentellen Vorarbeiten ausreichend; danach sollte über den endgültigen Entwurf und Bau des Brüters entschieden werden. Die gesamten Projekt-

kosten wurden mit 20 Mio DM veranschlagt worden; das in den USA zu beschaffende angereicherte Uran und das Plutonium für die geplante Nullenergieanlage waren darin nicht enthalten.

Zur Koordinierung der Projektarbeiten zwischen den Instituten und der Projektleitung war schon sehr früh der sog. Brüter A-Ausschuß eingerichtet worden. Diesem Gremium gehörten die Leiter der oben genannten Organisationseinheiten an sowie die Geschäftsführer des Zentrums und natürlich der Projektleiter. Es tagte etwa einmal im Monat unter dem Vorsitz von Prof. Wirtz (bzw. Dr. Schnurr ab 1966). Die wöchentlichen BT(= Brain Trust)-Besprechungen wurden von Dr. Häfele geleitet; sie dienten der detaillierten Steuerung des Projekts und vereinten den Projektstab mit einigen Institutsleitern und wichtigen verantwortlichen Mitarbeitern.

Der Darstellung des Projektfortschritts wurde von Anfang an große Aufmerksamkeit gewidmet. Dies geschah in jährlichen Statusberichten, welche zunächst zentrumsinternen Charakter hatten, aber zunehmend von prominenten auswärtigen Gästen - häufig dem jeweiligen Forschungsminister - besucht wurden. Die pünktliche und minutengenaue Abwicklung der eintägigen Vortragsveranstaltung entwickelte sich zu einem beeindruckenden Ritual, dem tags zuvor in der Regel eine "Generalprobe" vorausging.

1.2 Projektziele und Grundsatzprobleme

Nachdem die organisatorischen und finanziellen Voraussetzungen für das Projekt geregelt waren, legte die Projektleitung die grundlegenden Ziele für die Arbeit der nächsten Jahre dar /5/, /6/, /7/:

- a) Der angestrebte Reaktortyp sollte ein echter Brüter sein, d.h. die Brutrate sollte deutlich über 1 liegen.
- b) Er sollte mit einer möglichst kleinen kritischen Masse auskommen.
- c) Sein Grad an Sicherheit sollte dem von thermischen Reaktoren entsprechen.
- d) Das Brennelement sollte einen sehr hohen Abbrand bei niedrigen Herstellungskosten erlauben.

- e) Der Reaktor sollte im geschlossenen Zyklus gefahren werden, d.h. das im Reaktor erzeugte Plutonium sollte durch Brennelement-Wiederaufarbeitung abgetrennt und in den Reaktor zurückgeführt werden.
- f) Das Brüterkraftwerk sollte so wirtschaftlich wie möglich sein.

Diese Projektziele kann man in ihrer allgemeinen Art auch heute noch unterschreiben; bei einigen (Brutrate, Wiederaufarbeitung) hätte man sogar gewünscht, daß sie später nicht zeitweise verdrängt bzw. in ihrer Bedeutung gemindert worden wären.

In der Frühphase des Projekts gab es eine ganze Reihe von Grundsatzproblemen, um deren Lösung nachhaltig gerungen wurde. Obschon sie längst ausdiskutiert sind, seien einige davon aus historischem Interesse genannt.

Die Abwägung zwischen externem und internem Brüter stand eine zeitlang im Vordergrund der Überlegungen /7/, /8/. Bei der ersten Brütergeneration wurde die Brutrate stark betont. Da die verfügbaren Plutoniummengen gering waren und die typischen Kernkraftwerksleistungen unter 100 MWe lagen, kam man zu Reaktoren mit metallischem Brennstoff und hoher Anreicherung (> 30 %). Die Spaltzone dieser Reaktoren enthielt wenig Brutstoff; die meisten Kernumwandlungen fanden im umgebenden Brutmantel statt, der aus U-238 bestand. Man bezeichnete diese Reaktoren als "externe Brüter"; ihre Brutrate lag bei 1,5 und darüber.

Wegen der hohen Spaltstoffkonzentration konnten diese Brüter nur mit Flüssigmetall gekühlt werden. Der Abbrand der metallischen Brennelemente war wegen des Schwellens auf 10-15.000 MWd/t begrenzt. Für den Kraftwerksbetrieb schied die Version des externen Brütters wegen des häufigen Umladens, der damit verbundenen Stillstände und der vielen Wiederaufarbeitungsschritte aus.

Der Übergang vom metallischen zum oxidischen externen Brüter war naheliegend, scheiterte jedoch an Sicherheitserwägungen. Während die Ausdehnung des Metallbrennstoffs wegen des negativen Leistungskoeffizienten die inhärente dynamische Stabilität sichert, gab es beim Oxidbrennstoff mit nied-

riger Dichte und hohem Abbrand keine zuverlässige Ausdehnung. Hinzu kam, daß auf das Sicherheitspotential des Doppler-Effekts verzichtet werden mußte, da sein Vorzeichen zum damaligen Zeitpunkt nicht mit hinreichender Sicherheit belegt werden konnte.

Die Lösung dieser Probleme brachte der Schritt zum "internen Brüter", mit den heute üblichen Brennstoffanreicherungen von 10-15 % in der Spaltzone. Dies war möglich geworden durch das Interesse der Elektrizitätsunternehmen an größeren Blockeinheiten und dem vermehrten Anfall von Plutonium aus thermischen Leistungsreaktoren. Der hohe Anteil von U-238 im Core garantierte einen stark negativen Dopplerkoeffizienten und eine etwa gleich hohe Reaktivität während der Abbrandzeit mit der Folge eines kleinen Regelhubs. Schließlich war auch den Bedürfnissen der Betreiber gedient, da man bei Verwendung oxidischen Brennstoffs mit einer Kernumladung pro Jahr auszukommen glaubte.

Eine weitere Auslegungsvariante stellte das Konzept der gekoppelten Brüter dar /5/. Bei dieser Anordnung wird ein Core, das mit schnellen Neutronen arbeitet und unterkritisch ist, von einem ebenfalls unterkritischen thermischen Reaktor umgeben, wodurch die ganze Konfiguration gerade kritisch wird. Der Vorschlag war ursprünglich von R. Avery (Argonne National Laboratory) gemacht worden, um die effektive Lebensdauer der Neutronen zu erhöhen. In Karlsruhe sah man weniger darin einen Vorteil als in der Möglichkeit, durch thermalisierte Neutronen im Brutmantel die Brutdichte zu erhöhen, und verfolgte diese Idee eine geraume Zeit.

Auf dem Gebiet der Reaktorregelung wurde eine zeitlang die Entwicklung von Schnellabschalteneinheiten betrieben /5/. Die noch unzureichende Kenntnis der Reaktordynamik schneller Reaktoren veranlaßte diese Untersuchungen, und selbst heute erregt es gelegentlich noch bei oberflächlich informierten Verwunderung, daß schnelle und thermische Reaktoren trotz des verschiedenen Anteils verzögerter Neutronen die annähernd gleiche Regelcharakteristik aufweisen.

Das Brennelement stand von Anfang an im Zentrum der Überlegungen /5/,

/6/. Da man mit oxidischem Brennstoff einen hohen Abbrand erzielen wollte, war die Idee "strong can, weak fuel" in der Diskussion. Eine starke dickwandige Hülle sollte den Oxidbrennstoff einschließen, von dem man wegen seiner hohen thermisch bedingten Plastizität keine Festigkeitseigenschaften erwartete. Gedacht war an einfache zylindrische Röhren aus Molybdän bzw. Inconel mit einem Außendurchmesser von 5 mm, die ein Gemisch von einviertel PuO₂ und UO₂ enthalten sollten. Die Röhren waren sehr dickwandig gedacht, was in dem Volumenverhältnis von Hülle zu Brennstoff wie 1 zu 2 zum Ausdruck kommt. Bei diesem Konzept, das natürlich auf Kosten der Bruterate gegangen wäre, sah man den Abbrand nur durch den Spaltgasaufbau begrenzt. Die Obergrenze des Drucks wurde bei 500-600 bar vermutet. Zur Aufgabe des Molybdäns zwangen später u.a. dessen neutronenphysikalische Eigenschaften: aufgrund von Meßfehlern war man anfangs von wesentlich zu niedrigen Absorptionsquerschnitten ausgegangen.

Die frühe Einbeziehung des Brennstoffkreislaufs /5/ in das Gesamtkonzept ist bereits erwähnt worden. Bei der Fabrikation der Brüterbrennelemente stellte man sich anfangs ganz auf Fernbedienung ein, da dies wegen der Radioaktivität der höheren Pu-Isotope unumgänglich zu sein schien. Von daher ergab sich auch bei der Wiederaufarbeitung kein Zwang zu hohen Dekontaminationsfaktoren. Je Extraktionszyklus schien der Faktor 10 ausreichend zu sein.

2. DIE PHASE DES AUFSCHWUNGS (1961-65)

Das Projekt Schneller Brüter entwickelte sich in den darauffolgenden Jahren in eindrucksvoller Weise. Die engagierte Projektführung, die Begeisterung der Beteiligten und das Fehlen äußerer Hemmnisse, wie sie heute üblich sind, trugen ihren Teil dazu bei. Charakteristisch für diese Zeit des Aufschwungs waren eine Vielzahl physikalischer und technischer Experimentieranlagen, die Reaktorentwurfsstudien, die Arbeiten am Brennstoffkreislauf sowie die technisch und politisch bedeutsame Assoziation mit Euratom.

2.1 Physikalische Versuchsanlagen und Grundlagenuntersuchungen

2.1.1 Van de Graaff-Generator, SUAK und STARK

Zur Messung von Wirkungsquerschnitten wurde ein van de Graaff-Generator angeschafft und 1964 in Betrieb genommen /9/. Seine Wirkungsweise beruht darauf, daß der in einer Hochfrequenzquelle erzeugte Protonenpuls auf ein Lithium- oder Tritiumtarget gelenkt wird, wodurch Neutronen mit einem breiten Energiespektrum zwischen 10 keV und 1,5 MeV erzeugt werden. Durch die Anwendung der Flugzeitmethode konnten die Spaltquerschnitte der wichtigen Brüter-Isotope U-235, Pu-239, Pu-240 und Pu-241 im angegebenen Energiebereich ermittelt werden.

Das Zyklotron, welches eigentlich für Forschungen auf dem Gebiet der Radiochemie beschafft worden war, wurde ab 1965 ebenfalls für Querschnittsmessungen des Projekts Schneller Brüter eingesetzt. Es überstreicht den Energiebereich von 0,5 bis über 10 MeV hin.

Im Oktober 1964 wurde die "Schnelle Unterkritische Anordnung Karlsruhe" (SUAK) in Betrieb genommen /10/. Sie stellt ein unabgeschirmtes unterkritisches System mit einer Multiplikationskonstante k_{eff} von maximal 0,9 dar. In einen Uranwürfel von 30 bis 50 cm Kantenlänge werden von außen in

periodischer Folge Neutronenimpulse eingeschossen. Im Prinzip wird die Neutronenflugzeit von der Anordnung zu einem entfernt aufgestellten Detektor gemessen; bei bekanntem Flugweg läßt sich so die Energieverteilung schneller Neutronen von wenigen keV bis in den MeV-Bereich bestimmen. Umfangreiche Messungen galten der sog. Abklingkonstante. Sie ist eine integrale Reaktorgröße, die von der Materialzusammensetzung abhängt und empfindlich auf Änderungen des schnellen Neutronenspektrums, vor allem im Resonanzbereich, reagiert.

Die dritte Versuchsanlage, welche 1964 in Betrieb genommen wurde, war der "Schnell-Thermische Argonaut-Reaktor Karlsruhe" (STARK). Er ging aus dem thermischen Reaktor Argonaut hervor, dessen innere Grafitreflektorzone durch eine schnelle Core-Zone mit variabler Materialzusammensetzung ausgetauscht wurde /10/. Zwischen beiden Zonen befand sich ein zylinderförmiger Puffermantel aus Natururan, um das Eindringen langsamer Neutronen aus dem thermischen in den schnellen Bereich zu reduzieren. Das dynamische Verhalten des Reaktors ist fast allein durch das thermische Core bestimmt, was den Betrieb sehr erleichtert. Nach den notwendigen Anfahrmessungen richteten sich die Arbeiten auf die Entwicklung von Meßmethoden für Spektren und Reaktionsraten sowie auf Reaktivitätsbestimmungen; besonders zu vermerken sind die Forschungen zur Rauschanalyse, die am STARK begonnen haben.

2.1.2 Schnelle Nullenergie-Anordnung Karlsruhe (SNEAK)

Die mit Abstand aufwendigste Forschungseinrichtung, welche damals im Kernforschungszentrum geplant wurde, war die Schnelle Nullenergie-Anordnung Karlsruhe (SNEAK) /11/. Sie wurde nach den Vorstellungen des Projekts von der Firma Siemens in den Jahren 1964-66 gebaut. Der Reaktorkern war flexibel ausgelegt, so daß es möglich war, schnelle Kerne variabler Größe, Geometrie und Zusammensetzung aufzubauen. Dementsprechend besteht das Core aus einer großen Anzahl von Elementrohren, die von unten in eine Tragplatte eingehängt werden. Die Rohre sind mit Plättchen von 51x51 mm Querschnitt und variabler Dicke gefüllt. Die Mischung dieser Plättchen aus

Uran, Plutonium, Stahl, Grafit, Aluminiumoxid, Natrium, Polyäthylen etc. bestimmt die Zusammensetzung des Kerns. Auf diese Weise kann der Aufbau schneller Reaktoren mit Uran- und Plutoniumbrennstoff, Natrium- oder Gas- kühlung und mit verschiedenen Hüll- und Strukturmaterialien nach Belieben simuliert werden. Die "Reaktoren" werden - soweit die erforderlichen Brennstoffmengen verfügbar sind - im Maßstab 1:1, jedoch bei kleiner Leistung (1-1.000 Watt) und Raumtemperatur untersucht.

Das Experimentierprogramm der SNEAK sah die Bestimmung der kritischen Massen, Leistungsverteilungen, Kontrollstabwerte, Brutraten, Neutronenspektren und vor allem der wichtigen Leistungskoeffizienten (Dopplerkoeffizient, void-Koeffizient etc.) vor. Für die Durchführung dieser Messungen stand eine große Zahl von Experimentiereinrichtungen, z.B. ein pile-Oszillator, ein Doppler-loop, eine gepulste Neutronenquelle u.a.m. zur Verfügung.

Das für den Kernaufbau zunächst benötigte Plutonium (175 kg) und angereicherte Uran (550 kg U-235) wurde im Rahmen des unten besprochenen Euratom-Assoziationsvertrags beschafft und bildete einen wesentlichen Teil der Kosten der SNEAK-Anlage. Im weiteren Projektablauf konnte das Plutonium auf 300 kg, das U-235 auf 1.000 kg aufgestockt werden. Darüber hinaus wurden über 60 t Natururan bzw. abgereichertes Uran gekauft.

In engem Kontakt mit SNEAK wurde die französische Nullenergieanlage MASURCA in Cadarache errichtet. Diese Anlage war anstelle von Plättchen zwar mit Stäbchen mit metallischem Brennstoff ausgestattet, aber die Abmessungen wurden so gewählt, daß das Plutoniuminventar ausgetauscht werden konnte.

Die Errichtung der SNEAK wurde u.a. durch einen Brand in der Isolierschicht verzögert, der im Gefolge von Schweißarbeiten aufgetreten war. Trotzdem gingen beide Anlagen in der Nacht vom 15. auf den 16. Dezember 1966 erstmals in Betrieb. SNEAK 1 war ein Nachbau der ZPR III-Anordnung Nr. 41. Sie beanspruchte den gesamten Uranbrennstoff. Die Kritikalität wurde mit 179 Elementen erreicht; die Vorausrechnungen lagen bei 178 Elementen.

Die erste Plutonium-Kernanordnung, SNEAK 3, wurde 1968 vermessen; sie stand im Zusammenhang mit Arbeiten zum Dampfbrüter.

2.1.3 Southwest Experimental Fast Oxide Reactor (SEFOR)

Ursprünglich war der Bau einer weiteren Großanlage im Kernforschungszentrum Karlsruhe vorgesehen. Mit dem bei einigen Megawatt betriebenen schnellen Testreaktor "Karlsruhe Pulver Godiva" sollte der Dopplerkoeffizient durch die Analyse von Leistungsexkursionsmessungen bestimmt werden /2/. Der Verifizierung eines hinreichend großen negativen Dopplerkoeffizienten war beim Projekt vom Anbeginn hohe Bedeutung beigemessen worden. Durch den Übergang von metallischem zu oxidischem Brennstoff fiel der leistungsstabilisierende Ausdehnungskoeffizient bekanntlich fort, so daß alle Hoffnungen auf die inhärente Abschaltwirkung des Dopplerkoeffizienten gerichtet waren. Die etwas eigenartige Bezeichnung "Pulver" und "Godiva" nimmt bezug auf den pulverförmigen Oxidbrennstoff und die fehlende (Reflektor-)Umhüllung des geplanten Reaktors. Er präsentierte sich sozusagen - Welch ausholender Vergleich - wie die sagenumwobene englische Lady Godiva, die ohne Umhüllung auf einem Pferd ritt. Ein Vorläufer, der US-Metallreaktor "Godiva", war von der US-AEC für Waffenversuche gebaut und verwendet worden.

Der Plan, dieses nicht ungefährliche Experiment im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchzuführen, wurde fallengelassen, als 1962 bekannt wurde, daß die US-Firma General Electric im Begriffe war, einen ähnlichen Testreaktor unter der Bezeichnung EFCR (Experimental Fast Ceramic Reactor) zu bauen. Es kam zu Kooperationsverhandlungen, die 1964 in eine Reihe von Verträgen einmündeten: KfK und Euratom beteiligten sich bei der South Atomic Energy Associates (SAEA), einem Zusammenschluß von 17 EVU's im Südwesten der USA. Diese beauftragten General Electric mit dem Bau des nun SEFOR (Southwest Experimental Fast Oxide Reactor) genannten 20 MWth-Reaktors. Die KfK beteiligte sich an den Errichtungskosten mit 3,5 Mio \$; die US-AEC stellte für das anschließende Versuchsprogramm 12,7 Mio \$ zur Verfügung /12/.

Die SEFOR-Zusammenarbeit funktionierte trotz der vielen Partner sehr gut; von Anbeginn war an die amerikanischen Standorte eine hinreichend große Gruppe Karlsruher Wissenschaftler delegiert, die engagiert bei der Reaktorauslegung und der Versuchsvorbereitung mitwirkte. Die ersten überpromptkritischen Transientenversuche wurden - etwas später als vorgesehen - 1971/72 durchgeführt und bestätigten die leistungsreduzierende Wirkung des negativen Dopplerkoeffizienten. Bei einer absichtlich aufgeprägten Überschußreaktivität von 1,3 β stieg die Leistung kurzzeitig auf etwa das 1.000-fache an; im Bruchteil einer Sekunde wurde diese Leistungsexkursion jedoch durch die negative Rückwirkung des Dopplerkoeffizienten abgefangen, so daß dem Sicherheitssystem Zeit zur Abschaltung gegeben war.

2.1.4 Grundlagenuntersuchungen

Der Aufbau der Versuchsanlagen war begleitet von einer Vielzahl theoretischer und auch experimenteller Grundlagenuntersuchungen, von denen hier nur wenige angedeutet werden können.

War anfangs der negative Dopplerkoeffizient als die Basis für den stabilen Betrieb großer Brutreaktoren vermutet worden, so kam etwa um 1963 die Erkenntnis des positiven und destabilisierenden Natrium-void-Koeffizienten hinzu /13/. Die Tatsache, daß es bei Reaktoren oberhalb einiger hundert Megawatt zu positiven Reaktivitätseffekten kommen kann, wurde zu Recht als wichtiges Phänomen gewertet. Die Möglichkeit, daß es über den positiven void-Koeffizienten zu Kernzerstörungen kommen könnte, wurde von Anfang an erkannt und gab den Anlaß zu ausgedehnten F+E-Programmen. Aus dieser Zeit resultiert der Beginn der Siedeexperimente, im Verlauf deren der Vorgang des Natriumauswurfes und die Zweiphasenströmung flüssiger Metalle untersucht wurden /13/.

Unter der Annahme nichtfunktionierender Abschaltssysteme wurden die ersten Rechnungen zum Bethe-Tait-Störfall durchgeführt, jener überpromptkritischen Leistungsexkursion, welche 1956 erstmals von den beiden Physikern Bethe und Tait beschrieben worden war. Die besondere Rolle der Zustands-

gleichung für den verdampfenden Brennstoff war bereits erkannt, ebenso wie schon der Begriff der zweiten Exkursionen auftauchte. In einer der ersten Abschätzungen war man bei einem 1.000 MWe-Reaktor zu einer Energiefreisetzung "deutlich unter 1.000 MWsec" gelangt /14/.

Wohl der größte Unsicherheitsfaktor bei der Berechnung schneller Neutronen rührte von den nur ungenau bekannten Wirkungsquerschnitten der Reaktormaterialien her. Deshalb wurden eine sorgfältige Überprüfung und Auswahl des verfügbaren Datenmaterials veranlaßt, die ihren Niederschlag in einem 3-bändigen KfK-Bericht fand /15/. Er diente als Grundlage für den ersten Karlsruher Gruppenkonstantensatz KfK-26-10. Die einzelnen Gruppenkonstanten wurden mit einem Wichtungsspektrum gebildet, das typisch für einen 1.000 MWe Na-Reaktor war. Die Berücksichtigung der Resonanzen führte zum Programmsystem RESI, das Teil des umfassenden Systems MIGROS war /10/.

Die Programme zur näherungsweisen Lösung der Neutronentransportgleichung wurden zum "Karlsruher Nuklear-Programm-System" NUSYS zusammengefaßt. Es gab Aufschlüsse über nukleare Reaktorgrößen wie Kritikalität, Leistungsverteilung, Sicherheitskoeffizienten, Brutrate u.a.m. und fand die Grenzen seiner Anwendbarkeit weniger in den Programmen selbst als in der beschränkten Kapazität der damals installierten Rechenmaschine IBM 7070/7074.

Zur Durchführung von Abbrandrechnungen stand ein eindimensionaler Abbrand-Code zur Verfügung. Mit ihm wurden u.a. Rechnungen zur Optimierung des Brutmantels gemacht. In Rechnungen zum Brennstoff-Management wurde die Änderung der Pu-Isotopen-Zusammensetzung bei langzeitigem Reaktorbetrieb und mehrmaliger Pu-Rückführung ermittelt /10/.

2.2 Arbeiten zum Brennstoffkreislauf

2.2.1 Brennelemententwicklung

Auf die besondere Bedeutung des Brennelements für den Brüter wird in vielen Dokumenten der Gründerzeit hingewiesen; am deutlichsten geschieht dies im technischen Anhang zum Euratom-Assoziationsvertrag /16/:

"Der Entwurf eines solchen zukunftsweisenden Prototyps hat sich an der Grundtatsache zu orientieren, daß das Brennelement das alles bestimmende Bauelement ist. Der Reaktor ist gewissermaßen um das Brennelement herumzubauen."

Die Brennelemententwicklung wurde getragen vom Institut für Angewandte Reaktorphysik (IAR), dem Europäischen Institut für Transurane (TU) sowie vom Institut für Radiochemie (IRCh). Hinzu kamen das Plutonium-Prototyplabor sowie die Abteilung Reaktorbetrieb mit den Heißen Zellen (RB). Das Institut für Material- und Festkörperforschung (IMF) wurde 1965 gegründet und befaßte sich anfangs neben Uranoxid auch mit Uranmononitrid und beschichteten Kernbrennstoffteilchen als Ausgangsmaterial für Oxid-Cermets hoher Wärmeleitfähigkeit /17/.

Eine Besonderheit der damaligen Organisation war die frühe Einbeziehung der Firma Nukem, einer Tochterfirma der Degussa; sie wurde von Anbeginn und über viele Jahre durch Entwicklungsaufträge an das Projekt gebunden, weil man glaubte, dadurch auf eine eigene Brennstoff-Entwicklungsabteilung im Zentrum verzichten zu können /13/. Ab 1965 hatte Nukem im Rahmen dieses Entwicklungsauftrags etwa 5.000 UO₂-Tabletten hergestellt und ca. 75 kg Brennstoff in Stäben vibrationsverdichtet. Zum Teil wurde das UO₂ mit CeO₂ vermischt, wobei Cer das Plutonium chemisch simulieren sollte, ohne seine Alpha-Aktivität zu besitzen. Auch der Zusatz von Molybdän wurde ausprobiert, in der Hoffnung, die Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs zu verbessern.

Im Dezember 1963 wurde die Alkem als gemeinsame Tochter der Nukem sowie

der im Umgang mit Plutonium erfahrenen US-Firma Dow International (30 %-Anteil) gegründet. Sie mietete sich in Räumen des Instituts für Heiße Chemie (IHCh) ein und erhielt den Auftrag zur Fertigung der Plättchen für die SNEAK. Die Fertigung machte so rasche Fortschritte, daß der Projektleiter anläßlich des Statusberichts 1965 /14/ dem Publikum bereits ein plutoniumhaltiges SNEAK-Plättchen vorzeigen konnte. Der SNEAK-Auftrag war lange Zeit der größte Produktionsauftrag für Mischoxidtabletten in der ganzen Welt und hatte die Fähigkeiten der Firma Alkem unter Beweis gestellt. In der Folgezeit stellte Alkem auch Mischoxidbrennstäbe insbesondere für PSB-Bestrahlungen her. 1971 verließ die Firma ihren Standort Karlsruhe und siedelte nach Wolfgang über; darin kam auch ein Bedürfnis der Muttergesellschaft Nukem zur örtlichen Konzentration ihrer Brennstoffaktivitäten zum Ausdruck.

Beim Institut für Material- und Festkörperforschung (IMF) wurde die Brennstoffhülle von Anfang an als kritisches Bauteil erkannt. Die angestrebten Betriebsparameter wie Stabileistung ($> 300 \text{ W/cm}$), Natriumtemperatur (um $550 \text{ }^\circ\text{C}$) und Abbrand (um 100.000 MWd/t) erforderten hochwärmefeste Materialien. Die Suche konzentrierte sich auf Eisen-, Nickel- und Vanadiumlegierungen. Hinzu kam ein gewisses Interesse für Molybdänlegierungen. Frühe Untersuchungen galten der Zeitstandsfestigkeit von 16/13-CrNi- und 20/25-CrNi-Stählen sowie Incoloy 800 und Inconel X in verschiedenen Wärmebehandlungszuständen. In Gegenwart von Natrium wurde eine Erniedrigung der Standzeit bei Rohren aus 16/13-CrNi-Stahl nachgewiesen. Die Festigkeitswerte der gemeinsam mit der Metallgesellschaft entwickelten Vanadiumlegierungen wurden in Vakuumprüfsträngen ermittelt. Auch Techniken wie Elektronenstrahlschweißen und isostatisches Heißpressen zur Herstellung von Cermet-Brennstäben wurden damals erlernt /17/.

Für Bestrahlungen der bei Nukem, Alkem oder im Prototyplabor gefertigten Versuchsbrennstäbe stand anfangs nur der thermische Reaktor FR 2 des Zentrums mit einem Neutronenfluß bis knapp $10^{14} \text{ n/cm}^2\text{sec}$ zur Verfügung. Für seinen geräumigen Zentralkanal wurde vom Institut für Reaktorentwicklung (IRE) das sog. Abbrandloop entwickelt, ein heliumgekühlter Bestrahlungskreislauf für eine maximale Probenleistung von 30 kW. Ein Kurzzeit-

Bestrahlungseinsatz ergänzte diesen Kreislauf, der lange Jahre erfolgreich im Betrieb war.

Auf Brennelement- und Isotopenkanalpositionen des FR 2 wurden die sog. Kapselversuchseinsätze betrieben. Hierbei handelte es sich um instrumentierte Kapseln, in denen die Proben von flüssigem Natrium bzw. einer Blei-Wismut-Legierung umgeben waren. Auch diese Einrichtung bewährte sich, nachdem man gelernt hatte, das Pb-Bi-Eutektikum in die Kapseln lunkerfrei einzufüllen /18/.

Das Fehlen eines zentrumseigenen Reaktors mit einem ausreichend hohen schnellen Fluß machte sich für die Hüllmaterialbestrahlungen recht bald nachteilig bemerkbar. Deshalb wurde Verbindung mit dem Forschungszentrum CEN/SCK Mol aufgenommen, wo der BR2-Reaktor mit einem schnellen Flußanteil von max. 5×10^{14} n/cm²sec in Betrieb gegangen war. Durch vertragliche Übereinkünfte, die heute noch bestehen, sicherte man sich einen Teil des BR2-Bestrahlungsraumes. Im Zuge der Versuchsserie Mol 1 wurden 16/13-, 15/25- und 20/25-CrNi-Stähle, verschiedene Nickellegierungen (Inconel 600, 625, X 750) sowie Vanadiumbasislegierungen bestrahlt. Bei der nachfolgenden Mol 2-Serie waren die Röhrchen unter Innendruck und bei erhöhter Temperatur dem Neutronenfeld ausgesetzt. Ein wesentliches Ergebnis jener Jahre war die Bestätigung der theoretischen Vorstellungen zur Hochtemperaturversprödung. Hiernach gehen diese Strahlenschäden auf Heliumblasen an den Korngrenzen zurück, wobei sich das Helium aus (n, α)-Reaktionen gebildet hat.

Große Erwartungen setzten die Bestrahlungsexperten in die Nutzung des amerikanischen Enrico-Fermi-Reaktors. Hierüber wird später zu berichten sein.

2.2.2 Wiederaufarbeitung

Die Probleme des äußeren Brennstoffkreislaufs und insbesondere der Wiederaufarbeitung wurden von Anfang an ernsthaft angepackt. War es zuerst die

Abteilung für Entaktivierung, welche die Rückgewinnung von Uran aus wässrigen Spaltproduktlösungen betrieb, so wurden die Fragen zur Wiederaufarbeitung beim Schnellen Brüter bald dem Institut für Heiße Chemie (IHCh) übertragen /19/.

Eine große Rolle in der damaligen Wiederaufarbeitungsdiskussion spielte die Frage, ob die Aufarbeitung auf nassem oder trockenem Weg erfolgen sollte. Die Überführung des keramischen abgebrannten Brennstoffs in die wässrige Phase erschien manchem als Umweg auf dem Wege zur Refabrikation. Daneben fürchtete man auch die hohe Strahlenbelastung der organischen Extraktionsmittel sowie die mit dem höheren Plutoniumgehalt verbundenen Kritikalitätsprobleme. Bei den trockenen Verfahren arbeitete man mit Salzschnmelzen, welche pyrochemischen Prozessen unterzogen wurden. Nachteilig waren deren geringe Dekontaminationsfaktoren, die allenfalls 10^1 - 10^2 erreichten, während man bei wässrigen Verfahren auf 10^8 zu kommen glaubte. Der im trockenen Prozeß zurückgewonnene Brennstoff wäre trotz geringer Spaltproduktverunreinigungen in schnellen Reaktoren durchaus verwendbar gewesen; seine Refabrikation zu Brennelementen hätte jedoch in Heißzellentechnik durchgeführt werden müssen, was ohne Zweifel mit Mehrkosten verbunden gewesen wäre.

Ein weiteres trockenes Verfahren, welches überlegt wurde, war das sog. Verflüchtigungsverfahren. Da die amerikanische Atomenergiekommission US-AEC beim Rückkauf des abgebrannten Urans den Preis des Uranhexafluorids zugrunde legte, wurden mancherorts die Wiederaufarbeitung durch Fluoridverflüchtigung in Betracht gezogen. Wegen des geringeren Rohstoffpreises für Chlor war bald auch die Chlorierung in der Überlegung, so z.B. in Belgien.

Es war eine richtige Entscheidung, daß sich das Institut für Heiße Chemie frühzeitig auf den wässrigen PUREX-Prozeß bei der Brüterwiederaufarbeitung festlegte. Die theoretischen Überlegungen mündeten ein in den Beschluß zum Bau der MILLI-Anlage, einer Laboranlage zur Wiederaufarbeitung mit einer Kapazität von 1 kg pro Tag. Sie wurde von einer Firmengruppe geplant; die Fertigstellung erfolgte unter engagierter Beteiligung des Instituts für Heiße Chemie sowie der Technischen Abteilung /20/.

Im Zeitraum 1967-70 wurde die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) durch die Ingenieurgemeinschaft Uhde-Leybold-Lurgi mit einem Kostenaufwand von knapp 70 Mio DM projektiert und errichtet. Die Inbetriebsetzung erfolgte durch die Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (GWK). Die WAK arbeitet nach dem Verfahren der Lösungsmittelextraktion verbunden mit der "chop-leach-Methode" für den Aufschluß der Brennelemente. Das Betriebsprogramm sah in der Anfangsphase die Aufarbeitung von Leichtwasserbrennelementen vor; anschließend sollte die Anlage für die fortgeschrittenen Reaktoren SNR Kalkar und THTR Schmehausen verwendet werden /21/.

2.3 Reaktorentwürfe und Versuchskreisläufe

Die Reaktorentwürfe und Versuchskreisläufe waren das technische Gegenstück zu den vorher genannten physikalischen Versuchsanlagen und Grundlagenuntersuchungen. Nacheinander wurden Planungsstudien für Brüterkraftwerke mit Helium-, Natrium- und Dampfkühlung angefertigt, in denen die technische Anlagenkonzeption, die Sicherheitsfragen sowie die Anlage- und Brennstoffkreislaufkosten untersucht wurden.

2.3.1 Reaktorentwürfe

Der erste in Karlsruhe angefertigte Reaktorentwurf hatte ein 500 MW-Kernkraftwerk mit Heliumkühlung zur Grundlage. Die Vorteile des Heliums wurden in der einfacheren Technologie der Kühlkreise, dem geringeren void-Koeffizienten, dem höheren Brutgewinn sowie der chemischen Neutralität des Kühlmittels und seiner geringen Aktivierbarkeit gesehen. Bei der Durcharbeitung des Helium-Reaktorentwurfs zeigten sich jedoch auch bald die Nachteile dieses Kühlmittels. Der hohe Gasdruck, die großen Wärmetauscher, die hohe Pumpleistung, das voluminöse Druckgefäß, die unsichere Notkühlung und der Mangel geeigneter Hüllmaterialien bargen schwerwiegende technische Probleme, die letztlich auch zu negativen wirtschaftlichen Konsequenzen geführt hätten. 1963 wurde über die Karlsruher Arbeiten zur Heliumkühlung bei der Argonne-Konferenz noch einmal berichtet /22/, danach

war diese Kühlmittelvariante praktisch aus dem Rennen, und die weitere Entscheidung wurde zwischen Natrium und Dampf gesucht. Ende der 60er Jahre erlebte die Idee der Heliumkühlung allerdings einen erneuten Aufschwung, als technische Entwicklungen manche der genannten Nachteile überwand und ein amerikanischer Großkonzern auf die Bühne trat.

Der erste konsistente deutsche Reaktorentwurf für einen Brüter mit Natriumkühlung war die sog. Na 1-Studie /23/. Sie war federführend von der Technischen Abteilung durchgeführt worden, welche 1965 in das Institut für Reaktorentwicklung (IRE) umgewandelt wurde. Der Reaktor hatte eine Leistung von 1.000 MWe, eine Dampftemperatur am Turbineneintritt von 540 °C und einen Wirkungsgrad von 40 %. Der Reaktorkern mit einem Verhältnis von Höhe zu Durchmesser wie 1 zu 3 war mäßig abgeflacht und das Ergebnis eines sorgfältig erwogenen Kompromisses zwischen möglichst hohem Dopplerkoeffizient, möglichst niedrigem void-Koeffizient und möglichst großer innerer Brutrate. Beim Aufbau des Primärsystems wurde angestrebt, die vermutete Sicherheit der pool-Bauweise mit den ebenfalls vermuteten wirtschaftlichen Vorteilen der loop-Bauweise zu vereinen. So war es möglich, das gesamte Primärsystem in einem zylindrischen Sicherheitsbehälter von nur 28 m Durchmesser unterzubringen. Der obere Teil des Reaktorbehälters sollte als Heiße Zelle ausgestaltet werden, um beim Be- und Entladen die Köpfe der Brennelemente mit Greifermanipulatoren unter Sicht anfahren zu können. Die Kosten wurden in Zusammenarbeit mit zahlreichen Industriefirmen abgeschätzt; die Investitionskosten sollten bei 440 DM/kW, die Brennstoffkreislaufkosten bei 0,33 Pf/kWh liegen.

Wesentliches Ergebnis bei der anschließend durchgeführten sicherheitstechnischen Systemanalyse war die Erkenntnis, daß auch bei schnellen natriumgekühlten Reaktoren ein konventionelles, von den Leichtwasserreaktoren her bekanntes Sicherheitssystem zur Steuerung und Abschaltung genügt /18/.

Im Anschluß an die Natriumstudie wurde - ebenfalls federführend vom IRE - die sog. D 1-Studie /24/ angefertigt, welche den Entwurf eines 1.000 MWe dampfgekühlten Brüter zum Ziel hatte. Sie fußte auf vielen im Institut

für Reaktorbauelemente (IRE) erarbeiteten Unterlagen. So war man dort der Ansicht, daß der Dampfbrüter in Zukunft dem Siedewasserreaktor an Wirtschaftlichkeit überlegen werden könnte, da das einphasige Kühlmittel Wasserdampf den Übergang zu hohen Drücken und den Temperaturen konventioneller Kraftwerke gestattet.

Da beim dampfgekühlten Brüter die Verdampfung des Kühlmittels außerhalb des Reaktorkerns erfolgen mußte, wurden verschiedene Kreislaufschaltungen im Hinblick auf ihre technische Eignung, Betriebssicherheit, Wirkungsgrad u.ä. durchgemustert. Man entschied sich schließlich für den sog. Löffler-Kreislauf /25/. Sein wesentliches Kriterium ist, daß er eine räumliche Trennung des Verdampfens vom Überhitzen gestattet, obwohl beide Vorgänge durch die nukleare Wärme des Reaktorkerns bewirkt werden. In der Löffler-Schaltung arbeitet der Reaktorkern als Überhitzer des im Verdampfer erzeugten und von einem Dampfverdichter umgewälzten Sattedampfes. Der aus dem Reaktor austretende überhitzte Dampf teilt sich in 2 Teilströme auf. Der kleinere Teilstrom, etwa 40 % der gesamten Heißdampfmenge, strömt direkt zur Turbine; der restliche, größere Teilstrom wird dem Verdampfer zugeführt, in welchem seine Wärme zur Verdampfung des Speisewassers dient. Der erzeugte Sattedampf wird vom Dampfverdichter zurück zum Reaktor gefördert. Dem Löffler-Kreislauf wurden sicherheitstechnische Vorteile zugeschrieben, u.a. weil der Verdampfer bei Druckschwankungen automatisch als Wärmesenke bzw. Wärmequelle dient.

Die Anfang 1966 fertiggestellte D 1-Studie basierte auf dem Löffler-Kreislauf. Der Anlagendruck lag bei 160 bar. Als Hüllmaterial für die Brennelementbündel war Inconel 625 vorgesehen.

Die D 1-Studie wurde in den USA aufmerksam registriert und im Rahmen der Expertenkommission "Alternate Coolant Task Force" mit zwei weiteren Dampfbrüterstudien von Babcock und Wilcox verglichen. Die B & W-Anlagen sollten ebenfalls im direkten Kreislauf arbeiten, waren aber für niedrigen Druck (88 bar) bzw. überkritischen Dampfdruck ausgelegt /26/.

Im Vergleich der beiden Studien Na 1 und D 1 zeichnete sich für die Pro-

jektleitung 1966 folgende Situation ab:

"Natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren haben eine etwas höhere Brutrate und daher einen günstigeren Brennstoffzyklus. Sie sind für sehr große Einheiten (> 1.000 MWe) im Grundlastbetrieb wirtschaftlicher.

Dampfgekühlte schnelle Brutreaktoren haben im Gebiet mittlerer Leistungen (≈ 1.000 MWe) niedrigere Kapitalkosten, welche die etwas höheren Brennstoffkosten aufwiegen. Insbesondere bei Abweichungen vom Volllastbetrieb können sie in dieser Größenklasse wirtschaftlich den Natriumbrütern überlegen sein.

Beide Systeme sind demnach in gewissem Sinne komplementär. Deshalb ist vorgesehen, sowohl die Klasse der Natrium- als auch der Dampfbrüter weiterzuverfolgen" /8/.

2.3.2 Versuchskreisläufe

Um praktische Erfahrungen mit den drei Kühlmitteln zu erhalten, war der Aufbau technischer Versuchskreisläufe unumgänglich und von Anfang an geplant.

Im Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik (INR) wurde ein 500 kW-Heliumkreislauf aufgebaut, der Drücke bis zu 50 bar und Wärmeflüsse bis zu 300 W/cm^2 gestattete. Das Ziel war u.a. die Messung der Wärmeübergangszahlen an Brennstäben bei hohen Temperaturen und verschiedenen Rauigkeitsgraden /8/.

Im Institut für Reaktorbauelemente (IRB) entstanden eine ganze Reihe von Versuchskreisläufen /25/. Im Natriumkorrosionskreislauf mit 3 Teststrecken zu je 12 kW wurde die korrosive Einwirkung des Natriums auf die Hüllmaterialien, anfangs insbesondere der Vanadiumlegierungen, untersucht. Ein zweiter, räumlich benachbart angeordneter Natriumkreislauf (280 kW) gestattete grundlegende hydraulische und thermohydraulische Untersuchungen an Brennstabbündeln.

Vorausgegangen war die technisch interessante Entwicklung der Rippenrohre für den Dampfbrüter. Hierbei wird die Abstandshaltung der Brennstäbe erzielt durch Spiralrippen, welche auf den Hüllrohren durchgängig aufgebracht sind. Gegenüber dem damals schon üblichen Spiraldrahtkonzept besaß das integrierte Konzept beträchtliche Vorteile bei der Vermeidung von Ablagerungen, Heißstellen und Reibkorrosion. Darüberhinaus gewährte es bei vorgegebener maximaler Hülltemperatur die höchste Aufwärmspanne und den geringsten Druckabfall, war also quasi ideal im thermo-fluiddynamischen Sinne. Die technische Entwicklung wurde zusammen mit der Industrie betrieben, später jedoch beim Inconel 625 wegen aufkommender Fertigungsschwierigkeiten und Kostenprobleme und mit der Aufgabe des Dampfbrüters eingestellt. Die Erfahrungen mit dem Rohmaterial Inconel 800 beim Bestrahlungsversuch Mol 7D für den Natriumbrüter waren sehr gut; unter Verwendung von 6 Rippenrohren kam man auf einen Abbrand von 90.000 MWd/t.

Von zentraler Bedeutung für die Dampfbrüterentwicklung war der im IRB aufgebaute 3-MW-Löffler-Kreislauf /25/. Der Kreislauf befand sich innerhalb eines Druckbehälters, in dessen unteren Teil das elektrisch beheizte "core", im oberen Teil der kugelförmige Verdampfer und im domförmigen Aufbau das Dampfverdichter-Dampfturbinen-Aggregat eingebaut waren. Schaltung und Betriebsweise simulierten einen Reaktorkreislauf, wobei die Turbine durch eine Dampfumformstation ersetzt war. Im Rahmen eines ausgedehnten Versuchsprogramms wurden An- und Abfahrvorgänge sowie Transienten bei angenommenen Störfällen untersucht.

Schließlich wurden im IRB weitere Versuchsstände zur Entwicklung der Dampfgebläse und Löffler-Verdampfer sowie zur Untersuchung der Thermohydraulik und Heißstellenkorrosion von Brennelementen betrieben.

2.4. Die Zusammenarbeit mit Euratom

Die Zusammenarbeit mit Euratom, welche 1963 vertraglich abgesichert wurde, war eine außerordentlich wichtige Entscheidung /27/, /28/. Sie stabilisierte das Projekt durch die Einbeziehung eines international erfahrenen Partners, der zudem bereit war, erhebliche Geldmittel einzuschießen.

Euratom trug sich bereits 1960, also zum Zeitpunkt der Gründung des Karlsruher Projekts mit dem Gedanken, verstärkt in die Brüterentwicklung einzusteigen /29/. Anlaß war u.a. die Erkenntnis, daß der Beitrag, welchen die Gemeinschaft auf den Gebieten der leichtwasser-, gas- oder organischgekühlten Reaktoren leisten konnte, aus verschiedenen Gründen beschränkt war. So wendete man sich den Brütern zu und erwog zeitweise den Bau einer schnellen Nulleistungsanordnung, wodurch man zwangsläufig mit den Karlsruher SNEAK-Plänen in Berührung kam. Zuerst wurde von Euratom der Bau einer kritischen Anordnung in Cadarache angestrebt. Dies entsprach weder den deutschen noch den französischen Vorstellungen, und so einigte man sich schließlich auf den Bau von 2 nationalen Anlagen in Karlsruhe (SNEAK) und Cadarache (MASURCA). Für diese Anlagen mußte aus den USA Plutonium beschafft werden, was nach den Verträgen der Gemeinschaft nicht national, sondern nur über Euratom geschehen konnte /30/.

Im Frühjahr 1963 wurde nach langen Verhandlungen der Assoziationsvertrag zwischen Euratom und der Bundesrepublik auf dem Schnellbrütergebiet abgeschlossen. Ähnliche Vertragsangebote erhielten - und akzeptierten - Frankreich und Italien. Der Vertrag sah im wesentlichen den Austausch von Informationen und die Delegation von Personal vor. Für das Karlsruher Brüterprojekt war für die Zeitspanne 1963-67 ein Budget von 185 Mio DM veranschlagt, wobei Euratom 40 % beizusteuern bereit war. Darüberhinaus verpflichtete sich die Gemeinschaft zur Beschaffung von 300 kg Plutonium aus den USA, welche 1965 eintrafen und hälftig zwischen Karlsruhe und Cadarache aufgeteilt wurden.

1965/66 schlossen die Niederlande und Belgien ähnliche Assoziationsverträge mit Euratom ab, wobei ihnen die Auflage erteilt wurde, sich entweder an Frankreich oder Deutschland anzuschließen. Der Grund hierfür war die Befürchtung Euratoms, daß es andernfalls zu einer zu starken Aufspaltung der Brüteraktivitäten in Europa kommen würde. Die beiden Länder schlossen sich bekanntlich Deutschland an. Die Karlsruher Projektleitung beteiligte die belgischen Organisationen CEN/SCK Mol und Belgonucléaire sowie die niederländischen Institutionen RCN Petten und TNO/Neratom entsprechend ihren Erfahrungen und den Erfordernissen des Projekts /31/.

CEN/SCK Mol hatte Erfahrungen auf dem Wiederaufarbeitungssektor und hier insbesondere bei den Verflüchtigungsverfahren; Belgonucléaire war bereits beim Enrico-Fermi-Projekt und an französischen Plutonium- und Reaktorprojekten tätig gewesen, weshalb ihr eine besondere Rolle bei der Brennelemententwicklung zgedacht war. RCN und TNO/Neratoom sollten Grundlagenuntersuchungen sowie Arbeiten auf dem Gebiet der Natriumkomponenten übernehmen.

3. DIE KÜHLMITTELENTSCHEIDUNG (1965-70)

3.1 Die Beurteilung der energiewirtschaftlichen Situation

Im Herbst 1964 wurde am Kernforschungszentrum ein "Studienkreis Kernenergieserven" eingerichtet, dem die Industriefirmen AEG, BBC-Krupp, GHH, Interatom, Nukem, RWE und Siemens sowie neben dem Forschungsministerium die Institutionen GKSS Geesthacht, KFA Jülich und TH Aachen angehörten /13/. Unter der Führung des Projekts Schneller Brüter wurde ein umfassender Bericht zur energiewirtschaftlichen Situation sowie zum ökonomischen Potential der damals bekannten Kernkraftwerkstypen erstellt /32/ und auf dem II. Foratom-Kongreß 1965 in Frankfurt vorgetragen /33/. Ein etwa gleichzeitig verfaßter Euratombericht analysierte die Aussichten der Kernenergie in der Europäischen Gemeinschaft und kam zu vergleichbaren Ergebnissen /34/.

Der KfK-Bericht Nr. 366 /32/ machte u.a. Prognosen zu den Uranvorräten, dem Bedarf an elektrischer Energie in Deutschland, den spezifischen Stromgestehungskosten verschiedener Reaktortypen in den 70er Jahren sowie zur Marktaufteilung zwischen Leichtwasserreaktoren und Brütern bis zum Jahr 2000.

Die Weltvorräte an Uran wurden für die 3 Preiskategorien von 8, 20 und 30 \$/lb U₃O₈ auf insgesamt 4,4 Mio Tonnen U₃O₈ abgeschätzt. Dabei wurde angenommen, daß etwa 5 %, d.h. 0,22 Mio Tonnen für Deutschland verfügbar sein würden.

Für das Jahr 2000 wurde die in Deutschland installierte elektrische Leistung bei 230 GWe vermutet; hierbei sollte der nukleare Anteil bei ca. 110 GWe liegen. Im Sinne einer Zweitypenstrategie war angenommen worden, daß dieser Bedarf ausschließlich durch Leichtwasserreaktoren und natriumgekühlte Schnellbrüter gedeckt werde. Für die LWR-Kapazität war 1995 das Maximum mit ca. 30 GWe errechnet worden; die Schnellbrüterkapazität sollte stetig ansteigen und um das Jahr 2000 etwa 80 GWe erreichen.

Für das schnelle Eindringen des Brüters in den Energiemarkt wurden zwei Gründe vermutet /31/:

- Die kompakte Bauweise infolge Wegfalls des Moderators führt zu einer hohen Degression der Investitionskosten bei größeren Anlagen. Probleme, die sich durch die Verwendung schneller Neutronen ergeben, wirken sich kostenmäßig nicht aus, da sie nur "physikalischer Natur" sind.

- Da beim Brüter die Anreicherung entfällt und ein hoher Abbrand erzielt wird, ergeben sich geringe Brennstoffkreislauf-Kosten; sie wurden unter 0,4 Pf/kWh vermutet, worin die Erstkernaufwendungen bereits enthalten waren.

Unter Berücksichtigung der Investitions- und der Brennstoffkreislauf-Kosten wurden für die Jahre 1970-85 folgende spezifische Stromerzeugungskosten errechnet:

Natriumgekühlter Brüter:	1,62 Pf/kWh
Leichtwasserreaktor:	1,91 Pf/kWh
Gasgekühlter Brüter:	2,19 Pf/kWh.

Die erwähnte Studie KfK 366 kommt zu dem Schluß, daß der Kostenunterschied zwischen einer reinen Leichtwasser-Reaktorlinie und einer LWR/SBR-Kombination aufsummiert bis zum Jahr 1984 bereits eine Kostenersparnis von einer Milliarde DM ausmacht. Bis dahin wären also die gesamten abgeschätzten Aufwendungen für die Schnellbrüterentwicklung im volkswirtschaftlichen Rahmen erwirtschaftet worden.

Das Fazit der damaligen Überlegungen war:

"Man hat also guten Grund, wegen der begrenzten natürlichen Spaltstoffvorräte überhaupt Brüterentwicklung zu betreiben. Wegen des ausgezeichneten wirtschaftlichen Potentials des Schnellen Brüters hat man jedoch Grund, dies schnell zu tun" /31/.

3.2 Die Einbeziehung der Industrie

Die günstige Beurteilung der energiewirtschaftlichen Situation des Brütters schien im Einklang zu stehen mit der internationalen Lage. 1963 war es erstmals in den USA gelungen, ein Leichtwasser-Kernkraftwerk unter wirtschaftlichen Bedingungen und im Wettbewerb mit den fossilen Kraftwerken zu verkaufen. Dieses "Oyster-Creek-Ereignis" war vielfach als Durchbruch der Kernkraftwerke gewertet worden.

Aber auch auf dem Brütersektor schien sich ein Wettbewerb anzubahnen. Pressemeldungen der US-Firma General Electric deutete man in Karlsruhe derart, als habe diese Firma das Ziel, bereits Mitte der 70er Jahre schnelle Brüter wirtschaftlich anbieten zu können /31/, /35/, /36/, /37/.

Aufgrund dieses vermeintlichen Konkurrenzdruckes aus den USA wurde 1965 im Projekt beschlossen, mit der Detailplanung und dem Bau der Prototypen zu einem früheren Zeitpunkt zu beginnen. Ursprünglich, d.h. noch bis zum Jahre 1964, war vorgesehen gewesen, am Ende von ausgedehnten Entwicklungsarbeiten zur Auswahl zwischen den Kühlmitteln Natrium, Dampf und Helium zu kommen und etwa um 1973 mit dem Bau eines einzigen Prototyps zu beginnen. Man hatte ferner geglaubt, mit einem voll ausgetesteten Brennelement arbeiten zu müssen. Nach der Einschätzung im Jahre 1965 schienen die Kühlmittel Natrium und Dampf jedoch noch gleiches Entwicklungspotential zu besitzen, und da eine Auswahl zum damaligen Zeitpunkt nicht möglich war, beschloß man zeitparallel zwei Prototypen mit je 300 MWe-Leistung zu entwerfen und zu projektieren, einen dampfgekühlten und einen natriumgekühlten schnellen Brüter. Für das Brennelement sollte nur ein Minimum an vorlaufenden Tests gefordert werden, die eigentlichen statistischen Brennelementversuche sollten in die Prototypreaktoren selbst verlegt werden.

Die Terminplanung sah für den natriumgekühlten Prototyp vor /31/:

Detailplanung und Genehmigung:	1965-68
Errichtung	: 1969-71
Probetrieb	: ab 72.

Der dampfgekühlte Prototyp sollte um 1 Jahr versetzt nach dem gleichen Rhythmus erstellt werden. Für die 1.000 MWe Demonstrationskraftwerke vierte man 1973 als Planungs- und 1977 als Baubeginn an. Schließlich sollte bis zum Betriebsbeginn des ersten Prototyps die in ihrer Kapazität angepaßte Wiederaufarbeitungsanlage "SCHARADE" (Schnell-chemische Aufarbeitungs- und Refabrikationsanlage Deutschland) errichtet werden, um die Brüter sofort im geschlossenen Kreislauf betreiben zu können /13/, /31/.

Entwurf und Bau von zwei 300 MWe-Prototypkraftwerken hätten die Möglichkeiten des Kernforschungszentrums bei weitem überstiegen. Deshalb war von Anbeginn geplant, in diesem Projektstadium die deutsche Industrie einzubeziehen /11/. Im November 1966 wurden zwei Firmenkonsortien gegründet: die Industriegruppe AEG/GHH/MAN erhielt vom damaligen Bundesministerium für wissenschaftliche Forschung (BMwF) den Auftrag zur Erstellung baureifer Unterlagen für den Dampfbrüter /38/, die Gruppe Siemens/Interatom sollte den Natriumbrüter /39/ projektieren. Die Arbeiten beider Industriegruppen sollten bis 1969/70 zur Vorlage bestellreifer Unterlagen für die Prototypen führen. Die Auswahl dieser Firmen erfolgte aufgrund einschlägiger Erfahrungen: AEG war mit dem Bau des Heißdampfreaktor (HDR) befaßt und hatte bereits das Leichtwasser-Kernkraftwerk VAK geliefert, während Interatom mit der Errichtung des KNK-Reaktors beauftragt war und damals bereits umfangreiche Versuchserfahrungen auf dem Natriumgebiet vorweisen konnte.

In den Bewilligungsbedingungen des BMwF war verlangt worden, daß vor dem Bau des Natriumbrüters mindestens 30 Mischoxidbrennstäbe bis zum Abbrand von 50.000 MWd/t mit schnellen Neutronen im Natrium zu bestrahlen waren. Beim Dampfbrüter wurde die Bestrahlung von 500 Brennstäben unter repräsentativen Bedingungen verlangt. Während beim Natriumbrüter Bestrahlungsmöglichkeiten im Ausland z.B. beim Enrico-Fermi-Reaktor zu bestehen schienen, gab es diese Möglichkeit beim Dampfbrüter nicht. Deshalb war ein Sonderprogramm für den Umbau des thermischen HDR-Reaktors in Großwelzheim zu einem schnell-thermischen Reaktor (STR) vorgesehen. Orientierende Bestrahlungsversuche im thermischen Fluß sollten im Kernkraftwerk VAK durchgeführt werden.

Die gewollte Einbeziehung der Industrie stellte einen wichtigen organisatorischen Einschnitt in der Abwicklung des Projekts Schneller Brüter dar. Der Übergang wesentlicher Verantwortlichkeiten von Karlsruhe auf die Industriepartner war nicht frei von Friktionen. Konnte PSB Karlsruhe auf seine Kenntnisse bei den Brütergrundlagen sowie den Reaktorstudien verweisen, so waren auf Industrieseite die Erfahrungen des Anlagenbaus zu vermuten.

3.3 Die Beendigung des Dampfbrüterprojekts

Am 5.2.1969 verfügte der Bundesminister für wissenschaftliche Forschung (BMwF) Dr. Stoltenberg die Beendigung des Dampfbrüterprojekts und gab folgende Presseerklärung ab /40/:

- "a) Die Entwicklung des dampfgekühlten Schnellen Brütters als selbständiges Teilprojekt im Rahmen des Gesamtprojekts Schneller Brüter ist einzustellen.
- b) Die Arbeiten an diesem Vorhaben im Bereich der Industrie sind so weit zu einem sinnvollen Abschluß zu führen, daß ein umfassender Schlußbericht vorgelegt werden kann. Dieser soll als Grundlage für eine evtl. Wiederaufnahme der Arbeiten dienen können.
- c) Einzelvorhaben im Basisprogramm des Gesamtprojekts Schneller Brüter des Kernforschungszentrums Karlsruhe sind fortzuführen, dabei vor allem die Brennstabentwicklung."

Diese Entscheidung wurde in einem Anhang erläutert:

"Das deutsche Dampfbrüterprogramm mußte wegen der aufgetretenen technischen Schwierigkeiten sowohl hinsichtlich der Zielrichtung als auch des Terminplans grundlegend überprüft werden.

Aufgrund der neuen internationalen Situation muß eine Entwicklung des dampfgekühlten Schnellen Brütters in der Bundesrepublik isoliert und ohne die Möglichkeit einer Abstützung auf Ergebnisse ausländischer Parallelentwicklungen durchgeführt werden.

Das Konzept des dampfgekühlten Schnellen Brüters verspricht aus heutiger Sicht keinen Vorteil gegenüber dem des natriumgekühlten Schnellen Brüters mit oxidischen Brennelementen, und langfristig zeichnet sich beim dampfgekühlten Schnellen Brüter keine Möglichkeit einer Weiterentwicklung ab, die der des natriumgekühlten Schnellen Brüters beim Übergang zu karbidischem Brennstoff entspricht.

Der Einsatzzeitpunkt kommerzieller Dampfbrüter-Kernkraftwerke wird sich gegenüber den bisherigen Annahmen verzögern, so daß das Risiko für das Einführen dieses Kernkraftwerkstyps in den Markt vergrößert wird."

Die Entscheidung zur Beendigung des Dampfbrüterprojekts hatte sich bereits 1967 angebahnt und war bis 1971 von einer heftigen, teils emotionsgeladenen Auseinandersetzung begleitet. Im folgenden wird eine Chronologie der wichtigsten Stationen dieses Entschlusses gegeben:

- Ende 1967 stellt die AEG fest, daß die Umwandlung des HDR zum schnellthermischen Reaktor (STR) wegen des fehlenden negativen Dopplerkoeffizienten nicht möglich ist.
- Im März 1968 deutet Projektleiter Häfele beim Statusbericht für das Jahr 1967 an, daß die parallele Abwicklung der Dampf- und Natriumlinie möglicherweise aufgegeben werden müsse.
- Im April 1968 schlägt die AEG bei der 6. Sitzung des Projektkomitees Schneller Brüter vor, die Entwurfsarbeiten am Dampfbrüter zu beenden.
- Im Dezember 1968 kommt der Arbeitskreis Kernreaktoren (III/1) einstimmig zum gleichen Ergebnis.
- Im Januar 1969 gleiches Ergebnis der Brüter-A-Kommission in Karlsruhe.
- 23. und 24.1.1969: Anhörung der pro- und contra-Experten beim Forschungsminister Dr. Stoltenberg unter Beteiligung von Abgeordneten des Bundestagsausschusses für wissenschaftliche Forschung.
- 5.2.1969: Presseerklärung des Ministers (siehe oben) und formelle Entscheidung zur Aufgabe des Dampfbrüterprojekts.
- 15.2.1971: Auf Veranlassung des Forschungsministers Prof. Leussink er-

neute öffentliche Diskussion der Entscheidungsgründe beim Statusbericht 1970 des Projekts Schneller Brüter in Karlsruhe.

- 1974: Endgültiger Abschluß der F+E-Arbeiten zum Dampfbrüter. Schwerpunkte des Programms, dessen Aufwendungen sich auf etwa 5 Mio DM pro Jahr beliefen, waren: Versuche zur Dampfkontamination des Primärkreislaufs im FR 2-Heißdampfkreislauf, out-of-pile-Korrosionsversuche im HKW-loop, DFR-Trefoilbestrahlungen (nach Schaden abgebrochen) und Vorbereitungen zur Bestrahlung von 4 Brennstäben mit Druckausgleichssystem im VAK (nicht durchgeführt).

Die Diskussion um das Dampfbrüterprojekt führte zu einer erheblichen Polarisierung im Kernforschungszentrum. Die Argumente der Antagonisten - Projektleiter Professor Häfele und IRB-Institutsleiter Dipl.-Ing. Ritz - standen lange Zeit unvermittelt im Raum. Sie sollen kurz dargestellt werden, ebenso wie die wichtigsten Argumente des Industriepartners AEG und die des Journalisten K. Rudzinski, eines engagierten Kritikers des Natriumbrüterprojekts.

3.3.1 Die Argumente der Projektleitung

Der Projektleiter Prof. Häfele war für die Beendigung des Dampfbrüterprojekts und artikulierte damit die offizielle und von der Mehrheit getragene Meinung des Kernforschungszentrums. Er benützte im wesentlichen folgende Gründe /35/, /41/, /42/, /43/, /44/, /45/, /46/, /47/:

- a) Das Pu- α -Ereignis hat die Brutfähigkeit des Dampfbrüters wesentlich negativer beeinflußt als die des Natriumbrüters. α ist das Verhältnis von (n, γ) -Einfangquerschnitt zu Spaltquerschnitt. Für den Resonanzbereich 10-20.000 eV wurde bei der IAEA-Konferenz über die Physik Schneller Reaktoren in Karlsruhe (Oktober 1967) bekannt, daß die bisher verwendeten KAPL-Werte für Pu zu niedrig sind. Höhere α -Werte bedeuten aber geringeres Brutvermögen, was insbesondere den Dampfbrüter beeinflußt, da sein Spektrum weicher ist und seine Brutrate ohnehin unter der des Natriumbrüters liegt. Die Verminderung der Brutrate um 4 Punk-

te hätte bei Aufrechterhaltung des bis dahin verfolgten Konzepts eines starken freistehenden Hüllrohrs aus Inconel 625 bedeutet, daß so gut wie keine Brutfähigkeit mehr für den Dampfbrüter übrig geblieben wäre. Von daher wäre der Übergang zum Konzept eines schwachen, sich teilweise an den Brennstoff anlehenden Hüllmaterials, in erster Linie Incoloy 800, erforderlich gewesen ("Zahnpastatuben-Konzept" /35/).

- b) Nachdem der HDR-Umbau nicht möglich ist, wäre der Bau eines gesonderten Testreaktors zur Bestrahlung von Brennelementen notwendig. Die Aufwendungen hierfür sind mit 200 Mio DM und einem Zeitraum von 6 Jahren zu veranschlagen. Um diese Zeit würde sich auch der Bau des dampfgekühlten Prototyps verschieben, dessen Errichtung nach früheren Terminvorstellungen zeitgleich mit dem des Natriumbrüters hätte erfolgen sollen.
- c) Aus Bestrahlungsversuchen der US-Firma General Electric beim EBR II ist bekanntgeworden, daß nickelhaltige Brennstäbe im schnellen Neutronenfluß eine unerwartet hohe Fehlerrate haben. Demgegenüber wurde beim deutsch-amerikanischen EVESR-Programm festgestellt, daß es gerade die Nickelkomponente ist, welche dem Hüllmaterial ihre Heißdampfkorrosionsbeständigkeit verleiht. Die Frage nach einem für Dampfbrüter geeigneten Hüllmaterial ist also weitgehend offen.
- d) Die Brennstabhüllrohre stehen beim Dampfbrüter im Frühstadium der Bestrahlung unter einem hohen Außendruck bei gleichzeitig hoher Temperatur. Diese Belastung kann zu sog. Kriechbeulen führen, hervorgerufen durch stets vorhandene anfängliche "Ovalitäten", d.h. Abweichungen von der ideal runden Form. In Experimenten zeigte sich, daß bei den zur Diskussion stehenden System-Dampfdrücken von 120-170 bar, maximalen Hüllrohrtemperaturen von 700-735 °C und Hüllrohrwandstärken unter 0,4 mm die erforderlichen Standzeiten nicht erreicht werden können.
- e) Im Bereich der Sicherheit ist die Notkühlung des Dampfbrüters problematisch. Während ein Natriumbrüter ein praktisch druckloses Kühlmedium mit hoher Wärmeleitung besitzt, sind beim Dampfbrüter aller Voraus-

sicht nach viele aktive Maßnahmen, wie Einsprühen von Wasser in ein überhitztes Core notwendig. Hinzu kommt der Lenzunfall, welcher nur beim Dampfbrüter möglich ist. Das Genehmigungsverfahren des dampfgekühlten Brüters ist also mit großen, z.T. noch nicht voll erkannten Problemen belastet.

- f) Die US-Firma General Electric gab im Frühsommer 1968 bekannt, daß sie wegen vieler technischer Probleme und vor allem wegen fehlender Unterstützung durch die US-AEC den dampfgekühlten Brüter nicht mehr weiterverfolge. Damit hätte das deutsche Dampfbrüterprojekt alle Entwicklungsrisiken allein zu tragen.
- g) Im internationalen Vergleich ist die Entwicklung des natriumgekühlten Brüters am weitesten fortgeschritten. Neben Deutschland verfolgen diese Linie die Länder UdSSR, USA, Großbritannien, Frankreich, Japan und Italien. Durch Erfahrungsaustauschverträge kann die Basis der eigenen Entwicklung abgesichert werden.
- h) Der mit oxidischem Brennstoff betriebene Natriumbrüter kann in einer weiteren Stufe durch die Verwendung von karbidischem Brennstoff verbessert werden. Dies betrifft vor allem die Erhöhung der Brutrate bei gleichzeitiger Verminderung des Brennstoff-Inventars.

3.3.2 Die Argumente der Industrie (AEG)

Die Firma AEG, als federführender Industriepartner beim Dampfbrüterprojekt, war für die Beendigung der Arbeiten. Dr. Kornbichler (AEG), verantwortlicher Projektmanager, führte u.a. folgende Gründe an /47/, /48/:

- a) Von überragender und letztlich ausschlaggebender Bedeutung wird von der AEG die Tatsache angesehen, daß die US-Firma General Electric das ESCR-Projekt (Experimental Steam Cooled Reactor) aufgegeben und sich damit aus der Dampfbrüterentwicklung zurückgezogen hat. Da auch Schweden, Italien und Japan ihre Anstrengungen auf diesem Gebiet beenden wollen, würde Deutschland isoliert dastehen. Ohne internationalen

Informationsaustausch werden die Erfahrungen langsamer wachsen und das Risiko für Rückschläge zunehmen. Im übrigen wäre es das erste Mal, daß Deutschland eine Reaktorlinie - allein auf sich gestellt - zum Erfolg führen müßte. Bei den drei Reaktortypen Hochtemperatur-, Schwerwasser- und Leichtwasserreaktor ist erhebliches know-how von außen eingeflossen, ohne welches das Durchhalten schwer denkbar gewesen wäre.

- b) Beträchtliche Risiken birgt die Beurteilung des künftigen Marktes und insbesondere der Absatzchancen für Dampfbrüter. Eine Industriefirma hat aber nicht nur den technischen, sondern auch den wirtschaftlichen Erfolg anzustreben. Wenn konkurrierende Unternehmen wie General Electric - sicher nach reiflicher Überlegung - eine Entwicklungsrichtung aufgeben, so ist auch für die AEG besondere Vorsicht geboten.
- c) Ein wesentliches technisches Ereignis, allerdings negativer Art, ist der mißlungene Versuch, den HDR-Reaktor in den schnell-thermischen Reaktor (STR) umzubauen. Nach etwa einjähriger Arbeit ist festgestellt worden, daß der vorgesehene kleine Kern keinen ausreichend negativen Dopplerkoeffizienten hat; andere Maßnahmen zur Erzielung einer quasi-inhärenten Sicherheit erschienen nicht zuverlässig genug. Das Alternativkonzept eines großen durchgängig schnellen Reaktorkerns scheitert vor allem an den Kosten. Mit dem Ausfall des STR ist ein repräsentativer Bestrahlungstest für die Dampfbrüterelemente nicht mehr möglich.

3.3.3 Die Argumente von Dipl.-Ing. Ritz

Dipl.-Ing. Ludolf Ritz war 1961 mit der Leitung des Instituts für Reaktorbauelemente (IRB) betraut worden, nachdem er vorher in England bei der Firma Parsons Company (Newcastle) auf dem Gebiet der Entwicklung der Brennelemente des gasgekühlten Reaktors tätig gewesen war. Er war für die Fortführung des Dampfbrüterprojekts und drückte die Meinung einer nicht vernachlässigbar geringen Minderheit aus /46/, /47/, /49/, /50/, /51/:

- a) Vom Aufbau der Anlage her ist der Dampfbrüter dem Leichtwasserreaktor

am verwandtesten. Da sich die LWR's bisher gut bewährt haben, ist hierin ein wichtiges Argument für die Fortführung dieser Entwicklungslinie zu sehen. Dies steht auch im Einklang mit dem Traditionalismus von Hersteller und Betreiber von Dampfkraftwerken, die gegen umwälzende Neuerungen wie die Einführung metallischer Kühlmittel skeptisch sein werden. Sie können dabei auf kostspielige Erfahrungen bei früheren einschneidenden technischen Änderungen verweisen.

b) Der Natriumbrüter ist vom Kühlmittel und seinen Komponenten her eine umwälzende Neuerung. Er birgt zudem einen inhärenten Kostennachteil, da er im Anlagenaufbau wesentlich komplizierter ist als ein Dampfbrüter. Bis zur Erzielung industrieller Reife und wirtschaftlicher Konkurrenzfähigkeit des Natriumbrüters werden weitere 10-15 Jahre notwendig sein, unter Bereitstellung eines sehr hohen Entwicklungsaufwands.

c) Die unabhängige Organisation European Nuclear Energy Agency (ENEA) hat im Herbst 1968 einen umfassenden Dampfbrüterbericht im Entwurf vorgelegt und kommt darin zu folgender positiven Wertung:

"From this evidence we have concluded that there should be no major feasibility problems and that, although substantial proving is required in certain areas, in particular the fuel element, the reactor can be constructed essentially on the basis of existing technology".

d) Dem Kriechbeulproblem kann durch ein im IRB entwickeltes Druckausgleichssystem für Brennstäbe wirksam begegnet werden. Hierbei tritt an die Stelle des üblichen Gasplenums ein mit Wasser bzw. Dampf gefüllter Raum, der von dem in den Reaktor eintretenden Sattedampf auf Temperatur gehalten wird. Die Trennung des Wassers bzw. Dampfes von dem Heliumspaltgasgemisch erfolgt durch eine Bleidichtung, welche bei Betriebstemperatur flüssig ist. Das Druckausgleichssystem ermöglicht die Verwendung dünnerer Brennstabhüllen, was wiederum der Brutrate zugute kommt.

3.3.4 Die Argumente des Journalisten K. Rudzinski

Der Journalist Kurt Rudzinski, studierter Chemiker und hauptberuflich Wissenschaftsredakteur der "Frankfurter Allgemeinen Zeitung" (FAZ) verfolgte die Brüteraktivitäten des Kernforschungszentrums mit kritischem Interesse. Etwa um 1965 kam er zu der Überzeugung, daß die Entwicklung des Natriumbrüters eine Fehlentscheidung sei, und brachte dies in vielen Zeitungsartikeln deutlich zum Ausdruck. Seine Kritik verstärkte sich noch, als sich die Aufgabe des Dampfbrüters abzeichnete bzw. wirklich erfolgte. Rudzinski hielt dies für eine Fehlentscheidung und begründete es mit Leidenschaft und erstaunlicher Sachkenntnis. Seine Mittwoch-Kolumnen waren berühmt-berüchtigt, nicht zuletzt wegen ihrer Überschriften, welche in einem deutlichen Kontrast zu dem eher zurückhaltenden Stil der FAZ standen. Eine Auswahl möge dies verdeutlichen:

"Verspielt Karlsruhe eine Chance der Atomtechnik?" (FAZ 1.5.1965)

"Die Dampfkühlung setzt sich durch" (26.1.1966)

"Der Natriumbrüter - eine Milliarden-Fehlinvestition" (20.7.1966)

"Milliarden für den Schornstein" (26.10.1968)

"Dampfbrüter-Brennelemente - kein Risiko" (18.12.1968)

"Reaktortheologie und Reaktorrealität" (27.1.1969)

"Falsche Prognosen im Projekt Schneller Brüter" (8.4.1970)

"Das Ende der Natriumbrüter-Illusionen" (6.5.1970).

Bekannt war K. Rudzinski auch für das "timing" seiner Artikel. Sie erschienen häufig unmittelbar vor Statusberichten oder Reaktortagungen und beeinflussten die Meinungsbildung der Experten und Politiker durch originelle Informationen, welche auf beträchtliche insider-Kenntnisse schließen ließen. Sie gaben darüberhinaus Anlaß für Abgeordnete, im Rahmen der Fragestunde des Deutschen Bundestages Erkundigungen über Einzelentscheidungen des Projekts oder Vorgänge im Kernforschungszentrum einzuholen. Schließlich nahmen auch andere Presseorgane seine Argumente auf bzw. beschäftigten sich mit dem Autor selbst:

"Heimliches Schlachtfest" (Der Spiegel 2.12.1968)

"Murren und Mauscheln" (Der Spiegel 2.6.1969)

"Ein FAZ-Journalist kämpft gegen das Establishment" (Capital 2/69).

K. Rudzinski war von den technischen und wirtschaftlichen Vorteilen der Dampftechnik gegenüber der Natriumtechnik überzeugt und wurde nicht müde, dies immer wieder anhand vieler Beispiele seinen Lesern klarzumachen. Im Einzelnen bewegte sich seine Argumentation auf der Linie dessen, was im vorausgehenden Abschnitt dargelegt wurde. Man muß sich vergegenwärtigen, daß dies Mitte der 60er Jahre geschah, als die Argumente gegen die Kerntechnik oder den Brüter noch nicht so geläufig oder "aufgearbeitet" waren wie in der darauffolgenden Dekade.

Im Kernforschungszentrum bedauerte man, daß der Journalist Rudzinski die ihm aus inoffiziellen Quellen zugegangenen Informationen nur ganz selten in recherchierenden Gesprächen mit den Verantwortungsträgern überprüfte. Desweiteren konnte man sich des Eindrucks nicht erwehren, daß sich das Karlsruher Projekt Schneller Brüter, verglichen mit anderen Forschungsorganisationen, im besonderen Maße seiner pointierten Kritik "erfreute". Die durchweg negative Apostrophierung des Natriumbrüters und der PSB-Forschungsarbeiten verliehen den besagten FAZ-Artikeln zwar ihre unverwechselbare Tonart, ließen jedoch in ihren häufigen Wiederholungen die journalistische Ausgewogenheit vermissen.

Dennoch: der Kritiker Rudzinski ist aus der Geschichte des Projekts Schneller Brüter nicht fortzudenken - so oder so!

4. DIE SCHWIERIGKEITEN DER PROJEKTVERWIRKLICHUNG (1970-76)

4.1 Der Start des SNR 300

Um 1970 zeichnete sich der Baubeginn des SNR 300 ab, und es kam zu einer deutlichen Trennung in der organisatorischen Struktur des Brüterprojekts /52/. Die Industriepartner übernahmen mehr und mehr die Ausarbeitung und Verantwortung für das Projekt SNR 300; den Zentren, und hier insbesondere dem Kernforschungszentrum Karlsruhe, verblieb das sogenannte Basisprogramm, welches teils Grundlagenforschung, teils bauzugehörige Forschung und Entwicklung für den SNR 300 beinhaltete.

Die wichtige Funktion, alle Partner des SNR 300-Projekts an einem Tisch zu vereinen, hatte ab 1966 das "Projektkomitee Schneller Brüter" übernommen. In diesem Gremium kamen die Vertreter der Regierungen, der Herstellerindustrie, der Energieversorgungsunternehmen und der Forschungszentren unter dem Vorsitz des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung (BMwF) etwa 2-3 mal pro Jahr zusammen, um die für den Fortgang des SNR 300-Projekt notwendigen Beschlüsse zu treffen. Das Projektkomitee beendete nach Abschluß der SNR 300-Lieferverträge seine Sitzungen, wurde aber 1977 wieder eingerichtet und besteht bis heute.

Die Konstituierung der Hersteller- und Betreiberkonsortien für den SNR 300, also der späteren Vertragspartner, vollzog sich schrittweise über mehrere Jahre und sei in geraffter Form dargestellt /53/, /54/.

4.1.1 Die Konstituierung der Vertragspartner

Das Herstellerkonsortium für den SNR 300 bildete sich nach dem Schema der seit 1965 bestehenden deutsch-belgisch-niederländischen Zusammenarbeit bei den Forschungszentren /53/. Diese Kooperation war von allen Partnern als sehr zufriedenstellend angesehen worden. So kam es 1967 auf Regierungsebene zum Austausch von Memoranden, in denen vereinbart wurde, die Zusammenarbeit auch auf den Bau des SNR 300 auszuweiten. Die Finanzierung

des Projekts sowie die Festlegung der späteren Lieferanteile im Verhältnis 70:15:15 wurden in diesem Regierungsabkommen bereits vorbestimmt. Ein Jahr später unterzeichneten die Industriefirmen Siemens und Interatom (Bundesrepublik Deutschland), Belgonucléaire (Belgien) und Neratoom (Niederlande) einen auf diesen Memoranden fußenden Zusammenarbeitsvertrag für die Entwicklung und den Bau des SNR 300. Dieses sogenannte SNR-Konsortium wurde 1972 beim Abschluß der SNR 300-Lieferverträge in "Internationale Natrium-Brutreaktor-Baugesellschaft mbH" (INB) umbenannt. Ihr gehörten die Firmen Interatom, Belgonucléaire und Neratoom an. Die Firma Luxatom aus Luxemburg war zeitweise mit 1 % am SNR-Konsortium beteiligt, zog sich jedoch 1972 noch vor Vertragsabschluß zurück.

Zwischen 1969 und 1974 gab es eine Reihe von Veränderungen bei den deutschen Partnern Siemens und Interatom. 1969 erwarb Siemens eine Beteiligung an Interatom von 60 %, bei gleichzeitigem Ausscheiden von North American Aviation und Verminderung der Anteile der anderen Gesellschafter. Zur selben Zeit beendete Siemens seine Brüterentwicklungsarbeiten und versetzte das Personal - sofern dazu bereit - von Erlangen nach Bensberg. Später zogen sich auch die restlichen Interatom-Gesellschafter Demag (1971) und Deutsche Babcock und Wilcox (1972) zurück, so daß Siemens nunmehr alle Anteile von Interatom hielt. Diese wurden 1974 der Kraftwerk-Union übertragen, als die kerntechnischen Bereiche von Siemens und AEG einbezogen worden waren.

Das Besteller- und Betreiberkonsortium für den SNR 300 wurde ebenfalls von deutschen, belgischen und niederländischen Energieversorgungsunternehmen gebildet /54/, /55/. Karlsruhe hatte anfangs vorgeschlagen, den SNR 300 gemeinsam mit der Herstellerindustrie zu planen und zu bauen, um ihn nach Fertigstellung einem Betreiber zu übergeben /31/. Das Forschungsministerium war jedoch diesem Vorschlag nicht gefolgt, da es den Betreiber bereits möglichst frühzeitig in der Projektverantwortung integriert sehen wollte.

So kam es 1969 zur Gründung der "Projektgesellschaft Schneller Brüter" (PSB), einer Gesellschaft bürgerlichen Rechts, welcher federführend das deutsche Energieversorgungsunternehmen RWE sowie die beiden ausländischen

Partner Synatom (Belgien) und SEP (Niederlande) angehörten. PSB (Essen) hatte die Aufgabe, den Bau des SNR 300 von seiten des späteren Bestellers vorzubereiten, also insbesondere die Fragen der Finanzierung, Vertragsgestaltung und Lizenzierung zu klären. Die Gesellschaft wurde 1972 durch die "Schnellbrüter-Kernkraftwerksgesellschaft mbH" (SBK) abgelöst, welche die INB mit der Lieferung des SNR 300 formell beauftragte. 1973 trat dem Bestellerkonsortium als weiterer Partner das "British Central Electricity Generating Board" (CEGB) mit einem Anteil von etwa 1 % bei.

4.1.2 Der Erfüllungsstand der Bewilligungsbedingungen

Als 1966 das Industriekonsortium mit der Erstellung baureifer SNR 300-Unterlagen beauftragt wurde, hatte das Forschungsministerium (BMwF) eine Reihe von technischen Bewilligungsbedingungen formuliert, die bis zum Baubeschluß des SNR 300 erfüllt sein sollten. Von der GfK waren die folgenden 4 Forderungen zu bearbeiten:

- a) Bestrahlung von mindestens 30 Prototypbrennstäben bis zu einem Abbrand von mindestens 50.000 MWd/t mit schnellen Neutronen im Natrium.
- b) Entwicklung des gesamten Brennstoffzyklus einschließlich Aufarbeitung und Refabrikation in hinreichend großem Maßstab in Zusammenarbeit mit der Brennelementindustrie.
- c) Durchführung kritischer Experimente zum Prototypkern in SNEAK.
- d) Beherrschung der Sicherheitsprobleme unter Auswertung der Bau- und Betriebserfahrungen sowie der Versuchsergebnisse mit dem SEFOR-Reaktor.

Der Erfüllungsstand dieser Bedingungen stellte sich 1971, als die Verhandlungen um den Baubeschluß des SNR 300 im vollen Gange waren, wie folgt dar /56/, /57/:

Der Störfall des Enrico-Fermi-Reaktor im Oktober 1966, der durch verblockte Brennelemente hervorgerufen war und schließlich zur Stillsetzung des Reaktors führte, hatte die Bestrahlungspläne des Projekts stark beeinträchtigt. Der FR 2 mit seinem thermischen Spektrum konnte kein Ersatz

sein, insbesondere seitdem 1967 das Phänomen des Hüllmaterialschwellens erkannt wurde, welches wie z.T. auch die Hochtemperaturversprödung auf die Wirkung schneller Neutronen zurückgeführt wurde. Für Materialbestrahlungen waren also schnelle Testreaktoren erforderlich. So wandte man sich zunächst verstärkt dem BR2 in Mol zu, der für die Dauer von 5 Jahren zu 50 % angemietet wurde und vor allem für Kapsel- und Loopbestrahlungen verwendet wurde. Eine spürbare Entlastung der Situation brachte eine Übereinkunft mit Großbritannien zur Bestrahlung im Dounreay Fast Reactor (DFR). Gemeinsam mit dem französischen CEA konnte ein Bündel mit 77 Brennstäben bestrahlt werden, wobei sich DeBeNeLux einen Anteil von 39 Stäben sicherte /58/. Das Experiment DFR 350 zusammen mit dem 3-Stab Monitorexperiment DFR 304 war ein voller Erfolg. 1971 war ein Abbrand von 53.000 MWd/t erzielt, und die o.g. Bedingung somit formal erfüllt. Als Hüllmaterial waren allerdings die Stähle 1.4988 und 1.4961 zum Einsatz gekommen. Im Herbst 1970 kam als weiterer Bestrahlungsreaktor der französische Rapso-die Fortissimo hinzu, so daß der Bestrahlungsengpaß weitgehend behoben war.

Im Bereich des Brennstoffkreislaufs war die kalte Erprobung der MILLI im Frühjahr 1970 abgeschlossen. Ein Problem war die Bereitstellung ausreichender Mengen hochabgebrannten Brennstoffs für den aktiven Betrieb mit dieser Anlage. Die Wiederaufarbeitung der SNR 300-Brennelemente sollte in der WAK erfolgen und war im Rahmen eines gesonderten Entwicklungsprogramms mit den SNR-Terminen abgestimmt. Es war beabsichtigt, die Aufarbeitung der Schnellbrüterkerne nach dem sog. "mixed core management" durchzuführen, d.h. die Brennstäbe sollten mit Brutstäben vermischt aufgearbeitet werden. Später wurde diese Absicht fallengelassen, da die WAK auf Wunsch des Forschungsministeriums für die Aufarbeitung von Thorium-Brennstoff bereitgestellt werden sollte.

Was den Stand der Mischoxidfertigung anlangt, so waren von Alkem und Belgonucléaire etwa 100 kg Brüterbrennstoff hergestellt worden, die KNK II-Fertigung eingeschlossen. Alkem hatte 1971 das Kernforschungszentrum verlassen und seine Fertigungsanlagen in Wolfgang bei Hanau aufgebaut. Die Fertigungslinie I war auf 10 jato Recycle-Brennstoff bzw. 2-3 t Brüterbrennstoff ausgelegt, die weitgehend automatisierte Linie II sollte

die vierfache Kapazität erreichen. Belgonucléaire hatte etwas später seine Pilotanlage in Mol aufgegeben und eine neue Fertigungsanlage in Dessel mit einer Kapazität von 7,5 tato Brüterbrennstoff errichtet /59/.

Vom Frühjahr 1969 bis zum Herbst 1970 wurden in der SNEAK die Natriumbrüter-typischen Anordnungen SNEAK 2 und 6 untersucht. Dabei war in das Uran-core SNEAK 2A schrittweise eine zentrale Pu-Zone und ein 150° Pu-Sektor eingebaut worden, wobei 90 kg Plutonium von der französischen Anlage MASURCA ausgeglichen werden mußten. Die Versuchsreihe SNEAK 6 ergab u.a., daß k_{eff} mit einer Ungenauigkeit von etwa 1 % und die Leistungsverteilung auf etwa 3-4 % vorausberechnet werden konnten.

SEFOR war nach 44 Monaten Bauzeit im Mai 1969 kritisch geworden. Im Zuge der Inbetriebnahme stellte sich heraus, daß der Pu-Gehalt einiger Brennelemente unterhalb des spezifizierten Werts lag, ein Versehen, welches von dem eben gegründeten Projekt Spaltstoffflußkontrolle mit besonderer Aufmerksamkeit verfolgt wurde. Der Reaktor erreichte im Januar 1971 seine volle Leistung von $20 \text{ MW}_{\text{th}}$. Das Stufenprogramm der Dopplermessungen, das über statische Leistungsmessungen und Oszillatorexperimente bis zu unter- und überpromptkritischen Exkursionen führte, war durch eine starke Karlsruher Mannschaft vorbereitet worden und konnte zügig abgewickelt werden. Die Dopplerkonstante $D = \text{Txdk}/dT$ wurde zwischen $-6,5$ und -8×10^{-3} bestimmt; die theoretisch vorhergesagten Werte lagen zwischen $-6,6$ und $-7,8 \times 10^{-3}$. Der SEFOR-Reaktor wurde 1972 stillgesetzt, so daß es nicht mehr zur Ausführung des sogenannten follow-on-Versuchsprogrammes kam.

4.1.3 Die Na 2-Studie und der SNR 300-Sicherheitsbericht

Der SNR 300-Entwurf gründete auf der sog. Na 2-Studie, welche zwischen 1965 und 1967 federführend vom Kernforschungszentrum, aber unter Mitwirkung von Siemens und Interatom erstellt worden war /60/. Sie war das erste deutsche Auslegungskonzept eines 300 MWe natriumgekühlten Brüters. Gegenüber der vorausgehenden Na 1-Studie für einen 1.000 MWe-Brüter wurde die Koaxialbauweise im Primärsystem verlassen zugunsten eines konventio-

nellen 3-loop-Systems. Der Reaktorkern war, ähnlich wie später beim SNR 300, als Zweizonen-core ausgelegt; Konzepte wie "Pfannkuchen-cores", "modulare cores" und "spectrum softening cores" waren aus Sicherheitsgründen bereits in der Überlegung, wurden aber schließlich nicht für erforderlich gehalten. Im Falle des Versagens aller 3 Hauptkreise sollte die Nachwärme durch Naturkonvektion an NaK- und Luftkühler abgegeben werden.

In der zur Na 2-Studie gehörenden Sicherheitsanalyse /61/ wurde Kernschmelzen als ein sehr unwahrscheinlicher Störfall angesehen. Im Sinne einer Extremalabschätzung errechnete man für einen hypothetischen Bette-Tait-Störfall eine mechanische Energiefreisetzung von 1.000 MWsec. Wegen der sehr verschiedenen Geometrien, physikalischen Annahmen und Rechenmethoden ist eine unmittelbare Vergleichbarkeit mit den später für den SNR 300 verlangten 370 MWsec nicht gegeben.

Besonders umfangreiche Überlegungen galten dem Containment-System als der wichtigsten Schutzmaßnahme gegen die Freisetzung radioaktiven Materials bei Störungen. Es konnte gezeigt werden /62/, daß die Knochendosis die wesentliche Strahlenbelastung darstellt und deshalb Plutonium, und nicht etwa Jod das begrenzende Element ist. Unter diesen Umständen wurde ein doppeltes Containment mit Ringspaltabsaugung für erforderlich gehalten.

Der SNR 300-Sicherheitsbericht wurde verantwortlich vom SNR-Konsortium erstellt und am 31.12.1969 vorgelegt /63/. Er bestand aus 2 Textbänden sowie einem Abbildungsband und stellte den ersten konsistenten Entwurf für den SNR 300 dar. Die Anlage war auf 300 MWe ausgelegt, sollte aber die Extrapolation auf 1.000 MWe mit geringem Risiko für die meisten Komponenten zulassen. Für das Wärmeübertragungssystem wurde "wegen der leichteren Ausführbarkeit und Extrapolierbarkeit sowie wegen des größeren Entwicklungspotentials hinsichtlich einer denkbaren Eliminierung des Natriumzwischenkreislaufs das loop-Konzept gewählt". Die unter dem Natriumnotspiegel liegenden Komponenten waren zur Sicherung gegen Kühlmittelverlust in Betonwannen angeordnet. Gesonderte Notkühlkreise waren nicht vorgesehen. Auf dem Gebiet der Sicherheit wurden noch Lücken beim Phänomen der Brennstoffnatriumreaktion und der Propagation der begleitenden Druckeffekte gese-

hen. Die unmittelbaren Folgen einer überpromptkritischen Energiefreisetzung sah man auf die Reaktorzelle beschränkt.

Die 1969 im Sicherheitsbericht vorgelegte technische Detailplanung des SNR 300 wurde bei der anschließenden Durchsprache mit den Genehmigungsbehörden und dem Betreiber einschneidend geändert. Die Folge waren erhebliche Umplanungen, welche beträchtliche Terminverzögerungen und Mehrkosten auslösten /55/, /64/, /65/, /66/, /67/, /68/, /69/, /70/, /71/.

4.1.4 Die Forderungen der Genehmigungsbehörde

Als Standort für den SNR 300 hatten die Energieversorgungsunternehmen (EVU's) Weisweiler vorgesehen, weil dort bereits mehrere (Braunkohle-) Blöcke durch RWE betrieben wurden und die erforderliche Infrastruktur vorhanden war. Beim Vergleich mit den im Sommer 1970 neu definierten Standortkriterien der Reaktorsicherheitskommission (RSK) stellte sich jedoch heraus, daß die Besiedlungsdichte im Umkreis von Weisweiler zu hoch war. Die RSK empfahl einen Standort zu wählen, der innerhalb des 5 km-Umkreises eine Bevölkerungszahl von weniger als 40.000 aufwies. Der Projektgesellschaft Schneller Brüter gelang es relativ rasch, mit Kalkar bei Kleve am Niederrhein einen geeigneten Reaktorstandort zu finden; er hatte darüberhinaus den Vorteil, in unmittelbarer Nähe der belgischen und holländischen Partner zu liegen. Bezeichnend für die damalige Situation war der Umstand, daß das Forschungsministerium (BMBW) eine Reihe von Briefen erhielt, in denen die Verantwortlichen von Ortschaften und Landkreisen darum baten, den SNR 300 aufnehmen zu dürfen /72/.

Unter den technischen Forderungen der Gutachter war die einschneidendste jene, welche die Berücksichtigung des Bethe-Tait-Störfalls verlangte. Tank und Primärsystem sollten so ausgelegt werden, daß sie einer mechanischen Belastung von 150 bzw. 370 MWsec standhalten konnten. Darüberhinaus war für den Fall des Versagens beider Reaktortanks eine Bodenkühleinrichtung ("core-catcher") vorzusehen, welche in der Lage war, die Kernschmelze aufzunehmen und auf Dauer zu kühlen.

Als Auslegungstörfall für ein Leck im Primärsystem war der prompte Abriß der Hauptkühlmitteleitung vorzusehen. Hierbei war ein Mindestkühlmittelspiegel im Reaktortank sicherzustellen, was durch das sogenannte Wannenkonzzept erreicht wurde, bei dem möglichst viele Teile des Primärsystems in Auffangwannen und oberhalb des Gleichgewichtsspiegels angeordnet werden.

Die weiteren Forderungen der Behörden und Gutachter nach Tauchkühlern, Gasblasenabscheider, tankinterner Na-Eintrittsleitung und Aerosol-Umluft-System bedingten eine fast totale Umkonzipierung des SNR 300-Primärsystems.

Darüberhinaus waren erhöhte Lastannahmen bei den Einwirkungen von außen vorzusehen: der äußere Sicherheitsbehälter (Containment) sollte dem Aufprall eines schnellfliegenden Militär-Flugzeuges und der Gaswolkenexplosion eines auf dem Rhein fahrenden Gastankers standhalten.

Schließlich wurde der Bau eines Kühlturms auferlegt, um insbesondere in den heißen Sommermonaten die Wärmebelastung des Rheins hinreichend niedrig zu halten.

4.1.5 Die Forderungen der Betreiber

Der äußere Sicherheitseinschluß des ursprünglichen SNR 300-Entwurfs hatte, wie bei Leichtwasserreaktoren üblich, eine zylindrische Form. Es wurde später - entsprechend der Forderung der Betreiber - rechteckig gestaltet, weil man hierdurch mehr Raum bei Wartungen und Reparaturen gewinnen wollte. Da ein Hauptvorteil des natriumgekühlten Schnellen Brütters sein niedriger Druck im Primärsystem ist, und der Bethe-Tait-Störfall vom Kunden nicht zugrundegelegt wurde, schien die Aufgabe des druckfesteren zylindrischen Containment lediglich logisch zu sein.

Bei den Dampferzeugern war der Geradrohrtyp vorgesehen. Der Betreiber hatte Bedenken gegen diese technische Konzeption und verlangte, daß auch

eine Variante, der Wendelrohrtyp, in zumindest einem Kreislauf eingebaut werden sollte. Die ursprüngliche Forderung nach einem zusätzlichen Lieferanten für diesen Typ wurde aufgegeben, nachdem Probleme wegen der Lieferabsprachen bei Großkomponenten auftauchten.

Weitere Änderungen betrafen das Handhabungssystem, die Brennelementlagerkapazität und die Heiße Zelle, welche zu einer Beobachtungsstation reduziert wurde.

Die am meisten diskutierte Änderung betraf den Reaktorkern und die Bruttoreate. Im Herbst 1972 war im Zuge einer Wirtschaftlichkeitsanalyse festgestellt worden, daß der SNR 300 wegen der überraschend hohen Brennelementkosten wahrscheinlich nur mit einem erheblichen Defizit betrieben werden konnte. Man suchte nach Einsparmöglichkeiten und beschloß, die Nachladekerne mit dickeren Brennstäben (7,6 mm Durchmesser) auszustatten, wodurch die Brennstabfertigungskosten - wegen der geringeren Anzahl von Brennstäben - wesentlich sinken. Um im ersten Kern sogleich bei der Inbetriebnahme, statt wie früher geplant erst nach einer längeren Abbrandzeit, auf die volle Leistung des Reaktors übergehen zu können, wurde die Kernanordnung geändert. Die innere Brutmantelreihe wurde durch Brennelemente ersetzt, während man die äußere Reihe mit (billigeren) Reflektorelementen bestückte. Dementsprechend bestand die neue Spaltzone des Reaktorkerns aus 205 Elementen statt, wie früher geplant, aus 151; die Zahl der Bruttorelemente war von 144 auf 96 gesunken.

Durch die Reduzierung des Brutmantels fiel die Bruttoreate des SNR 300 auf knapp unter 1. Als dies bekannt wurde, kam es zu einer heftigen Diskussion unter den Experten und in der Presse /73/. Auch im Kernforschungszentrum war man betroffen, hatte man eine Bruttoreate über 1 doch stets als vorrangiges Ziel angesehen.

Die Meinungsverschiedenheiten über diese Entscheidung hielten lange an. Die Verfechter der Core-Änderung stellten sich auf den Standpunkt, daß die wirtschaftliche Betriebsweise des SNR 300 den Vorrang habe und der Plutonium-Brutgewinn während der Anlaufphase des SNR 300 ohne Bedeutung

sei. Ihre Gegner sahen den unmittelbaren Beweis, daß der SNR 300 mit einer Brutrate über 1 brüten kann, für so überragend wichtig an, daß auch eine zeitweilig unwirtschaftliche Betriebsweise hätte in Kauf genommen werden sollen.

4.1.6 Die veränderte ökonomische Einschätzung des Brütters

Die genannten technischen Änderungen machten Mitte 1971 die Vorlage eines revidierten Sicherheitsberichts nötig. Der anschließenden Begutachtung folgte im Dezember 1972 die 1. Teilerrichtungsgenehmigung für den SNR 300. Die Lieferverträge zwischen INB und SBK wurden im November 1972 unterzeichnet und im März 1973 gültig, nachdem die Regierungen ihre Finanzierungszusagen gegeben hatten. Im April 1973 wurde mit den Bauarbeiten in Kalkar begonnen.

Gegenüber den früheren Terminvorstellungen war dies eine Verzögerung von 2 Jahren. Indes, den Beteiligten war klar, daß diese Zeitspanne notwendig war und gut genutzt wurde, um den SNR 300 für die Genehmigungsbehörde und den späteren Betreiber akzeptabel zu machen.

Die Umbauplanung des SNR 300 sowie die vertiefte Betrachtung seiner Risiken hatte auch direkte Auswirkungen auf den Preis des Kernkraftwerks. Die Gesamtkosten des SNR 300 (Preisstand November 1972) wurden mit 1.534 Mio DM angegeben und setzten sich folgendermaßen zusammen /74/:

Lieferverträge	984,7 Mio DM
Ansatz für Mehrkosten	247,0 Mio DM
Bauherrenkosten	103,0 Mio DM
<u>Ansatz für Preisgleitung</u>	<u>200,0 Mio DM</u>
Gesamtkosten:	1.534,7 Mio DM (ohne Pu für Erstkern).

Für die Energieversorgungsunternehmen war eine Eigenbeteiligung von 120 Mio DM vorgesehen. "Nichtkonventionelle" Mehrkosten, z.B. herrührend aus neuartigen Erkenntnissen in bezug auf schnelle Neutronen und Natrium, waren von der Kostenbeteiligung ausgenommen. Ferner war beabsichtigt, daß

sich die Regierungen bis zu 150 Mio DM am finanziellen Betriebsrisiko beteiligen /55/.

Frühere Kostenschätzungen, etwa aus den Jahren 1965 (310 Mio DM /31/) oder 1971 (670 Mio DM /47/) waren durch den Vertragspreis von 1535 Mio DM erheblich übertroffen worden. Man erkannte deutlich die Unsicherheitsmarge, die solchen Schätzungen innewohnt, wenn der Lieferumfang noch nicht hinreichend bekannt ist und die vertraglichen Konditionen wie Gewährleistung, Pönalen etc. noch nicht verhandelt sind. Kennzeichnend für die Situation ist eine Aussage, die von Industrieseite (Dr. Kornbichler, AEG) beim Statusbericht 1971 im Rahmen der öffentlichen Podiumsdiskussion gemacht wurde /47/):

"Ich möchte zunächst mal mit der Vorstellung ausräumen, daß man bei einem Reaktor, der erst entwickelt werden soll, schon die Kosten auf die erste oder zweite Stelle nach dem Komma ausrechnen kann. Wir haben bei den Leichtwasserreaktoren die Erfahrung gemacht, daß sie mindestens zehn Jahre Entwicklung gebraucht haben, ehe man einigermaßen die Größenordnung der Kosten sehen konnte ...".

Die Kenntnis der technischen und kostenmäßigen Struktur des SNR 300 brachte eine neue Einschätzung des ökonomischen Potentials der natriumgekühlten Schnellen Brüter. Im Gegensatz zu der Zeit vor 1969 wurde nun allgemein angenommen, daß der Brüter in seinen Stromgestehungskosten den Leichtwasserkernkraftwerken auf kurze und mittlere Frist unterlegen sein werde /54/, /55/. Das Gleichziehen in den Kosten dieser beiden Kraftwerkstypen wurde auf die "90er Jahre" prognostiziert. Aber auch hierfür wurde als Voraussetzung erachtet, daß es zu einem starken Anstieg der Uranpreise kommt. Im Brennstoffkreislauf vermutete man - bei entsprechend hohen Urankosten - noch einen Kostenvorteil beim Brüter, was u.a. dadurch gestützt wurde, daß die Trennarbeitskosten kontinuierlich anstiegen. Für die Brennstabfertigungskosten veranschlagte man 790 DM/kg, eine ausgelastete 50 jato-Fabrikationsstätte unterstellt /64/. Die Aufarbeitungskosten hatte man damals zu 500 DM/kg abgeschätzt.

Im Bereich der Anlagekosten sah man den Brüter allgemein im Nachteil /65/. Dies hing insbesondere mit dem umfangreicheren Kreislaufsystem zu-

sammen, das offensichtlich nicht entscheidend zu vereinfachen war. Die technischen Entwürfe aller Prototyp- und Demonstrationsreaktoren bewegten sich auf ein einheitliches Schema hin, von "loop"- bzw. "pool"-Bauweise abgesehen, die aber als nicht sehr kostenunterschiedlich beurteilt wurden. Die Bemühungen um die Eliminierung des Sekundärkreislaufs oder um die Installierung eines CO₂-Kreislaufs waren allgemein aufgegeben worden.

Gewisse Kostenvorteile vermutete man beim Brüter noch in seiner Größendegression. Wegen der Drucklosigkeit des Primär- und Sekundärsystems waren Anlagenleistungen von 2.000 MWe und darüber durchaus denkbar. Solange die Baugröße allerdings wegen des hypothetischen Bethe-Tait-Störfalls begrenzt war, konnte davon kein Kredit genommen werden.

Die Verfolgung der Brütertechnologie wurde insbesondere mit der Sicherstellung der Versorgung mit kostengünstigem Brennstoff begründet /55/. Der Bau des SNR 300 erschien notwendig, weil für den Export von Kraftwerken der Nachweis der Beherrschung der fortschrittlichen Schnellbrütertechnologie erbracht werden muß. Darüberhinaus war er ein "Pfand" im Erfahrungsaustausch mit anderen brüterentwickelnden Industriestaaten. Mit dem SNR 300 konnte dem "pool"-Konzept der Franzosen und Briten das deutsche "loop"-Konzept gegenübergestellt werden. Schließlich war inzwischen klar geworden, daß das atomrechtliche Genehmigungsverfahren nur an einem realen Projekt mit Aussicht auf Erfahrungsrückfluß betrieben werden konnte.

4.1.7 Anlaufschwierigkeiten beim Bau des SNR 300

Im März 1973 waren alle Verträge unterzeichnet, und der Baubeginn war fest für den darauffolgenden Monat eingeplant. Die Stimmung beim Statusbericht war euphorisch:

"Wir sind in die Verwirklichung des Projekts eingetreten ... Vermögen Sie mit mir zu verspüren, welche beglückende und erregende Aufgabe vor den Männern liegt, die an diesem Werke arbeiten und es vollenden helfen?" /75/.

Das Zitat spiegelt die optimistische Erwartungshaltung jener Tage wieder und läßt die Enttäuschung späterer Jahre noch nicht ahnen.

Beim Statusbericht des darauffolgenden Jahres 1974 war bereits ein Terminverzug von 2 Monaten zu verzeichnen, der allerdings bis zur Druckprobe des Reaktortanks wieder aufgeholt sein sollte /73/. Zwei umfangreiche Anlagenänderungen waren im Bereich der Zwischenwärmetauscher und der Notkühlung vorzunehmen. Bei der Analyse der Zwischenwärmetauscher hatte sich gezeigt, daß deren Rohrwandstärken für den Bethe-Tait-Unfall nicht ausreichend bemessen waren, so daß Aktivität in die Dampferzeugerhäuser hätte verschleppt werden können. Da eine Ertüchtigung nicht möglich war, beschloß man, statt je eines Zwischenwärmetauschers pro Kreislauf nunmehr 3 kleinere Moduln pro Loop zu bauen, wodurch man jetzt auf 9 solcher Apparate für den SNR 300 kam.

Sehr umfangreiche Umplanungen mußten wegen Gutachterforderungen am Notkühlsystem vorgenommen werden. Seine Kapazität wurde von vorher 6x20 % auf nunmehr 2x100 % erhöht, was die Vergrößerung der Tauchkühler einschließlich aller Hilfssysteme erforderte.

Im Jahr 1975 war das Reaktorgebäude etwa zu 40 % betoniert, der Terminverzug jedoch bereits auf 4 Monate angewachsen, die nicht mehr einholbar waren /76/. Die Kosten für zusätzliche Genehmigungsaufgaben wurden auf 250 Mio DM beziffert. Ein besonders schwieriges Problem war die Aufhängung des Tankdeckelsystems im Beton der Reaktorzelle. Im Falle einer nuklearen Exkursion war mit dynamischen Belastungen am Tankauflageträger in der Höhe von 10.000 t zu rechnen. Diese mußten sicher in die Betonstruktur eingeleitet werden.

Auch die Konzipierung der Bodenkühleinrichtung war sehr schwierig. So war z.B. der Nachweis zu führen, daß die nukleare Kritikalität der Schmelze vermieden wird und die hohen Temperaturen des Uran-Plutonium-Gemisches beherrscht werden.

Als problematisch erwies sich die formale Übernahme des an Leichtwasserreaktoren gewachsenen Genehmigungsverfahrens auf Prototypreaktoren wie

den SNR 300. Dazu der INB-Chef Traube /73/:

"Aus dem Formalismus des Genehmigungsverfahrens heraus werden sehr frühzeitig Fragen gestellt - und müssen beantwortet werden -, über Detailauslegung von Komponenten die sehr viel später eigentlich erst in die Anlage eingebaut werden und deren Planungszustand dementsprechend noch unvollkommen ist. Diese Situation macht uns natürlich deswegen sehr viel mehr Schwierigkeiten als etwa im Falle der Wasserreaktoren, weil wir auf keine Standardisierung, auf keine Vorläufer zurückgreifen und keine Antworten aus der Schublade ziehen können".

Im Jahr 1976 waren zwar 80 % der Komponenten und Systeme bestellt, aber das Problem des Tankauflageträgers harrete immer noch der Lösung. Aufwendige Berechnungen, für die teilweise erst die Methoden zu erstellen waren, deuteten auf Resonanzschwingungen im fraglichen Bauteil hin. Zur Verstimmung der Eigenfrequenz wurden Betonschotten eingezogen, was zu einer erheblichen Komplizierung der Schal- und Bewehrungsarbeiten führte. Hinzu kam ein aufwendiges Materialprüfprogramm für den Reaktortank. An Großproben wurde festgestellt, daß die kurzzeitigen "Bethe-Tait-Drücke" durch Dehnungen bis zu 11 % abgebaut werden konnten. Schließlich erforderten auch die Nachweise zur Erwärmung und Rißfreiheit des Betons viel Zeit /74/.

Der Terminverzug war inzwischen auf 20 Monate angewachsen; die Mehrkosten wurden auf 750 Mio DM beziffert, wobei etwa 450 Mio DM auf die Preisgleitung entfielen. Traube schied kurz darauf aus der Geschäftsführung der INB aus. In seinem Buch /77/ schrieb er:

"Nun, ich meine, cum grano salis entziehen sich großtechnische Entwicklungen rationaler Steuerung; die Großtechnik entwickelt sich zumeist anarchisch, unvorhersehbar, irrational".

Die Schwierigkeiten der SNR 300-Projektverwirklichung hielten auch nach 1976 weiter an, zumal - wie im Abschnitt 5 dargelegt - zu den technischen Problemen noch weitere aus anderen Bereichen hinzukommen. Trotzdem war bereits um diese Zeit das besondere Bemühen der Vertragspartner und der son-

stigen Beteiligten erkennbar die SNR 300-Probleme einem größeren Kreis verständlich zu machen und auf ihre Lösung hinzuwirken. Die Wiederaufnahme der Beratungen des Projektkomitees Schneller Brüter war ein erster Schritt in diese Richtung.

4.2 Das baubegleitende F+E-Programm

4.2.1 Die Organisation des Projekt-Managements

Am 16.12.1969 wurde von der KfK eine Projektordnung erlassen, welche die Organisation der Projektleitung PSB sowie ihre Rechte und Pflichten festlegte /78/. Dem Projektleiter waren nunmehr ein Stellvertreter sowie mehrere Projektbevollmächtigte und Projekt Ingenieure für die einzelnen F+E-Bereiche an die Seite gestellt. Projektarbeitsausschuß (PAA) und Projektrat wurden als beratendes bzw. kontrollierendes Gremium eingesetzt. Die Verantwortung des Projektleiters für Definition und Erreichung der Ziele sowie seine Rechte und Pflichten im Verhältnis zur Geschäftsführung, dem Wissenschaftlich-Technischen Rat (WTR), den Instituten und den externen Partnern waren in dieser Satzung umfassend schriftlich geregelt.

Die PSB-Projektordnung, welche am 1.10.1973 nochmals leicht modifiziert wurde, um den Grundsätzen von § 19 des KfK-Gesellschaftsvertrags von 1972 zu genügen, hat sich in der Folgezeit bewährt. Sie ermöglichte einen stärkeren Kontakt zu den Mitarbeitern in den Instituten und gewährte eine größere Transparenz der Entscheidungsvorgänge, welche z.B. im Zuge der Kühlmittelkontroverse gelegentlich vermißt worden war. Schließlich lag sie, was ihren inhaltlichen Aufbau angeht, durchaus im Stil jener Zeit, wo man allerorten "mehr Demokratie wagen" wollte.

Am 1.7.1972 schied Professor Häfele aus der Projektleitung aus; Dr. Engelmann, sein bisheriger Stellvertreter, wurde mit der Führung des Projekts PSB beauftragt. Ab 1.5.1975 leitete Dr. Keßler das Projekt Schneller Brüter.

Eine der Pflichten des Karlsruher Projektleiters bzw. seines Stellvertreters war die Leitung des "Arbeitsausschuß F+E-Programme". Dieses Gremium wurde im September 1970 vom Projektkomitee Schneller Brüter mit dem Ziel eingesetzt, das Brüterforschungsprogramm im DeBeNe-Bereich zu koordinieren und zu verfolgen /79/. Dem Ausschuß gehören die 4 staatlichen Forschungszentren (KfK, CEN/SCK Mol, ECN, TNO) sowie die 4 Industriefirmen (Interatom, Alkem, Belgonucléaire, Neratoom) zusammen mit dem BMBW (jetzt BMFT) sowie INB und SBK als Beobachter an.

Die Organisation des Ausschusses in, zunächst 4, jetzt 10 engagierte Arbeitsgruppen ermöglicht die ständige Verfolgung des umfangreichen F+E-Programms. Das Ergebnis dieser Bemühungen wird jährlich dokumentiert in der 4.000 Seiten umfassenden Lose-Blatt-Sammlung, dem Budgetplan ("Grünes Buch") sowie dem DeBeNe-Jahresbericht.

4.2.2 Der Bereich Brennelemente

Die Bereitstellung von Bestrahlungsmöglichkeiten in schnellen Reaktoren brachte für die F+E-Arbeiten im Brennstabbereich einen großen Aufschwung. Dies kam insbesondere dem Institut für Material- und Festkörperforschung zugute, das im Laufe der Zeit in drei Teilinstitute aufgegliedert wurde /80/. Im Vordergrund der Brennstoffforschung stand das Studium derjenigen Prozesse, die praktische Bedeutung für das Brennstabverhalten im Sinne einer möglichen Lebensdauerbegrenzung hatten. So wurden beim Oxidbrennstoff die Porenausbildung, die Nachsintereffekte und die Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte untersucht. Zum Problemkreis Brennstoffschwellen und in-pile Kriechen zog man insbesondere die Reaktoren FR 2, BR2 und Siloe heran, wobei ein detailliertes Bild der mechanischen Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllmaterial, zunächst im stationären Bestrahlungszustand, gewonnen wurde. Auf dem wichtigen Gebiet der chemischen Wechselwirkung (Verträglichkeit) erkannte man die gefährliche Bedeutung der Spaltprodukte Cs, Te und J für die Hülle. Mit der Mikrosonde konnten erstmals die radialen Pu- und U-Umverteilungen abgebrannter Stäbe sichtbar gemacht werden /81/.

Das Potential des Oxidbrennstoffs wurde für weitgehend ausgeschöpft erachtet, und die Projektleitung empfahl den kontinuierlichen Übergang auf Karbid. Das Problem der Innenkorrosion erschien hier geringer zu sein; vor allem ermöglichte der Karbidbrennstoff mit seiner weit besseren Wärmeleitfähigkeit und größeren Metaldichte kleinere Inventare und höhere Brutraten. Damit verknüpft waren die ressourcenstrategischen Vorteile des Karbids, wie etwa das frühzeitigere Unabhängigwerden vom importierten Uran und ganz generell die Schonung der Uranreserven /82/, /83/. 1973 waren bereits fast 15 % der PSB-Mittel für die Karbidentwicklung eingesetzt /84/. Am sogenannten koordinierten Karbidprogramm waren neben dem KfK die externen Partner Nukem, Alkem, AEG, TUI, CEN/SCK Mol und EIR Würenlingen beteiligt.

Beim Hüllmaterial hatte eine Vorauswahl zu den Nb- bzw. Ti-stabilisierten Stählen 1.4988, 1.4981 und 1.4970 geführt. Die angelegten Kriterien waren insbesondere hohe Warmfestigkeit, ausreichende Duktilität nach Bestrahlung und möglichst niedrige Schwellrate /85/. Gegenüber dem in den USA, in Frankreich und Großbritannien bevorzugten unstabilisierten Stahl vom Typ 316 zeichneten sich die deutschen Varianten durch höhere Zeitstandsfestigkeit bei Temperaturen oberhalb 650 °C aus. Die genaue Analyse der heterogenen Bestrahlungsergebnisse zusammen mit umfassenden out-of-pile-Untersuchungen führte zur Wahl des Stahls 1.4970 (15 % Kaltverformung und Wärmebehandlung). Es war eine richtige Entscheidung, wie auch heute noch festgestellt werden kann. Der Vollständigkeit halber sei erwähnt, daß neben den Ni-Legierungen für die Dampfbrüterlinie auch Vanadiumlegierungen für den Natriumbrüter entwickelt wurden. Letztere sollten jedoch für den Karbidbrüter Verwendung finden, ein Umstand, der gelegentlich in der Diskussion vergessen wird.

Für den Brennelementkasten und die Abstandshalter wurde der Stahl 1.4981 bestimmt /86/.

Die notwendigen Bestrahlungsversuche konnten über vertragliche Bindungen englischer und französischer Versuchsreaktoren durchgeführt werden. Bis 1975 waren in den Reaktoren DFR und Rapsodie mehr als 100 Brennstäbe im

schnellen Fluß bis zu einem Abbrand von 90.000 MWd/t bestrahlt worden. 220 Stäbe hatten einen Abbrand über 50.000 MWd/t erzielt. Die Nachuntersuchungen erfolgten vorwiegend in den Heißen Zellen des Kernforschungszentrums. Ein jedesmal mit Spannung erwartetes Meßergebnis war die bestrahlungsbedingte Änderung des Brennstabdurchmessers.

Die Herstellung der frischen Brennstäbe geschah z.T. auf kleinen Fertigungslinien in Karlsruhe und Mol, wie z.B. im Falle der Stäbe der Versuchsgruppen Mol 8D und Mol 16. Zur Qualitätskontrolle hatte man eine elektrochemische Sonde für die zerstörungsfreie Messung des O/Me-Verhältnisses entwickelt. Auf die Modelltheorie setzte man beträchtliche Hoffnungen; sie hatte mit einfachen Abbrandformeln begonnen und war bereits bei dem umfangreichen Rechenprogramm SATURN 1b angelangt.

Das Ziel der thermo- und fluiddynamischen Untersuchungen waren die Bereitstellung von Rechenverfahren und die experimentelle Ermittlung der dafür notwendigen Kenngrößen. Für die sichere Auslegung der Brennelemente war u.a. die Bestimmung der mehrdimensionalen Geschwindigkeits- und Temperaturfelder erforderlich. Die Rechenprogramme MISTRAL-II, THECA sowie TURBIT, GETAG und VERA kennzeichnen den Stand der Entwicklung. Gemessen wurden der Druckabfall und die Kühlmittelverteilung, der Temperatúrausgleich zwischen Bündel-Teilkanälen sowie der Wärmeübergang, insbesondere im Bereich der Abstandshalter /87/. An den experimentellen und theoretischen Untersuchungen waren, neben INR und IRE, vor allem das Institut IRB beteiligt.

Auf der Basis der vorliegenden F+E-Ergebnisse wurden 1974 vom Industriekonsortium INB die Brennelemente für den 1. Kern (Mark Ia) des SNR 300 spezifiziert /88/, /89/, /90/. Der Stabdurchmesser sollte 6 mm betragen, womit er zwischen dem des PFR (5,85 mm) und dem des Phénix (6,25 mm) lag. Die Tablettendichte wurde mit 86,5 % der theoretischen Dichte bzw. 80 % Schmierdichte bestimmt /35/, /58/; es war bekannt, daß man damit am untersten Ende der internationalen Skala lag. Die experimentelle Absicherung beim Abstandshalter war sehr gering; man wählte den Wabentyp, der aus punktgeschweißten Streifen bestand und eine gewisse Ähnlichkeit mit dem

britischen Typ aufwies. Die Brennstoffdichte im Bündel wurde relativ niedrig spezifiziert, weil man aus Gründen der sicheren Kühlung einen "aufgelockerten" Reaktorkern anstrebte.

Die Schlüsselweite des Brennelements lag mit 110 mm etwa um ein Drittel unter der des PFR und Phénix. Da das Hüllmaterial-Schwellen und die damit verbundenen Gradienten noch nicht voll überblickt wurden, wollte man konservativ auslegen. Die vertragliche Abbrandgarantie der INB lag bei 55.000 MWd/t.

Der 2. Reaktorkern des SNR 300 sollte mit sog. Mark II-Brennelementen ausgestattet werden. Deren Charakteristik waren dickere Brennstäbe (7,6 mm Durchmesser) vor allem zur Senkung der Brennelementherstellungskosten, die einen wesentlichen Teil der Zykluskosten ausmachten. Gleichzeitig strebte man eine Kompaktierung der Brennstäbe an, was den Übergang zum funkenerodierten Abstandshalter erzwang. Das neue Brennelementkonzept sollte im Rahmen einer Bündelbestrahlung im PFR getestet werden, was dem F+E-Bereich oblag.

4.2.3 Der Bereich Physik

Im Bereich der Physik standen die SNEAK-Experimente, sowie die Bereitstellung der nuklearen Daten und Rechenprogramme im Vordergrund der Bemühungen. Nach Arbeiten zum Dampfbrüter (SNEAK 3), zur Ausrüstung der KNK mit einem schnellen Kern (SNEAK 4) und den schon erwähnten natriumspezifischen Aufbauten (SNEAK 2, 6) wurden 1972 bis 1975 die direkt auf den SNR 300 zugeschnittenen Anordnungen (SNEAK 9, A, B, C) untersucht /91/. Dabei war die Konfiguration 9A ein annähernd maßstabgetreuer Nachbau des Mark I-cores, der aber Änderungen im Hinblick auf Mark Ia bereits berücksichtigte, welche sich während der Durchführung dieser Experimente anzeigten. Das Hauptziel der SNEAK 9-Versuche war es, die Voraussetzungen zur endgültigen Festlegung der Anreicherungen der Brenn- und Absorberstäbe zu schaffen. Weitere, bewußt einfache Anordnungen (SNEAK 7, 8), dienten zur Überprüfung von Meßverfahren, sowie von Rechenmethoden und Kerndaten.

Als am van de Graaf die Daten für die Spalt- und Brutstoffe (U-235, U-238, Pu-239) bestimmt worden waren, verschob sich das Interesse auf die höheren Plutoniumisotope (Pu-240, Pu-241), weitere Aktinide (Am-241, Am-243) und die Strukturmaterialien (Fe, Co, Ni). Parallel zu diesen Experimenten erfolgte die Weiterentwicklung der Datenbasis, welche 1975 mit der Karlsruher Kerndatenbibliothek KEDAK 3 schließlich eine weitere Ausbaustufe erreichte /92/. Noch auf einer überarbeiteten Fassung von KEDAK 2 beruhend, entstand 1972 bereits der 26-Gruppensatz KfKINR 01 /93/. Dieser Satz wurde für alle SNEAK-Anordnungen sowie den größten Teil der SNR 300-Auslegungen verwendet und ist noch heute im Gebrauch.

Die Code-Entwicklung wurde entsprechend der Verfügbarkeit effektiverer Rechenmaschinen vorangetrieben. Während anfangs die Neutronenflußverteilungen nur in eindimensionaler Diffusionsnäherung bestimmt werden konnten, ging man später auf zwei- und dreidimensionale Behandlung über (DIXY, D3D, D3E, KASY). Außerdem setzte man, trotz ihres größeren Rechenaufwandes, zunehmend die Transportnäherung ein (DTK, SNOW). Darüberhinaus entstanden viele Spezialcodes, z.B. für Störungsrechnungen (DYPERT), Heterogenitätseffekte (KAPER), Reaktionsratenverteilung (AUDI 3), graphischen Darstellung (TRIPLO) u.a.m. Schließlich wurde 1973 das Programmsystem NUSYS durch das flexible modulare System KAPROS ersetzt, das 1977 nach Einführung der virtuellen Speicherung auf der zentralen Rechenanlage in einer zweiten Version erschien /94/.

4.2.4 Der Bereich Sicherheit

Die Sicherheitsforschung orientierte sich eng an den Fragen, die bei der Begutachtung des SNR 300 aufgeworfen worden waren. Als das besondere Problem des schnellen Brütters wurde angesehen, daß Kühlungsstörungen zu Reaktivitätsstörungen und nachfolgenden Leistungsexkursionen führen können. Man unterschied zwischen Kühlungsstörungen im Gesamtkern und lokalen Kühlungsstörungen in einzelnen Brennelementen. Das Ziel der Analysen war die Identifikation der Einzelglieder der Kausalkette und der physikalische Nachweis, daß diese nicht zwangsläufig von Anfang bis Ende durchlaufen

wird /95/. Als wichtige Problemkreise wurden rasch erkannt: das Natriumsieden, die Reaktivitätszufuhr über den positiven void-Effekt, das Brennstabversagen, das Brennstoffschmelzen, die Brennstoff-Natrium-Reaktion (plötzliche Wärmeübertragung von geschmolzenem Brennstoff in das Natrium), die Reaktordesintegration und die freigesetzte mechanische Energie. Darauf konzentrierten sich im Laufe dieser Jahre die experimentellen und theoretischen Untersuchungen.

Die Siedeexperimente wurden mit "Negativbündeln" und Versuchen zum Siedeverzug begonnen und in der BEVUS-Einrichtung mit SNR-ähnlichen Bündeln fortgesetzt /96/. Die Untersuchungen erfolgten in der Natrium-Behälter-Anlage (NABEA) /97/, des IRE; die brüterspezifischen Leistungen konnten mit speziellen im IRB entwickelten Hochleistungsheizleitern erzielt werden. Das Rechenprogramm BLOW 3 war in der Lage Natriumsieden in engen Kanälen gut zu beschreiben. Auf einer Gemeinschaftsanlage von KfK und RCN in Petten wurde der Einfluß von Unter- und Randkanälen auf den zeitlichen Siedeverlauf im Bündel untersucht.

Die out-of-pile-Untersuchungen wurden fortgesetzt mit Experimenten zur Brennstoff-Natrium-Reaktion. In Ispra wurden Versuche durchgeführt, bei denen mehrere kg geschmolzener Brennstoff mit Natrium in Kontakt gebracht wurden. Der Befund der feinen Fragmentation und der niedrigen Druckspitzen (> 2 bar) fand Eingang in die Karlsruher Rechenprogramme.

Auf dem Gebiet der Temperatur-Dampfdruck-Beziehung für UO_2/PuO_2 -Brennstoff kam es zu einer fruchtbaren Zusammenarbeit mit dem Institut für Transurane (TU) /98/. Dabei gelang es erstmals, mit einer Lasermethode die Zustandsgleichung bis in den Bereich von 5.000 K zu verifizieren. Die Kenntnis dieser Beziehung ist wichtig, weil sie Hinweise über den Zeitpunkt der Reaktorabschaltung durch Desintegration bei der Leistungsexkursion gibt.

In Foulness, Großbritannien, wurde mit Hilfe chemischer Treibsätze die Auswirkung von lokalen explosiven Vorgängen in einem 1:1 Core-Modell gemessen. Auch bei Druckstößen bis zu 720 bar im Zentralelement ergaben sich nur geringfügige Deformationen der umliegenden Brennelemente.

Die Sicherheitsanalysen zur Na 2-Studie hatten die Bedeutung des Containments und der Aerosole klar vor Augen geführt. Eine Gruppe des IAR, später als LAF eigenständig, befaßte sich fortan mit der praktischen und theoretischen Untersuchung nuklearer Aerosole. Die Testanlage TUNA wurde 1968 in Betrieb genommen; an ihr konnten auch wesentliche Teile des Partikel-codes PARADISEKO /99/ verifiziert werden, der weltweit in Verwendung ist. Die Entwicklung der Faser- und Sandbettfilter, welche an der NABRAUS-Anlage untersucht wurden, war wichtig für die Auslegung des ex-venting-Systems beim SNR 300.

Unverkennbar bestand ein Mangel an in-pile-Experimenten. Man beteiligte sich deshalb an der Auswertung laufender ausländischer Programme und schloß Kooperationsverträge ab, die noch bis in die Gegenwart wirken. Bei den französischen Scarabee-Versuchen brachte man Brennstäbe durch Kühlmitteldrosselung zum Schmelzen; bei den HFR-Versuchen in Petten wurde die Temperatur der Brennstabhülle auf unter 1.000 °C konstant gehalten und Hüllversagen erreicht. Daneben beobachtete man die Resultate der amerikanischen TREAT-Versuche.

Mit CEN/SCK Mol wurden die Mol 7C-Versuche vereinbart, bei denen 37-Stab-bündel mit künstlichen Kühlmittelblockaden bestrahlt werden sollten. Ziel dieser Experimente war die Untersuchung der Schadenspropagation und der Zuverlässigkeit der Instrumentierung.

Mit dem französischen CEA wurde das gemeinsame Unternehmen CABRI begonnen, an welchem sich Japan, Großbritannien und USA später als Juniorpartner beteiligten. Hierbei werden im umgebauten CABRI-Reaktor in Cadarache insbesondere abgebrannte Mischoxidbrennstäbe durch Kühlfluß- und Reaktivitätsstörungen zum Versagen gebracht. Der Testreaktor wurde im März 1977 kritisch; von der KfK sind in der Regel 8-10 Wissenschaftler nach Cadarache delegiert, welche am gemeinsamen Forschungsprogramm mitwirken.

Die theoretischen Untersuchungen zu den Bethe-Tait-Störfällen hatten schon vor 1970 mit der Aufstellung der Programmsysteme REX und FAUN-Z be-

gonnen. Für den SNR 300 wurden Ende 1971 von KfK und Interatom in einer gemeinsamen Aktion mit dem Argonne National Laboratory (ANL) die hypothetischen Störfälle zur Festlegung der Entwurfsbasis für den Reaktortank durchgerechnet. Diese Untersuchungen führten in der Folge in Karlsruhe zur Entwicklung eines modularartig aufgebauten Rechenprogramm-Systems, das etwa dem Leistungsstand der fortgeschrittensten Codes des ANL entsprach.

Zur Analyse der Phase vor der Reaktordesintegration stand ab 1973 der Code CAPRI-2 zur Verfügung /100/. Er verwendete Punktkinetik und erlaubte die Verarbeitung von 30 charakteristischen Kühlkanälen. Wichtige Bestandteile von CAPRI-2 waren der Brennstabmodul BREDA und der Siedemodul BLOW 3. Für die Phase der Desintegration bediente man sich des Programms KADIS, welches auf einer älteren Version von VENUS beruhte und in Karlsruhe wesentlich verbessert wurde. Die Analyse der mechanischen Belastung der Strukturen oblag der Firma Interatom, welche sich der Codes HEINKO, DRAP und ARES bediente. Die ersten Rechnungen mit den gesamten Codes wurden an dem ursprünglichen SNR 300-Kern, dem Mark I-Core, vorgenommen; später folgten die wichtigen Mark Ia-Analysen.

4.2.5 Der Bereich Natriumtechnologie

Die Schwerpunkte im baubegleitenden F+E-Programm für Natriumtechnologie lagen bei den großen Komponenten-Versuchsständen /101/, /102/. In Hengelo (Niederlande) war ein 50 MW-Prüfstand für Zwischenwärmetauscher und Dampferzeuger errichtet worden, der nach einigen Anlaufschwierigkeiten 1972 in Betrieb ging. Die Wärmetauscher des SNR 300 wurden in vollem Maßstab kurzzeitigen Eignungstests und 3.000 Stunden-Dauertests unterzogen, wobei sich teils während des Betriebs, teils bei der nachfolgenden Inspektion wichtige Hinweise auf notwendige Abänderungen ergaben.

Bei der Firma Interatom gingen eine Reihe von Versuchsanlagen in Betrieb, welche für die - zumeist maßstäbliche - Komponentenerprobung des SNR 300 von besonderer Bedeutung waren. In der Anlage für Pumpenversuche Brüter (APB) wurden wichtige Bauteile des Hauptsystems wie Armaturen, Durchfluß-

messer, aber auch die SNR-Prototyppumpe getestet. Bei einem Transientenversuch lief die Welle dieser Pumpe wegen unsymmetrischer Temperaturverteilung im Gasraum fest - ein Phänomen, das später auch bei den Pumpen des PFR und des FFTF beobachtet werden konnte. In der Reaktorstrecke Schnelle Brüter (RSB) wurden das Drehdeckelsystem und die wichtigsten Handhabungseinrichtungen unter realen Betriebsbedingungen im 1:1 Maßstab erprobt. Hier untersuchte man ebenfalls den Transport von Natriumaerosolen, welcher sich bei der Inbetriebnahme des Versuchsreaktors KNK I sehr hinderlich bemerkbar gemacht hatte. In der Anlage für Kernelemente Brüter (AKB) konnten vor allem die Brenn- und Brutelemente sowie Teile der Instrumentierungsplatte auf ihr thermohydraulisches und schwingungsmäßiges Verhalten studiert werden. Besondere Bedeutung kam den Tests der Abschaltstäbe zu, wobei solch wichtige Parameter wie Temperatur, Durchfluß und Versatz reaktorgerecht nachgebildet werden können. In der Anlage für sicherheitstechnische Versuche Brüter (ASB) schließlich, wurden die sehr wichtigen Natriumwasserversuche an Modellen des SNR 300-Dampferzeugers durchgeführt. Deren Ergebnisse bildeten die Basis zur Auslegung des Dampferzeugers und des Druckentlastungssystems des Kernkraftwerks Kalkar.

Bei der KfK wurden Versuche zur Auswahl verschleißresistenter Werkstoffe für Lager und Führungen von natriumdurchströmten Bauteilen durchgeführt und optimale Gleitparameter für warmfeste austenitische Stähle ermittelt /103/. Im Hinblick auf den Brennelementwechsel des SNR 300 wurden die Reibungskoeffizienten für Distanzpflaster der Brennelementkästen bestimmt. Sehr umfangreich waren die experimentellen und theoretischen Arbeiten zur Natriumkorrosion, welche KfK in Zusammenarbeit mit der Industrie an Materialproben bzw. an druckbeaufschlagten Röhrchen in Natriumkreisläufen in Karlsruhe sowie in Seibersdorf und Mol durchführte. Hierbei wurden u.a. die abtragende Korrosion und die mit ihr verknüpfte Veränderung mechanischer Eigenschaften von Hüllrohren in Versuchen bis zu 10.000 Stunden und bei Temperaturen bis zu 700 °C bestimmt /104/.

4.3 Reaktorideen, Reaktorkonzepte, Reaktorprojekte

Um 1970 war die Detailplanung des SNR 300 beendet, und das Projekt schien auf dem direkten Weg zu seiner Verwirklichung zu sein; die bald auftauchenden finanziellen und genehmigungstechnischen Schwierigkeiten waren noch nicht bekannt. So sah man am Horizont bereits einen SNR 600-1000 sowie einen SNR 1200, deren Baubeginn für 1974 bzw. 1978 anvisiert wurde /105/. 1983 sollte ein karbidbestückter Hochleistungsbrüter folgen, mit einer Bruterate von 1,45 und einem max. Neutronenfluß von $1,7 \times 10^{16}$ n/cm² sec. Schließlich wurde auch eine Einführung der Heliumbrüter-Linie für die Zeit etwa ab 1984 ins Auge gefaßt.

Während diese Projekte dem sogenannten Industrieprogramm zugerechnet wurden, wollte man im Rahmen des Karlsruher Basisprogramms den schnellen Testreaktor FR 3 bauen und betreiben.

4.3.1 Der Hochfluß-Testreaktor FR 3

Die ersten orientierenden Arbeiten für einen schnellen Hochfluß-Testreaktor begannen im Kernforschungszentrum gegen Ende 1968 /106/. Mitte 1970 waren gemeinsam mit AEG-Telefunken und unter Beteiligung von Interatom ein konsistenter Reaktorentwurf und 1971 eine ausführliche Durchführbarkeitsstudie /107/ erarbeitet worden. Ein Hochfluß-Testreaktor wurde für notwendig erachtet, um die Materialprobleme der oben genannten Großbrüter gezielt erforschen zu können. Dementsprechend sollte der FR 3 große Bestrahlungsräume mit instrumentierbaren Testloops und einem max. Neutronenfluß von etwa $1,5 \times 10^{16}$ n/cm² sec besitzen.

Dieses Ziel wollte man auf 2 Stufen erreichen: mit einem natriumgekühlten 541 MW-Treibercore sowie 4,7 mm dicken Mischoxidbrennstäben mit Rippenrohren glaubte man auf ein Flußniveau von $1,0 \times 10^{16}$ n/cm² sec zu kommen; der Übergang auf Cermetbrennstäbe mit hohem Chrom-Anteil, welche im IMF bereits in der Entwicklung waren, schien die Leistungserhöhung auf 611 MW und damit den gewünschten Neutronenfluß von $1,5 \times 10^{16}$ n/cm² sec zu ermöglichen.

An Bestrahlungseinrichtungen sollte der FR 3 3 Test-Rigs und 4 Test-Loops enthalten. Das große Zentralloop war auf einen verfügbaren Durchmesser von 260 mm ausgelegt und sollte sowohl Natrium- als auch Gaskühlung zulassen.

Als technische Hauptprobleme erkannte man das in seinem Ausmaß noch nicht übersehbare Schwellen der Stahlstrukturen im Reaktorkern, die Biegeschwindigkeiten der relativ dünnen Mischoxidbrennstäbe und die Raumprobleme beim Positionieren und Auswechseln der loop-Einsätze. Bei Realisierung dieses Projekts wäre sicher noch eine Fülle weiterer Fragen, z.B. auf dem Sicherheitsgebiet, hinzugekommen. Die schleppende und sehr kostenintensive Abwicklung des vergleichbaren amerikanischen FFTF-Projekts vermittelt dazu eine Vorstellung.

Zur Beendigung des FR 3-Projekts führten jedoch nicht in erster Linie technische, sondern finanzielle Erwägungen /64/. Als die Kostensteigerungen des SNR 300 bekannt wurden, sah sich das Forschungsministerium (BMBW) nicht in der Lage, ein zweites Großprojekt zu finanzieren. Man hielt eine zeitlang Ausschau nach möglichen europäischen Partnern, aber weder Frankreich noch Großbritannien zeigten Interesse an einer Zusammenarbeit. Diese Länder hatten bereits mit dem Bau ihrer Prototypen Phénix und PFR begonnen und wollten diese Reaktoren für Materialbestrahlungen heranziehen. Etwa um 1971 wurde die Idee des FR 3 aufgegeben.

4.3.2 Der heliumgekühlte Brüter

Die Heliumkühlung war seit 1963 aus technischen Gründen nicht mehr verfolgt worden und spielte auch in der Kühlmittelkontroverse nur eine geringe Rolle. Um 1967 wurden jedoch eine Reihe technischer Entwicklungen bekannt, welche die Idee des Gasbrüters neu belebten: Druckgefäße aus Spannbeton, Heliumturbinen, Brennstäbe mit aufgerauhten Oberflächen, Vanadiumhüllen mit guten Kriecheigenschaften sowie heißisostatisch verdichteten Mischoxid-Cermets hoher thermischer Leitfähigkeit aus beschichteten Teilchen als Brennstoff /108/, /109/. Die European Nuclear Energy Agency war in der sogenannten ENEA-Studie 1968/69 zu einer positiven Bewertung des Heliumbrüters gekommen, was ihm deutlich Auftrieb verlieh.

1970 erstellten die beiden Zentren Karlsruhe und Jülich in Zusammenarbeit mit AEG, BBC, GHH, Krupp und Siemens das sog. Gasbrüter-Memorandum /110/. In dieser Studie wurden die technische Realisierbarkeit der verschiedenen Gasbrütertypen sowie ihre Wirtschaftlichkeit untersucht. Als kurzfristig verwirklichtbar, wenn auch bei konservativer Auslegung, wurde die Variante mit Mischoxid als Brennstoff, Stahlhüllung und einer Dampfturbine angesehen. Die Stromerzeugungskosten schätzte man mit 1,90 Pf/kWh ab, was den Gasbrüter in unmittelbare Konkurrenz zum Natriumbrüter setzte.

Die deutschen Gasbrüteraktivitäten waren verknüpft mit denen des sogenannten "Zürich-Club". Hinter dieser noblen Bezeichnung verbarg sich eine lose Vereinigung der Länder Schweiz, Großbritannien, Belgien, Niederlande, Österreich, Schweden und der Bundesrepublik, welche die Einführung der Heliumbrüterechnologie fördern wollten und einen begrenzten Erfahrungsaustausch betrieben.

Die Karlsruher F+E-Untersuchungen zum Gasbrüter wurden weniger von der Projektleitung PSB als vom INR direkt koordiniert. Sie konzentrierten sich auf Sicherheitsanalysen und Forschungen zum Brennelement. Wärmeübertragungs- und Druckverlustmessungen an glatten und aufgerauhten Rohren standen dabei im Mittelpunkt /111/. Ein 12-Stab-Bündel wurde in einem sehr aufwendigen Loopversuch gemeinsam mit der KFA Jülich am BR2 Mol durchgeführt. Hierbei konnte das Konzept der druckentlasteten Brennstäbe - vented fuel - erfolgreich erprobt werden. Für das Helium-Hochdruckloop des FR 2 waren Abbrand- und Verträglichkeitstests vorgesehen, welche aber noch vor der Bestrahlung abgebrochen wurden. Bei den Sicherheitsuntersuchungen wurde das Konzept des Borax-core catchers intensiv verfolgt /112/.

Die Idee der Heliumkühlung erhielt für eine begrenzte Zeit einen außerordentlichen Auftrieb, als bei der 4. Internationalen Genfer Atomkonferenz bekannt wurde, daß die US-Firma Gulf General Atomic (GGA) zwei gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren vom Typ Fort St. Vrain mit je 1.160 MWe an das EVU Philadelphia Electric Corp. verkaufen konnte /113/. Man wertete dies als das "Oyster Creek-Ereignis" der Hochtemperaturreaktoren, in deren Ge-

folge den Gasbrütern eine große Chance eingeräumt wurde. GGA gelang es, in wenigen Jahren für acht weitere HTR-Kernkraftwerke Kaufabsichtsanträge (letters of intent) zu erhalten, und den Leichtwasserreaktoren schien ein großer Konkurrent erwachsen zu sein.

Um so größer war die Überraschung, als Gulf General Atomic 1974/75 alle Lieferverträge von sich aus kündigte und mit 125 Mio \$ freiwillig eine der höchsten Pönalen der Wirtschaftsgeschichte bezahlte. Eine genaue Analyse der technischen und vertraglichen Risiken hatte die Firmenleitung zu diesem Schritt bewogen. Die Bestätigung für die Richtigkeit dieser Maßnahme wird u.a. in den Erfahrungen mit dem 300 MWe-Kraftwerk Fort St. Vrain gesehen. Dieses ohne staatliche Hilfen entwickelte Prototyp-HTR-Kraftwerk wurde 1974 in Betrieb gesetzt und hatte Mitte 1981, aufgrund vieler Pannen, noch nicht seine volle Leistung erreicht.

4.3.3 Der SNR 2

Die Planungen für einen großen Demonstrationsbrüter SNR 2 begannen bei Interatom Mitte 1972. Ein Hauptergebnis dieser bis 1973 dauernden Projektdefinitionsphase war die Festlegung der Anlagenleistung auf 2.000 MWe /70/, /114/.

1974 wurden die Betreiberkonsortien NERSA und ESK gegründet, bei denen sich die Stromerzeuger, EdF (Frankreich), ENEL (Italien) und RWE (Deutschland) vereinigten. Bei NERSA hat EdF, bei ESK das RWE (SBK) die Mehrheitsanteile. Ein wesentliches Ziel dieser Zusammenarbeit der großen europäischen Elektrizitätsproduzenten war es, mindestens zwei europäische leistungsfähige Reaktorhersteller zu ermutigen, durch den Bau von Brüter-Demonstrationskraftwerken wettbewerbsfähig zu werden. Geplant war die Erstellung eines Großbrüters nach der Baulinie Phénix in Frankreich und eines weiteren nach der Baulinie SNR 300 in Deutschland. Investitionskostenzuschüsse der öffentlichen Hand sollten vermieden werden /115/, bzw. nach späteren Vorstellungen sollte mindestens das Preisäquivalent eines Leichtwasserreaktors privatwirtschaftlich finanziert werden /116/.

1975 erhielt die INB von ESK den Auftrag, für SNR 2 einen Vorentwurf anzufertigen /76/, /117/, /118/. Zwischen KfK und Interatom war ein Zusammenarbeitsvertrag vereinbart worden, welcher Analysen zur Kernausslegung zum Ziele hatte.

Ein Schwerpunkt des 1976 vorgelegten Vorentwurfs war das Anlagenkonzept. Sein wesentliches Merkmal ist die Rückkehr zum zylindrischen Containment, bei welchem die Einwirkungen von außen leichter beherrschbar waren. Durch das sog. Topf-Konzept sollten die 4 Primärkreisläufe räumlich geschlossen und nahe dem Reaktor in zylindrischen heißgehenden Zellen ohne Isolierung angeordnet werden. Die Dehnung der Rohrleitungen sollte dadurch ermöglicht werden, daß diese Spiralen bilden, innerhalb deren die Zwischenwärmehaube und Primärpumpen liegen. Als Schlüsselproblem identifiziert, aber noch nicht entschieden wurde die Frage, ob - abweichend zum SNR 300 - die Primäreintrittsleitung unten in den Tank eingeführt und die Kernnotkühler aus dem Tank heraus verlegt werden sollten. Dies hätte zu einer wesentlichen Reduzierung des Tankdurchmessers beigetragen /74/.

Bei der Kernausslegung, welche in der Hauptsache in Karlsruhe zusammen mit Interatom und Belgonucléaire erfolgte, ging man von einem konventionellen Zweizonenkern aus und kam so zu einem Reaktor mit 564 Brennelementen, 30 Regelstäben und 19 Abschaltstäben des zweiten Schutzsystems /119/. Der maximale Natrium-void-Koeffizient für ein Brennelement lag unter 2 cent, die Dopplerkonstante des Cores bei $7,8 \times 10^{-3}$, also doppelt so hoch wie beim SNR 300 mit Mark II-Elementen. Der Brennstabdurchmesser wurde mit 7,6 mm angesetzt, ein Brennelement enthielt 271 Stäbe. Das Core enthielt 6,2 t Plutonium; die Bruttoreate war auf 1,17 abgeschätzt.

Die Konsequenzen der erheblichen Extrapolation von einem 300 MWe-Kern auf einen 2.000 MWe-Kern zeigten sich sehr deutlich. Eine davon war die Verminderung der neutronischen Kopplung weit entfernter Ortsbereiche des Reaktorkerns. Somit kann die Neutronenflußverteilung bereits durch kleine lokale Störungen stark beeinflußt werden. Die lose räumliche Kopplung machte auch die Verwendung punktkinetischer Näherungen fragwürdig. Anders als beim SNR 300 zeigte sich ein Effekt der gegenseitigen Beeinflussung

der Regelstäbe. Wurden z.B. alle Regelstäbe der beiden Regelstablinge gleichzeitig eingefahren, so lag der berechnete Reaktivitätseffekt um einen Faktor 1,7 über der Summe der Einzelreaktivitäten. Dieser sogenannte antishadowing-Effekt wurde in der Folge bei SNEAK-10 und im Rahmen des BIZET-Programms genauer untersucht. Schwierige Probleme barg auch die Kernverspannung, welche neben den Verbiegungseffekten die Berücksichtigung der hohen Schwell- und Kriechraten verlangte. Schließlich mußten die Sicherheitsuntersuchungen auf einen späteren Zeitpunkt verlegt werden, da die Erfahrungen mit dem Rechenprogramm CAPRI-KADIS gerade erst begonnen hatten. Die Tatsache der Beeinflussung des Natrium-void-Koeffizienten durch heterogene Kernanordnungen war 1976 allgemein bekanntgeworden und regte zu vielfältigen theoretischen und experimentellen Untersuchungen an.

Die Ergebnisse der Vorentwurfsphase wurden beim Statusbericht 1976 in Utrecht vorgestellt und in einer Projekt-Studie /120/ niedergelegt. Die Schwierigkeiten bei der Extrapolation des Reaktorkerns haben wesentlich dazu beigetragen, daß die Leistungsgröße des SNR 2 von 2.000 MWe auf 1.300-1.500 MWe zurückgenommen wurde. Ein weiterer Grund war die von den Genehmigungsbehörden damals verfügte Richtlinie bei den Leichtwasserreaktoren, die Leistungsgröße vorläufig auf 1.300 MWe zu beschränken.

Die SNR 2-Vorentwurfsphase mündete nicht - wie ursprünglich beabsichtigt - in die Detailplanungsphase ein. Stattdessen kam es zu einer mehrjährigen de facto-Unterbrechung der deutschen Großbrüterplanung, bedingt vor allem durch die Absorption der Mitarbeiter mit der immer schwieriger werdenden SNR 300-Abwicklung.

4.3.4 Das Versuchskernkraftwerk KNK

Die Errichtung der KNK I, eines natriumgekühlten Kernkraftwerks von 20 MWe-Leistung, begann im Mai 1966 im Kernforschungszentrum Karlsruhe. Die Anfänge reichen indes weit zurück. Im Anschluß an das Eltville-Programm (1957), das erste deutsche Reaktorprogramm für Leistungsreaktoren,

kam es auf Anregung des Bundesministers für Atomfragen (BMat), Strauß, zur Konzipierung eines Programms für Versuchskernkraftwerke kleinerer Leistung /121/. Die Firma Interatom, damals noch ein Tochterunternehmen von Demag und Atomics International, hatte die KNK vorgeschlagen, einen natriumgekühlten Reaktor, der mit Zirkonhydrid moderiert werden sollte.

Von GfK-Versuchsanlagen, einem selbständigen Geschäftsbereich der GfK, erhielt Interatom Anfang 1966 den Auftrag, die KNK I schlüsselfertig zu einem Pauschalpreis zu errichten. Durch die Beauftragung der KBG (Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH), einer Tochtergesellschaft der Badenwerk AG, mit der Bauaufsicht und der späteren Betriebsführung war der ungehinderte know-how-Transfer zwischen Kernforschungszentrum, Hersteller und Betreiber gewährleistet. Daß KNK I im Kernforschungszentrum errichtet wurde ist vor allem im Verdienst von Projektleiter Häfele, der beim Statusbericht 1963 den damaligen Atomminister Lenz von diesem Standort überzeugen konnte /52/.

Bereits bei Baubeschluß war erkennbar, daß kaum Aussicht oder Notwendigkeit bestand, den KNK-Typ als Kraftwerksreaktor zu wirtschaftlicher Reife zu entwickeln. Es war jedoch sicher, daß KNK eine wesentliche Vorstufe des deutschen Brüterprogramms darstellen würde und zwar für /122/:

- a) die Auslegung und Errichtung zukünftiger natriumgekühlter Reaktoren,
- b) die Erprobung von Natriumkomponenten unter Brüterbedingungen,
- c) die exemplarische Feststellung der Genehmigungsaufgaben solcher Kernkraftwerke, und
- d) die Heranbildung von erfahrenem Betriebspersonal.

Darüberhinaus war bereits sehr früh der Umbau zu KNK II vorgesehen, einer brüterrepräsentativen Bestrahlungseinrichtung.

KNK I wurde im August 1971 kritisch und etwa ein Jahr später erstmals an das elektrische Netz synchronisiert. Bis Ende 1974 war die Anlage erfolgreich in Betrieb. Eine Vielzahl wichtiger Erfahrungen sind während der Bau- und Betriebsphase von KNK I gemacht worden /123/.

Der Gedanke, den thermischen Reaktorkern der KNK I nach seinem Abbrennen durch einen unmoderierten, schnellen Kern zu ersetzen, war bereits während der Errichtungsphase der KNK-Anlage vorhanden. 1973 wurde der Umbauvertrag mit Interatom abgeschlossen; die Lieferung der Brennelemente sollte durch die Firmen Alkem, RBU und Belgonucléaire erfolgen. Mit KNK II wurden folgende Ziele angestrebt:

- a) Einstellen eines brüterähnlichen Neutronenspektrums im Reaktorkern,
- b) Schaffung von Bestrahlungsmöglichkeiten für eine statistisch hinreichende Zahl von Brüterbrennstäben mit brütertYPischem Brennstoff,
- c) Erreichung hoher Standzeiten bzw. hoher Abbrände, was entsprechende Überschußreaktivitäten voraussetzt,
- d) Erreichung repräsentativer Stablängenleistungen (max. 435 W/cm).

Durch die bestehende Anlage waren klare Randbedingungen vorgegeben: die thermische Reaktorleistung, Reaktordeckel, Gitterplatte und der Druckverlust im Primärkreislauf konnten nicht verändert werden.

Die schließlich verfolgte Lösung für den Reaktorkern bestand in einem Zweizonenkern mit 29 Brennelementen, dessen innere Testzone mit hoher Spaltstoffkonzentration die Bestrahlungsbedingungen gewährleisten sollte, während die äußere, niedriger angereicherte Treiberzone für die Kritikalität zu sorgen hatte.

Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren gestaltete sich schwieriger als vorhergesehen. Der Umbau von KNK I auf KNK II wurde als "wesentliche Änderung" im Sinne des Atomgesetzes angesehen. Demzufolge mußte das gesamte Projekt, also auch die unveränderten Teile der Altanlage, neu begutachtet und genehmigt werden. Beginnend mit der öffentlichen Erörterung, über die Erlangung von 12 Teil- bzw. Nachtragsgenehmigungen und die Erfüllung von 500 Auflagen dauerte der Umbau fast 3 Jahre /124/.

Zahlreiche Maßnahmen wurden auf dem Sicherheitsgebiet unternommen; Kerninstrumentierung, Notkühlung und Erdbebenschutz seien herausgegriffen.

Die Kühlmitteltemperatur wird am Ausgang jedes Test- und Treiberbrennelements überwacht; in 2-von-3-Logik ist jedes einzelne Brennelement schnell-schlußberechtigt. Für die Früherkennung von Brennstabschäden sorgt das sogenannte DND-System, basierend auf dem Nachweis verzögerter Neutronen.

Von der Reaktorsicherheitskommission wurde die Forderung erhoben, die Nachwärmeabfuhrmöglichkeiten durch ein diversitäres und räumlich getrenntes Notkühlsystem zu ergänzen. Im Bedarfsfall wird die Gaskühlung im Spalt zwischen Tank und Doppeltank die Abfuhr der Restwärme übernehmen.

Weit jenseits aller vorausschauenden Abschätzungen lag der Aufwand zur Er-tüchtigung der Anlage gegen Erdbeben. Spezielle Erdbebendämpfer, die tem-peratur- und strahlenbeständig sind, konnten in den USA erworben werden, durften aber erst nach einem langwierigen Lizenzierungsprozeß in der Bundesrepublik für KNK II verwendet werden.

Die Herstellung der rd. 2.000 Mischoxidbrennstäbe für die Testzone der KNK II erfolgte bei Alkem; ein Brennelement mit 211 Stäben wurde durch Belgonucléaire beigestellt. Probleme bereiteten die Rißanfälligkeit des hochwarmfesten austenitischen Hüllmaterials, wofür ein spezielles Schweiß-verfahren entwickelt werden mußte. Durch die lange Lager- und Verarbei-tungszeit reicherte sich das verwendete Leichtwasser-Plutonium stark mit Americium 241 an, was zu Hantierungsschwierigkeiten in den Handschuhboxen führte. Schließlich erkannte man auch, daß die Unterstöchiometrie des Brennstoffs, verbunden mit niedriger Dichte und hohem Plutoniumgehalt zur Oxidation und Wasserstoffbeladung führen kann, die nur schwer umkehrbar ist.

Als gegen Ende der Fertigung zusätzlich 8,8 kg voll angereichertes Uran notwendig waren, konnten diese wegen der von US-Präsident Carter verfüg-ten Exportsperrre für sensibles Material nicht mehr beschafft werden. Alkem entwickelte daraufhin ein Verfahren zur trockenen Wiederaufarbei-tung und Wiederverwendung des Uranschnitts, welcher bei der Fertigung ab-fällt. Die dabei gewonnenen Erfahrungen bildeten den Ausgangspunkt für das später optimierte Co-Mahlverfahren (OKOM), mit dem die KNK II- und SNR 300-Nachladungen produziert werden.

KNK II erreichte die erste Kritikalität im Oktober 1977, die Vollastinbetriebnahme erfolgte im März 1979. Zeitweilige Betriebsunterbrechungen resultierten aus dem Durchgang von Gasblasen durch den Kern /125/. Gegenwärtig (Mitte 1981) hat das höchstbelastete Brennelement einen Abbrand von 65.000 MWd/t erzielt.

Die KNK II wird seit ihrer Inbetriebnahme in steigendem Umfang für Versuche genutzt, welche sich 3 Kategorien zuordnen lassen:

- a) Die physikalischen Instrumentierungsversuche zielen auf die in-pile-Erprobung neuartiger Detektoren zur Kernüberwachung mit dem Ziel, sich anbahnende Schäden frühzeitig zu erkennen.
- b) Das Bestrahlungsprogramm für neu entwickelte Brennstoffe und Brennelemente sowie Absorber- und Strukturwerkstoffe war der maßgebliche Anstoß zum Umbau der KNK I-Anlage zu KNK II.
- c) Schließlich gibt es zahlreiche Versuche betriebstechnischer Art sowie aus der Reaktorchemie, deren Resultate in den Bau der Großanlage SNR 300 einfließen.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß mit Bau und Betrieb der KNK wertvolle Erfahrungen gesammelt wurden, die der Prototypanlage SNR 300 sicher zugute kommen werden. Für das Kernforschungszentrum Karlsruhe ist KNK II eine zentrale Forschungsanlage mit großer Bedeutung für das brüterbezogene Forschungs- und Entwicklungsprogramm.

5. POLITISCHE EINWIRKUNGEN, PARTNERSCHAFTLICHE ABSICHERUNGEN (1976-81)

5.1 Die Neuorientierung der Brüterpolitik

Etwa ab 1976 geriet die Kerntechnik und mit ihr der Brüter zunehmend in das Blickfeld der Politiker. Dies geschah zuerst in den USA, wo im Präsidentschaftswahlkampf 1976 die beiden Kandidaten Ford und Carter teilweise gegensätzliche Standpunkte über Nutzen und Risiken der Kerntechnik vertraten. Das INFCE-assessment regte im internationalen Rahmen zur kritischen Beurteilung der Kerntechnik an; es fand seine Fortsetzung im Enquête-Bericht des Deutschen Bundestages.

5.1.1 Die Ford-MITRE-Studie

Die Bedeutung der Ford-MITRE-Studie /126/ beruht darin, daß sie der Carter-Administration als wissenschaftliche Basis diente für ihre beabsichtigte Neuorientierung der Nuklearpolitik. Die Studie wurde 1976 im Auftrag der Ford Foundation und der MITRE Corporation von 21 Autoren erstellt. Unter ihnen waren Harold Brown, der spätere US-Verteidigungsminister und Joseph S. Nye, später Unterstaatssekretär und im US-Außenministerium verantwortlich für die Politik der USA gegen Kernwaffenverbreitung (non-Proliferation). Der etwa 400 Seiten umfassende Bericht behandelt in klarer und eindringlicher Sprache die wirtschaftlichen, sicherheitstechnischen und politischen Aspekte der wichtigsten Energieträger. Im Bereich der Kerntechnik werden 4 Problemkreise identifiziert, bei welchen baldige Entscheidungen der Politiker für erforderlich gehalten werden. Dies sind Plutoniumwiederaufarbeitung und -recycling, Brutreaktoren, Urananreicherung und Nuklearexportpolitik.

Die Entscheidungsvorschläge der Autoren zur Wiederaufarbeitung liefen darauf hinaus, diese Technologie auf unbestimmte Zeit zu verschieben, da die ökonomischen Anreize gering seien und es kein zwingendes nationales Interesse für ihre Entwicklung gebe. Beim Brüter wurde dessen technische Fähigkeit zur Stromerzeugung nicht angezweifelt. Für falsch hielt man jedoch

den Zeitplan seiner Einführung. Vorgeschlagen wurden eine Verlangsamung der Einführungsstrategie und die Beendigung des 350 MWe-Projekts Clinch River, bei gleichzeitiger Aufrechterhaltung der F+E-Programme. Diese Brüterpolitik wurde auch den ausländischen Staaten empfohlen - "solange es einen Weltmarkt für niedrig angereichertes Uran gibt".

Wie sehr die Ford-MITRE-Studie dem Zeitgeist entsprach, kann man daran erkennen, daß etwa zur gleichen Zeit der sog. Flowers-report /127/ in Großbritannien erschien, welcher in ähnlicher Weise den Brüter und die Plutoniumnutzung bedenklich fand.

5.1.2. Die neue amerikanische Nuklearpolitik

Der 1976 gewählte neue US-Präsident Carter trat sein Amt am 20.1.1977 an, und bereits am 7.4.1977 verkündete er ein neues Programm zur Kernenergie, welches eine völlige Neuorientierung der bisherigen Politik bedeutete. Die Hauptpunkte seiner Erklärung waren /128/:

- a) Aufschub der nationalen kommerziellen Wiederaufarbeitungsaktivitäten auf unbestimmte Zeit;
- b) Umstrukturierung des US-Brüterprogramms mit dem Ziel, die frühe Kommerzialisierung des Brüters zu vermeiden;
- c) Einstellung des Clinch-River-Projekts.
- d) Umorientierung der Brüterforschungsprogramme zur Entwicklung von Alternativen, nicht auf Plutonium basierenden Brennstoffzyklen;
- e) Durchführung einer weltweiten Expertendiskussion über die Bewertung alternativer Brennstoffkreislauf- und Reaktorkonzepte im Rahmen des "International Fuel Cycle Evaluation (INFCE)"-Programms.

Die Ankündigung dieser Restriktionen auf dem Wiederaufarbeitungs- und Brütergebiet wurden ergänzt durch Erleichterungen bei den Leichtwasserreaktoren. Deren Genehmigungsverfahren sollte beschleunigt werden, und die Kapazität der amerikanischen Anreicherungsanlagen sollte durch Zubau von Gas-

zentrifugen erhöht werden. Schließlich ist als organisatorische Maßnahme die Gründung eines Energieministeriums (Department of Energy - DOE) zu nennen, welches die auf ERDA und viele weitere Stellen verstreuten Energiekompetenzen konzentrieren sollte.

5.1.3 Das INFCE-assessment

Der Einladung Carters zur "International Nuclear Fuel Cycle Evaluation" (INFCE) folgten 46 Staaten und 5 Organisationen. Die Untersuchungen begannen 1977 und wurden 1980 mit einem umfassenden Bericht /129/ abgeschlossen. Der Brüter wurde in Arbeitsgruppe 5 behandelt, worin die Länder Belgien, Italien und UdSSR den Vorsitz führten. Die anfangs sehr reservierte Haltung der Amerikaner gegenüber dem Schnellbrüter wich zum Schluß einem größeren Verständnis für die Bedürfnisse der Europäer und Japaner. Umgekehrt wurde klar, daß die politischen Probleme des Brüters wie die Proliferation früher zu geringe Berücksichtigung gefunden hatten. Aus der Vielzahl der Aussagen, die im Schlußbericht der Arbeitsgruppe 5 vermerkt sind, seien einige herausgegriffen /130/:

- a) Der natriumgekühlte Brüter auf der Basis des Uran-Plutonium-Zyklus wurde als Stand der Technik bezeichnet. Brüter mit Thorium im Kern bzw. im Brutmantel wurden skeptisch beurteilt u.a. wegen der Probleme des Thoriumkreislaufs, der fernbedient auszuführenden Refabrikation und ihrer zum Teil zweifelhaften Bruteigenschaften. Salzschmelzenbrüter wurden wegen ihrer Korrosionsprobleme nicht erwogen.
- b) Strategierechnungen zeigten, daß der Uranbedarf auch in einem gemischten LWR-SBR-System bis 2025 erheblich gesenkt werden kann. Selbst bei hoher Bedarfsprojektion kann der Energiebedarf bei Einsatz von Brütern mehr als tausend Jahre lang gedeckt werden.
- c) Die Umweltbelastung des Brüters bei Normal- und Störfallbetrieb ist nicht signifikant anders als bei Leichtwasserreaktoren. Darüberhinaus bietet der Brüter Vorteile wegen des verminderten Uranbergbaus und der geringeren Abwärmelastung.
- d) Die Risiken heimlicher Spaltstoffabzweigung bei den einzelnen Stufen

des Brüterkreislaufs werden für nicht größer als beim LWR mit Pu-Rückführung (und sogar solchen ohne Rückführung!) gehalten. Alternative Zyklen mit Einsatz von Thorium und denaturiertem Uran, einem Gemisch von U-233/U-238, wurden nicht als technisch befriedigende Lösung des Proliferationsrisikos angesehen. Hingegen wird eine Verminderung des Proliferationsrisikos erwartet bei Ko-Konversion, Ko-Lokation und multinationalem Management der Plutoniumlager.

- e) Die Anlagekosten des Brüters wurden als generell höher als beim LWR erachtet. Dem stehen Vorteile beim Brennstoffkreislauf wegen zu erwartender Steigerungen der Uranpreise entgegen. Eine Reihe von Ländern erwartet, daß der Brüter ab 1990 die Wirtschaftlichkeitsschwelle überschreiten wird. Die Amerikaner waren skeptischer und erwarteten den Durchbruch des Brüters nicht vor dem Jahr 2000.

5.1.4 Der Bericht der Enquête-Kommission

Der Deutsche Bundestag setzte am 29.3.1979 die Enquête-Kommission "Zukünftige Kernenergie-Politik" ein, welcher 7 Parlamentarier und 8 Sachverständige, darunter prominente Befürworter und Förderer der Kerntechnik angehörten. Den Vorsitz führte Dr. Überhorst, SPD, sein Stellvertreter war Dr. Stavenhagen, CDU. Die Kommission hatte gemäß Einsetzungsbeschuß die Aufgabe, "die zukünftigen Entscheidungsmöglichkeiten und Entscheidungsnotwendigkeiten unter ökologischen, ökonomischen, gesellschaftlichen und Sicherheit Gesichtspunkten national wie international darzustellen und Empfehlungen für entsprechende Entscheidungen zu geben".

Die Kommission legte am 27.6.1980 ihren Bericht vor und wurde kurz darauf nach Beendigung der 8. Legislaturperiode aufgelöst. In dem Bericht /131/ wird empfohlen, in den kommenden zehn Jahren die nukleare Option aufrecht zu erhalten. Dies bedeutet u.a., daß Leichtwasser-Kernkraftwerke "im Rahmen des Bedarfs" zugebaut werden können. Um 1990 soll geprüft werden, ob auf die Kernenergie verzichtet werden kann, oder ob der Kernenergieeinsatz auf nichtbrütende Reaktorsysteme zu begrenzen ist, oder ob der Einsatz von Brütern erforderlich ist.

Speziell zum Brüter gibt der Bericht u.a. folgende Feststellungen und Empfehlungen:

- a) Die Entwicklung der Brutreaktor-Technologie wird forschungspolitisch akzeptiert. Dies gilt insbesondere für den Bau des SNR 300, den der Deutsche Bundestag bereits in seinem Beschluß vom 14.12.1978 befürwortete.
- b) Zur Inbetriebnahme des SNR 300 wird kein Votum abgegeben. Die Kommission ist jedoch der Meinung, daß das Problem der Plutoniumwirtschaft im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme des SNR 300 nicht entsteht.
- c) Die Kommission empfiehlt die Ausarbeitung einer Übersicht der wissenschaftlichen Literatur, in der eine maximale mechanische Energiefreisetzung bei einer Brüter-Leistungsexkursion errechnet wird, welche über die Auslegungsmaßnahmen des SNR 300 hinausgeht.
- d) Die Kommission empfiehlt ferner die Ausarbeitung einer risiko-orientierten Studie, welche den Vergleich des SNR 300 mit einem modernen Leichtwasserreaktor zuläßt. An dieser Studie sollen dem Brüter kritisch gegenüberstehende Wissenschaftler beteiligt werden.

Der 9. Deutsche Bundestag hat die Fortsetzung der Arbeiten der Enquête-Kommission mit Harald B. Schäfer, SPD, als Vorsitzendem beschlossen. Bei den Beratungen sollen u.a. die ökonomischen Gesichtspunkte der verschiedenen Energieerzeugungssysteme bewertet werden. Bis spätestens Mitte 1982 soll die Kommission ein Votum über die Inbetriebnahme des SNR 300 erarbeiten.

5.2 Kooperation mit Partnern

Das Projekt Schneller Brüter Karlsruhe stand von Anbeginn der Zusammenarbeit mit nationalen und internationalen Partnern sehr aufgeschlossen gegenüber. Über die Kooperation mit Euratom (1963), Siemens/Interatom (1966) sowie Belgien und den Niederlanden (1967) wurde bereits berichtet.

Mit Frankreich existierte schon seit den 60er Jahren eine punktuelle,

aber rege Zusammenarbeit; sie beinhaltete u.a. den Austausch von Resultaten und von Plutonium der Nullenergieanlagen SNEAK und MASURCA, den Vergleich von Ergebnissen auf dem Gebiet des Natriumbrands und der Aerosole, die Untersuchungen an beschädigtem Brennstoff im Siloe-Reaktor, die gemeinsame Auswertung von Scarabee-Kühlmittelverlust-Experimente sowie die CABRI-Kooperation mit KfK als 50 %-Partner.

1971 kam es zu einem allgemeinen Kenntnisaustauschabkommen mit Großbritannien, in dessen Verlauf gemeinsame Experimente an der Nullenergieanlage ZEBRA (BIZET) durchgeführt sowie Ergebnisse von Siederversuchen und Explosionsversuchen (KNS-COVA) gegeneinander ausgetauscht wurden.

Ebenfalls 1971 kam ein Vertrag mit Japan zustande, der den Erfahrungsaustausch auf den Gebieten Sicherheit, Reaktorbetrieb und Materialien vorsah. In einem gemeinsamen Experiment wurde die Ausbreitung von Spaltprodukten im FPL-Natriumkreislauf des Toshiba-Versuchsreaktors gemessen.

Mit USA bestand seit früherer Zeit ein reger Kenntnisaustausch, der im Juni 1976 durch das sog. "umbrella agreement" zwischen BMFT und US/ERDA (später US-DOE), formalisiert wurde. Er sieht die Zusammenarbeit auf den 4 Teilgebieten Brennelemente, Sicherheit, Reaktorphysik und Komponenten vor. Das zwischen der US-AEC und dem BMFT seit langem bestehende Abkommen zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktor-Sicherheit wurde 1978 in Verhandlungen mit der US-NRC auf schnelle Reaktoren ausgeweitet.

5.2.1 Die deutsch-französische Kooperation

Am 5.7.1977 wurde in Paris eine Reihe von Verträgen unterzeichnet, mit denen eine umfassende deutsch-französische Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Entwicklung und Industrialisierung natriumgekühlter Schneller Brüter vereinbart wurde /132/.

Grundlage für diese Verträge bildete eine gemeinsame Erklärung des deut-

schen Forschungsministers Matthöfer und seines französischen Kollegen d'Ornano vom 13.2.1976, in denen sich die Minister für eine enge Zusammenarbeit beider Länder in der Schnellbrüterentwicklung ausgesprochen hatten. Auf dieser Basis hatten sich die beiderseitigen Regierungen, Forschungszentren und Industriepartner am 18.5.1976 über die allgemeinen Grundsätze dieser Zusammenarbeit im Rahmen von Leitlinien und Memoranden geeinigt.

Der deutsch-französische F+E-Vertrag wurde zwischen KfK/Interatom sowie dem französischen CEA vereinbart; als Partner assoziiert, im Rahmen eines Konsortialvertrags, sind die Firmen Neratoom, TNO, ECN (Niederlande), CEN/SCK-Mol, BN (Belgien) und CNEN (Italien). Gegenstand der Vereinbarung ist der vollständige Austausch der Kenntnisse, die bei F+E-Arbeiten auf dem Schnellbrütergebiet entstehen; darüberhinaus sollen die künftigen F+E-Programme sowie die Nutzung der Anlagen abgestimmt und koordiniert werden. Die Überwachung der Zusammenarbeit obliegt einem Lenkungsausschuß, in den die französische und die deutsche Seite je zwei Vertreter entsenden.

Im Oktober 1978 wurde die Gesellschaft SERENA gegründet, deren Auftrag die Sammlung der in den beteiligten Ländern vorhandenen Kenntnisse und deren kommerzielle Verwertung ist, insbesondere durch Vergabe von Lizenzen. Der DeBeNe-Partner der SERENA ist die Kenntnisverwertungsgesellschaft Schnelle Brutreaktoren mbH (KVG), an welcher das Kernforschungszentrum mit 19 % beteiligt ist; weitere Gesellschafter sind Interatom mit 51 % sowie Belgonucléaire und Neratoom mit je 15 %. Für die Planung und Errichtung von Brüterkraftwerken existiert ein Kooperationsabkommen der Industriegruppen INB und Novatome. Ausgenommen vom Kenntnisaustausch sind Wiederaufarbeitung und Fertigungs-know-how. Die Laufzeit der Verträge beträgt 20 Jahre.

Inzwischen hat sich die Zusammenarbeit mit Leben erfüllt, und der Austausch der Kenntnisse ist insbesondere auf dem F+E-Gebiet voll angelaufen. Einige Zahlen mögen dies verdeutlichen: Seit 1977 haben über 300 Expertentreffen stattgefunden, in welchen die F+E-Vorhaben intensiv durch-

leuchtet wurden. Darüberhinaus kam es zum Austausch von etwa 2.000 internen Forschungsberichten. Von besonderer Bedeutung sind die sog. "common actions", worunter gemeinsam unternommene F+E-Vorhaben verstanden werden. Zur Zeit sind 38 common actions auf den Gebieten Physik, Sicherheit und Material mit einem Kostenvolumen von über 100 Mio DM vereinbart; weitere sind in der Diskussion. Die Tagesarbeit vollzieht sich in 9 Arbeitsgruppen (AGT 1 bis AGT 9), welche das gesamte F+E-Gebiet thematisch abdecken. Sie werden paritätisch geleitet und sind mit Experten aller - auch der assoziierten - Organisationen bestückt.

Gegenüber Drittländern treten Deutschland und Frankreich beim F+E-Abkommen als Verbund auf. Dies ist z.B. der Fall im Verhältnis zu Japan und zu den USA, soweit es sich um F+E-Kenntnisse im Verfügungsbereich des US-DOE handelt. Mit Großbritannien gibt es Verhandlungen mit dem Ziel, zu einem trilateralen Vertrag zu gelangen.

Auf dem Gebiet des Anlagenbaus ist der Erfahrungsaustausch zwischen INB und Novatome bereits sehr vertieft worden. Durch Mitarbeiterdelegationen und Dokumentenaustausch werden die bei KNK und SNR 300 bzw. Rapsodie, Phénix und Superphénix gewonnenen Erfahrungen gegenseitig im Detail bekanntgemacht. Dabei ist der know-how-Fluß keineswegs einseitig: von Frankreich wurden z.B. das für KNK entwickelte Zweitschaltssystem sowie das am SNR 300 verwendete Tauchkühlerkonzept übernommen.

Bei der Zusammenarbeit der Industriegruppen steht der detaillierte Konzeptvergleich der beiden Primärkreissysteme, die sog. pool-loop-Studie im Vordergrund der Bemühungen. Bekanntlich wird bis jetzt in Frankreich das pool-Konzept, in Deutschland das loop-Konzept verfolgt. Vergleichende Studien hierzu wurden zwar schon früher angestellt, aber erst jetzt, nachdem die Barrieren des know-how-Austausches durch Zusammenschluß gefallen sind, ist der Weg für einen echten Vergleich frei.

Das Ziel der gemeinsamen Anstrengungen könnte ein Standardentwurf für einen Brüter sein, der von den Energieversorgungsunternehmen und den Lizenzierungsbehörden dieseits und jenseits des Rheins gleichermaßen akzeptiert wird. Unterschiede in der Ausführung wären nur noch standortbedingt

/132/. Der Bau fast gleicher Kraftwerke in verschiedenen europäischen Ländern würde wegen der damit verbundenen Rationalisierung bei der Komponentenfertigung die Möglichkeit zur Reduktion der Anlagekosten bieten. Diese sind bei Superphénix 1 und 2 bereits in der Nähe der Kosten fossiler Kraftwerke. Damit bleibt die Konkurrenzsituation zu den noch billigeren Leichtwasserreaktoren zwar bestehen, aber es ist damit auch bewiesen, daß im Falle einer Uranverknappung der Strom aus Brüterkraftwerken nicht prohibitiv teuer wäre.

5.2.2 Die Entwicklungsgemeinschaft Schneller Brüter

Am 11.5.1977 wurde in Karlsruhe der Vertrag zur Gründung der "Entwicklungsgemeinschaft Schneller Brüter" zwischen KfK, Interatom und Alkem unterzeichnet /132/, /133/. Er bildete eine der organisatorischen Voraussetzungen für die wenig später vereinbarte deutsch-französische Zusammenarbeit. Insbesondere sollte er die breite und abgestimmte Basis der Bundesrepublik im Verhältnis zu ihrem künftigen Vertragspartner Frankreich zum Ausdruck bringen.

Ungeachtet seiner Außenwirkung ist die Entwicklungsgemeinschaft Schneller Brüter aber auch im Innenverhältnis der deutschen Partner von großer Bedeutung. Dies deklariert sich in seiner Zielsetzung: die regelmäßige Abstimmung und gemeinsame Durchführung aller F+E-Arbeiten auf dem Schnellbrütergebiet einschließlich dem Austausch der gewonnenen Kenntnisse. Die jährlichen Forschungsprogramme sollen sich den technischen und terminlichen Bedürfnissen der Schnellbrüter-Baupläne anpassen und sich in die deutsch-französische Zusammenarbeit einfügen.

Die Leitung der Entwicklungsgemeinschaft obliegt gemeinsam zwei Geschäftsführern, die von KfK und Interatom benannt werden. Der technische Geschäftsführer der Firma Alkem ist beteiligt, insbesondere bei Brennstofffragen. Ein Beirat beschließt in Grundsatzfragen und stellt die Verbindung zur Schnellbrüterindustrie her. Ihm gehören 8 Mitglieder an, wovon die KfK 4 stellt.

Der Vertrag der Entwicklungsgemeinschaft hat eine Laufzeit von 25 Jahren und kann nur aus wichtigem Grund gekündigt werden.

5.3 Abwicklungsprobleme beim SNR 300

Die beim Statusbericht 1976 beschriebene schwierige Abwicklungssituation des SNR 300 /74/ hielt auch in den darauffolgenden Jahren an. Es gelang nicht, dem Termin-Endpunkt "Übergabe" näher zu kommen, d.h. pro Kalenderjahr ergab sich ein Jahr Terminverzug beim Projekt /134/. Der Betreiber sah folgende Gründe für diese Verzögerungen /135/:

- a) "Das Genehmigungsverfahren hat sich in seiner Anwendung, insbesondere für einen Prototyp, als zu wenig flexibel erwiesen;
- b) Begutachtung und Genehmigungsverfahren sind zu wenig am Baufortschritt orientiert;
- c) der bürokratische Aufwand im Genehmigungsverfahren wächst ständig, ohne sicherheitstechnische Verbesserungen zu bewirken;
- d) politische Opportunitätserwägungen haben zu Behinderungen des Genehmigungsverfahrens und zu willkürlichen Verzögerungen geführt".

Unter den vielen technischen und nicht-technischen Problemen, mit denen der SNR 300 zu kämpfen hatte - und z.T. noch hat - seien einige kurz erwähnt /134/, /135/, /136/.

5.3.1 Technische und genehmigungstechnische Probleme

Der anfangs als "hypothetisch" eingestufte Bethe-Tait-Störfall hat sich im Laufe der Begutachtung immer mehr zum Auslegungsstörfall hin entwickelt. Die Forderung vieler Nachweise zum Ablauf dieses Störfalls, eventueller Rekritikalitäten und der Primärkreisbelastung war bei Projektbeginn nicht vorausgesehen worden.

Bei den wiederkehrenden Prüfungen zeigten sich die Schwierigkeiten beson-

ders im Tankbereich und bei den Primärrohrleitungen. So ist die reduzierte Zugänglichkeit, insbesondere bei den Tankeinbauten, systembedingt. Die Ultraschallprüfung an austenitischen Schweißnähten bedarf noch der Entwicklung, und schließlich setzt die Tatsache, daß Natrium undurchsichtig ist und die Oberflächen benetzt, auch der visuellen Inspektion Grenzen.

Der prompte doppelendige Rohrabriß wurde in Analogie zur LWR-Genehmigungspraxis auch beim SNR 300 unterstellt. Vom Leck-vor-Bruch-Kriterium konnte kein Kredit genommen werden, obwohl dies im Ausland bei Natriumreaktoren generell akzeptiert ist.

Die Lastannahmen bei den äußeren Einwirkungen Sicherheitserdbeben und Flugzeugabsturz führten zu einem außerordentlich hohen Rechenaufwand bei den Festigkeitsnachweisen für den äußeren Sicherheitsbehälter und die Komponenten. Die Anbringung von Dübeln für Aufhängungen bedurfte umfangreicher vorheriger Überlegungen.

Die Stahlblechhülle, welche dem betonierten Reaktorgebäude Dichtfunktion verleiht, mußte im Laufe der Bauabwicklung wesentlich abgeändert werden. Der Reaktortank zeigte bei der Lagerung stellenweise einen Befall von interkristalliner Korrosion, welcher durch Abfräsen behoben werden soll.

Beim Genehmigungsverfahren führt die Anwendung der etablierten kerntechnischen Regelwerke wie KTA-Regeln, BMI- und RSK-Leitlinien etc. zu einer gewissen Verunsicherung der Planung. Da diese Regeln a priori für die Leichtwasserkraftwerke ausgearbeitet werden, ist ihre Anwendung auf den Brüter nur "sinngemäß" möglich, was letztlich im Ermessensbereich des Gutachters liegt. Darüberhinaus führt die buchstabengetreue Anwendung der LWR-Regeln leicht zu einer Unterdrückung der positiven generischen Eigenschaften der Natriumreaktoren. So ist z.B. bei einem nahezu drucklosen Wärmeabfuhrsystem und zähem Werkstoff schwer zu verstehen, weshalb der prompte 2F-Bruch zu unterstellen ist bzw. vom Leck-vor-Bruch-Kriterium nicht Gebrauch gemacht werden darf.

5.3.2 Politische, juristische und finanzielle Probleme

Den genannten technischen und genehmigungstechnischen Fragen beim SNR 300 überlagerten sich zeitweise Probleme der politischen, juristischen und finanziellen Sphäre. Auch sie haben, wenngleich schwer meßbar, zu einer Behinderung der Projektabwicklung beigetragen. Drei dieser Diskussionsbereiche seien herausgegriffen.

Am 20.9.1978 schlug der damalige Wirtschaftsminister von Nordrhein-Westfalen, Dr. Riemer vor, den Kern des SNR 300 derart zu modifizieren, daß dieser Reaktor künftig als "Plutoniumvernichter" eingesetzt werden könne /137/. Hierzu sollte das Uran im Brutmantel - später auch im Kern - durch Thorium ersetzt werden. Riemers Vorschläge sind vor dem Hintergrund des zu dieser Zeit betriebenen INFCE-assessments sowie der Beeinflussung durch amerikanische Kreise zu sehen. Die Realisierung dieser Idee hätte das Ingangsetzen sowohl des U-Pu- als auch des Thorium-Uran-233-Kreislaufs erfordert - ein riesenhaftes und nahezu aussichtsloses Unternehmen. Sicherheits- und Brennelementverhalten dieses Reaktors wären nicht bekannt gewesen, ganz abgesehen davon, daß die Proliferationsgefahren des U-233 kaum niedriger als jene von U-235 und Pu zu veranschlagen sind. Schließlich hätte dieser modifizierte SNR 300 maximal 5 % des in der Bundesrepublik aus Leichtwasserreaktoren anfallenden Plutoniums "vernichten" können.

Am 18.8.1977 wurde vom Oberverwaltungsgericht Münster beschlossen, eine Entscheidung vom Bundesverfassungsgericht (BVG) darüber einzuholen, ob § 7 des Atomgesetzes auch auf den Schnellen Brüter anwendbar ist /138/. Zugrunde lag der Einspruch eines Einwenders gegen eine der Teilgenehmigungen des SNR 300. Der 2. Senat des BVG hat in seiner Entscheidung vom 8.8.1978 die juristische Abdeckung des Brüters durch das gültige Atomgesetz einstimmig bejaht /139/. Es erklärte die Genehmigung von Brütern nach § 7 AtG für vereinbar mit dem Grundgesetz und widersprach darüber hinaus in den am 8.12.1978 verkündeten Leitsätzen der Meinung des OVG Münster, wonach nur das Parlament, nicht aber die Exekutive legitimiert sei, Leitentscheidungen zur Ausgestaltung des Atomgesetzes zu treffen. Folgerichtig faßte der Deutsche Bundestag am 14.12.1978 den wichtigen po-

litischen Beschluß zur Fortsetzung des Baues des SNR 300 sowie der erforderlichen F+E-Arbeiten.

Die gegenwärtige Diskussion ist beherrscht von der Frage der Finanzierung des SNR 300. Die Kosten sind von 1,5 Milliarden DM bei Vertragsabschluß auf nunmehr ca. 5 Milliarden angestiegen /141/. Die Mehrkosten sind gemäß den Lieferverträgen zum größten Teil von den Regierungen zu tragen, wobei Belgien und Holland eine nachträgliche Plafondierung ihrer Verpflichtungen anstreben. Die Gesamtkosten von 5 Mrd. DM verteilen sich über eine Errichtungszeit von etwa 12 Jahren und beinhalten etwa 2 Mrd. DM Preisgleitung. Deren ursprünglicher Ansatz lag bei 200 Mio DM.

5.3.3 Stand des Projekts SNR 300

Der Stand des Projekts SNR 300 stellt sich zum Zeitpunkt Mitte 1981 wie folgt dar /136/, /140/, /141/:

Die Gebäude auf der Baustelle Kalkar sind mit Ausnahme des Kühlturms praktisch vollständig errichtet, so daß sich rein äußerlich die Silhouette eines fast fertigen Kernkraftwerks ergibt. Die Komponenten sind zu etwa 80 % fertiggestellt und lagern teils bei den Lieferanten, teils auf dem Kraftwerksgelände. Die Montage der Maschinenbau- und Elektrosysteme ist stark im Rückstand. Der Tankauflageträger und der Doppeltank sind in das Reaktorgebäude eingebracht; die Montage der Argonsysteme und Nebenanlagen verzögert sich u.a. durch den außerordentlichen Umfang der Vorprüfungen. Die Fertigung der Mischoxidbrennstäbe bei Alkem und Belgonucléaire macht nach anfänglichen Schwierigkeiten gute Fortschritte. Zur Zeit sind etwa 7.000 Stäbe, entsprechend 25 % des SNR-Kerns, hergestellt. Durch die kürzliche Genehmigung des Bunkers bei Alkem hat sich das Plutonium-Lagerproblem wesentlich entschärft.

Auf der Genehmigungsseite wurde am 10.6.1980 die zehnte und sehr wichtige Teilerrichtungsgenehmigung TEG 7/3(1) erteilt. Sie gestattet über 2 Jahre hinweg die Montage einer Vielzahl von Hilfs- und Nebenanlagen. Die TEG 7/4, welche u.a. die Nachwärmeabfuhrsysteme, das Notkühlsystem und

die Handhabungseinrichtungen beinhaltet, wird Mitte 1981 erwartet. Die Unterlagen für die letzte Teilerrichtungsgenehmigung, die TEG 7/5, sind zur Begutachtung eingereicht. Sie umfassen u.a. das Primär- und Sekundär-system mit Reaktortank, den Reaktorschutz sowie die Notstromaggregate. Die Erteilung der Genehmigung wird um die Jahreswende 1981/82 erhofft. Von der RSK wurden kürzlich richtungsweisende Empfehlungen zu den Problemkreisen Flugzeugabsturz, Bethe-Tait-Störfall, wiederkehrende Prüfungen, Dampferzeugerstörfall und Leck-vor-Bruch-Kriterium gegeben. Diese tragen wesentlich zur Transparenz bei der Projektabwicklung bei.

Die gegenwärtige Terminplanung sieht die Fertigstellung der Anlage und den Beginn des Probetriebs für 1985 vor. Die Übergabe ist für 1986 vorgesehen, d.h. 7 Jahre später, als bei Vertragsabschluß geplant.

5.4 Aus dem F+E-Programm

Am 1.10.1978 schied Dr. Keßler aus der Projektleitung PSB aus; Dr. Marth, sein bisheriger Stellvertreter und Projektleiter KNK, wurde mit der Führung der Projekte PSB und KNK beauftragt.

Begleitend zum Bau des SNR 300 und zur Planung des SNR 2 war ein umfangreiches F+E-Programm durchgeführt worden /142/, /143/, /144/. Die Gesamtaufwendungen lagen im Schnitt der Jahre von 1976-81 für alle staatlichen und industriellen Brüterforschungseinrichtungen des DeBeNe-Raums bei ca. 200 Mio DM. Der Anteil der KfK machte etwa ein Drittel aus. Einige wichtige F+E-Ergebnisse, vorzugsweise aus dem Bereich der KfK, werden kurz erwähnt, zusammen mit Kursänderungen im F+E-Programm sowie seinen gegenwärtigen Zielsetzungen.

5.4.1 Ergebnisse

Bei der Analyse des Bethe-Tait-Störfalls kam es zu großen Fortschritten. Die erfolgreiche mathematische Modellierung sowohl der kompaktierenden

als auch der dispergierenden Phänomene stellt einen wissenschaftlichen Durchbruch mit großer praktischer Bedeutung dar /145/. Auf den SNR 300 angewendet hat man nunmehr mit einer relativ niedrigen mechanischen Energiefreisetzung zwischen 0 und 100 MWsec zu rechnen, während im Genehmigungsverfahren noch 370 MWsec festgeschrieben sind. Auch die Untersuchungen zum Problemkreis Rekritikalitäten, die ein zunehmendes Gewicht in der öffentlichen Diskussion erhielten, wurden intensiv betrieben. Die theoretischen Annahmen zur Materialbewegung im Kern bei Leistungsexkursionen erhalten zunehmend ihre experimentelle Absicherung aus den CABRI-Versuchen. Bisher wurden 7 Transiententests mit frischem Brennstoff und einer mit vorbestrahltem Brennstoff durchgeführt. Die SIMBATH-Experimente liefern weitere Erkenntnisse zur Materialbewegung; hierbei werden thermitgefüllte Stäbe out-of-pile durch Zündung zum Versagen gebracht und die Bewegung des Mehrstoff-Mehrphasengemisches studiert.

Die Experimente zum lokalen Sieden wurden an zwei Großbündeln mit Mark Ia-Geometrie fortgeführt. Es zeigten sich die unterschiedlichen Auswirkungen von Zentral- und Randblockade sowie die Abhängigkeit des "dry-out" von der Gasinjektion. Von großer Bedeutung für die Beurteilung des Gefährdungspotentials aus lokalen Kühlflußstörungen waren die Mol 7C-Experimente. Aus 3 Bündelversuchen ergab sich, daß die integrale Kühlung auch bei wärmeerzeugenden örtlichen Blockaden stets gewährleistet war und die Propagation des Defektes nicht befürchtet werden mußte. Weitere Tests mit vorbestrahlten Brennstäben werden das Bild runden.

An elektrischen beheizten Uranstäben wurden bei Leistungstransienten Experimente zur Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung ausgeführt. Der alle Versuche umfassende Maximalwert für die Energiekonversion lag bei $0,9 \times 10^4$, womit andernorts erzielte Ergebnisse Bestätigung fanden. Anzahl und Breite des Druckpulses sind selbst bei Amplituden bis zu 70 bar zu klein um gravierend die Reaktorstruktur belasten zu können.

Die Auflage beim SNR 300 zur Einbringung eines "core-catchers" hat die Forschungsarbeiten zur sogenannten PAHR (post accident heat removal)-Phase etwa ab 1975 in besonderer Weise stimuliert. Die Wärmetransportvorgän-

ge bei Partikelbetten und Brennstoff-pools wurden in Modellexperimenten simuliert und theoretisch durchleuchtet. Die Phänomene bei der Wechselwirkung von Reaktormaterialien bei PAHR-Temperaturen können z.T. in der out-of-pile-Anlage SUSI untersucht werden. Die Kenntnis der thermischen und mechanischen Materialdaten ist für theoretische und praktische Untersuchungen von großer Bedeutung.

Die PAHR- und CABRI-Aktivitäten werden ergänzt durch ein gemeinsames Programm mit US-NRC und Sandia Laboratories. Delegierte der KfK beteiligen sich an in-pile-Experimenten im ACRR-Reaktor mit Themen zur Kühlung von Partikelschüttungen, zur Zustandsgleichung von Brennstoffen und zur Versagensart von bestrahltem Brennstoff.

Der Verlauf von Natriumbränden und das Verhalten nuklearer Aerosole sind für die Störfallanalyse bei Schnellbrütern von besonderer Bedeutung. Die 1979 in Betrieb gesetzte Forschungsanlage zur Untersuchung nuklearer Aerosole (FAUNA) bildet mit ihrem 220 m³ großen Behälter eine vielseitig verwendbare Einrichtung. So wurde sie bei der Verifikation von PARDISEKO 3 verwendet und diente als Aerosolgenerator beim Test der Umluft-Kühler-Teststrecke (ULK). Deren Funktionsnachweis ist für den SNR 300 von erheblicher Bedeutung; gleiches gilt für die Natriumlachenversuche (NALA), welche experimentell abgesicherte Basisdaten für einen großen Reaktorstörfall liefern.

In einer umfassenden Analyse wurden Druckwasserreaktor im Urkreislauf und Schneller Brutreaktor im U-Pu-Kreislauf miteinander verglichen und die organspezifische Strahlenbelastung der Nuklidemissionen gegeneinander abgeschätzt.

Zum Aufbau kritischer Kernanordnungen für Großbrüter (> 1.000 MWe) bot sich internationale Zusammenarbeit mit Zusammenlegen der begrenzten Spaltstoffvorräte an. So wurde 1976-80 das BIZET-Projekt zwischen DeBeNe und Großbritannien abgewickelt, wobei an der ZEBRA-Anlage homogene und heterogene Kerne aufgebaut wurden. Daran schloß sich ab 1980 das RACINE-Vorhaben an, bei dem an der MASURCA etwa bis 1983 heterogene Anordnungen untersucht werden sollen. Bei den heterogenen BIZET-Experimenten standen Kerne

mit inselförmigen Brutzonen im Vordergrund, während bei RACINE ringförmige Zonen vermessen werden.

Für eine 1.300 MWe-Anlage erfolgte die mechanische und thermohydraulische Auslegung des homogenen Arbeitskerns. Die Bedeutung der Verteilung von Kräften und Spalten in der reibungsbehafteten Verspannungsebene trat dabei deutlich zutage. Auf dem Gebiet der Thermo- und Fluidodynamik war u.a. die Einbeziehung nichtnominaler Betriebszustände als Ziel erkannt worden.

Bei den Forschungen am Referenz-Strukturmaterial 1.4948 sind die Zeitstandsuntersuchungen bei 60.000 Stunden angelangt; das sogenannte Dringlichkeitsprogramm zum inelastischen Materialverhalten steht vor dem Abschluß. Die GRIM-Untersuchungsserie mit ihren überraschend negativen Ergebnissen am bestrahlten Material wird mit dem praxisnäheren EISS-Programm fortgesetzt. Korrosionsuntersuchungen bei Natriumeinfluß ergaben tolerierbare Wandflächenabtragungen; das Verhalten von Rissen unter Kriech- und Wechselbeanspruchung wird z.Zt. geprüft.

Bei den Hüll- und Kernstrukturwerkstoffen bestätigten ausführliche Untersuchungen, daß der Stahl 1.4970 bezüglich mechanischem Verhalten, Porenbildung, Schwellen und bestrahlungsinduziertem Kriechen den gestellten Anforderungen gerecht wird. Die durch Karlsruhe vorgegebene Entwicklungsrichtung, titanstabilisierte Stähle zu verwenden, hat weltweit an Attraktivität gewonnen.

Die mechanische und chemische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr wurde in vielen in-pile- und out-of-pile-Versuchen untersucht. Eine plastische Hülldehnung von 0,5 % wird z.Zt. als maximal zulässiger Wert erachtet; den chemischen Angriff auf die Hülle führt man bei Temperaturen oberhalb 500 °C auf das Zusammenwirken von überschüssigem Sauerstoff mit den Spaltprodukten Cäsium, Tellur und Jod zurück.

Beim Defektstabprogramm sind 4 Experimente der Siloe-Serie abgeschlossen; trotz großer künstlich angebrachter Stabdefekte war der Brennstoffaustrag selbst nach mehrwöchigem Leistungszyklrierbetrieb gering. Der Oxidbrenn-

stoff reagiert mit eindringendem Natrium unter Bildung einer Uranat-Plutonatschicht, welche die Defektstelle "verklebt" und dadurch die Schadenspropagation verhindert.

Für die Brennelementkästen des SNR 300 wurde der niobstabilisierte und kaltverformte Stahl 1.4981 bestimmt. Ein interessanter Vorschlag zur Weiterentwicklung zielt auf die ferritisch-martensitische Vergütungsstähle mit 9-12 % Chrom als Hauptlegierungselement /146/. Der Vorzug dieser Stähle gegenüber den austenitischen Stählen besteht vor allem in ihrer geringeren Neigung zum Porenschwellen, zum bestrahlungsinduzierten Kriechen und zur Hochtemperaturversprödung.

Dem Einfluß von aktivierten Korrosionsprodukten und Spaltnukliden auf die Systemkontamination wurde wegen seiner hohen praktischen Bedeutung für die Wartung von Brüterkraftwerken gezielt nachgegangen an KNK II, BR2 und Siloe. Besondere Bedeutung hatte die Zusammenarbeit mit Japan am FPL-Reaktor der Firma Toshiba. Durch die Inbetriebnahme spezieller Versuchsstände zur Natriumkorrosion wird u.a. der Einfluß des Natriums auf mechanische Eigenschaften wie Rißfortschritt etc. untersucht werden können. Die Tests zum tribologischen Verhalten (Reibung, Schmierung, Verschleiß) der sich unter Natrium berührenden Bauteile erbrachten wichtige Grundlagenerkenntnisse und gaben praktische Hinweise auf reaktorgeeignete Materialpaarungen.

Die KNK II wird die Statistik bei den stationären Bestrahlungen erheblich verbessern. Zur Zeit befinden sich über tausend Mischoxidstäbe im Reaktor, die z.T. bereits einen Spitzenabbrand von 65.000 MWd/t erreicht haben. Besonders wichtig ist die KNK II für die in-pile-Tests auf dem Instrumentierungsgebiet. Eine Vielzahl von Detektoren werden zur Durchflußmessung, Siededetektion, Rauschanalyse u.ä. eingesetzt. Die vom Reaktorbetrieb her unerwünschten Gasblasen haben - des einen Leid ist des anderen Freud - zur Entwicklung neuartiger Meßverfahren und zu einem Überdenken der Sicherheitsphilosophie geführt. Der Stellenwert des DND-Systems hat sich beträchtlich gehoben, seitdem sich seine Zuverlässigkeit beim Erkennen defekter Brennelemente erwiesen hat.

5.4.2 Kursänderungen

In den Jahren 1977 und 1978 wurde eine Reihe von Kursänderungen im F+E-Programm vollzogen, welche eine stärkere Hinwendung zum Referenzprojekt, dem natriumgekühlten Brüter mit Oxidbrennstoff, markierten und eine Abkehr von seinen Alternativen, dem heliumgekühlten Brüter und dem Karbidbrennstoff. Nach ausführlichen KfK-internen Diskussionen wurde in der Aufsichtsratssitzung am 6.12.1978 beschlossen, die Gasbrüteraktivitäten Ende 1979 einzustellen sowie die Karbidentwicklung drastisch zu reduzieren.

Maßgebend bei der Entscheidung zur Aufgabe der Gasbrüterentwicklung war die Einschätzung, daß der an Phénix verifizierte Natriumbrüter eine absichernde back-up-Variante nicht mehr benötigt. Darüberhinaus hatten die bisherigen Forschungen gezeigt, daß auch der Heliumbrüter schwierige Problemfelder, z.B. im Bereich der Notkühlung und Nachwärmeabfuhr, besitzt. Um diese Aspekte genauer untersuchen zu können wäre der Bau eines kleinen Versuchsreaktors von etwa 20-25 MW_{th} erforderlich gewesen, wozu sich jedoch kein Land entscheiden vermochte. Schließlich war auch der internationale Erfahrungsaustausch deutlich zurückgegangen, seitdem die Firma Gulf General Atomic ihr HTR-Bauprogramm aufgegeben hatte.

Die Reduktion der Karbidaktivitäten auf nahe Null war ein besonders fühlbarer Schnitt. Bekanntlich war die Entwicklung des Mischkarbidbrennstoffs in den früheren 70er Jahren auf Initiative des PSB begonnen worden, und die KfK hatte internationales Ansehen auf diesem Gebiet erreicht. Bei der Abwägung wurden die Vorteile des Karbids, nämlich seine bessere Wärmeleitfähigkeit sowie die höhere Schwermetалldichte, welches kleinere Inventare mit höherer Brutrate erlaubt, durchaus noch gesehen. Sie spielten aber eine geringere Rolle, da der Brutrate nicht mehr die frühere Bedeutung zukam, die aufwendige Fertigung des Karbidbrennstoffs immer deutlicher wurde und - besonders gewichtig - die Wiederaufarbeitung des Karbids völlig im Dunkeln lag.

Die Karbidentwicklung einstweilen zu unterbrechen erschien auch vertretbar aus der Tatsache heraus, daß die Brennelemente des Phénix-Reaktors

ein ausgezeichnetes Betriebsverhalten zeigten und bei Rapsodie in Einzelbestrahlungen Abbrände von 100.000 MWd/t und darüber erzielt worden waren. Dies deutete an, daß das Potential des Oxidbrennstoffs - entgegen manch früherer Meinung - noch lange nicht ausgereizt war.

Etwa um 1977 rückte auch das Problem der begrenzten Löslichkeit des Mischoxidbrennstoffs bei der Aufarbeitung wieder stärker in den Vordergrund. Daß sich Brüterbrennstoff, je nach Spezifizierung und Herstellungsverfahren in Salpetersäure verschieden gut löst, war seit langem bekannt. Durch Anwendung von Flußsäure beim head end-Schritt schien dies behebbar zu sein, wie Erfahrungen an einer Pilotanlage in Frankreich zeigten. Bei den Wiederaufarbeitern war jedoch ein deutliches Zögern zur Verwendung der korrosiven Flußwärme festzustellen, so daß es geraten schien, die vollständige Lösbarkeit des Mischoxidbrennstoffs bereits bei dessen Herstellung zu fordern.

Gemeinsame Untersuchungen von KfK und Alkem ergaben, daß die Unlöslichkeit in einem direkten Zusammenhang mit der Brennstoffdichte und dem Fertigungsverfahren stand. Die Dichte des SNR 300-Brennstoffs war sehr frühzeitig auf 86,5 % T.D. festgelegt worden, weil man glaubte, den Leervolumenanteil von 13,5 % zu benötigen, um hohen Festkörperdruck des schwellenden Brennstoffs auf die Hülle zu vermeiden. Zur Fertigung der Brennstofftabletten war ein trockenes Verfahren gewählt worden, welches im Mischen, Verpressen und Sintern von UO_2 und PuO_2 unter Zugabe von Porenbildner u.ä. bestand. Bei dieser Methode war die Mischkristallbildung durch Interdiffusion offensichtlich nicht hinreichend, was in der erwähnten Unlöslichkeit zum Ausdruck kam.

In der Zwischenzeit hat die Firma Alkem dieses Problem durch umfangreiche F+E-Programme gelöst /147/. Zur Zeit existieren zwei Fertigungsverfahren, welche eine Brennstofflöslichkeit bis auf 99 % und darüber garantieren: im sog. trockenen OKOM-Prozeß wird ein Mahl-Granulierschritt eingefügt, während beim AUPuC-Verfahren das UO_2/PuO_2 -Pulver durch Ko-Fällung aus einer ko-konvertierten Urannitrat/Plutoniumnitrat-Mischlösung entsteht. Der gegenwärtige Trend bei der Spezifizierung des Brennstoffs bewegt sich

in Richtung höherer Dichte, was durch beide Verfahren erreicht werden kann.

Eine weitere Akzentuierung des Karlsruher F+E-Programms war die stärkere Einbeziehung der Fragen aus dem Brüter-Brennstoffkreislauf. Die Inbetriebnahme der KNK II, deren bestrahlte Brennelemente "entsorgt" werden mußten, lieferte den unmittelbaren Anstoß. Da die Wiederaufarbeitungsanlagen nur natriumfreie Brennstäbe annehmen, waren Methoden zur Zerlegung von Brüterbrennelementen und ihre Dekontamination von anhaftendem Natrium erforderlich. Transport- und Zwischenlagerstudien für hochabgebrannte Mischoxidelemente schlossen sich an. Schließlich wurde die Rückführung von KNK II-Plutonium als Ziel gesetzt, wodurch die Schließung des Brüterbrennstoffkreislaufs im Kilomaßstab demonstriert werden kann. Dies wird 1982 erreicht werden können, nachdem die Aufarbeitungskampagne an die Milli-Anlage erfolgreich abgeschlossen ist.

5.4.3 Zielsetzungen

Das künftige planungs- und baubegleitende F+E-Programm wird sich im Umfang und Abwicklungsrhythmus an den Reaktor- und Brennstoffkreislaufprojekten orientieren, welche die Industrie zu realisieren beabsichtigt. Für deren Bauentscheidungen wird die ökonomische Einschätzung des Brütters von besonderer Bedeutung sein. Der Zeitpunkt von dem an der Brüter vom Markt angefordert wird und der Umfang, in welchem er zur Deckung des Energiebedarfs beitragen kann, werden auch das Tempo der Entwicklungsarbeiten mitbestimmen. Die anstehende Entscheidung über Weiterfinanzierung und Weiterbau des SNR 300 hat Signalcharakter ebenso wie die nächste Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung.

Ungeachtet dieser schwer zu kalkulierenden Entwicklungen ist das F+E-Programm des Projekts Schneller Brüter im Kernforschungszentrum Karlsruhe derzeit auf folgende Zielsetzungen ausgerichtet /148/:

a) die KNK II ist durch intensiven Versuchsbetrieb zu nutzen,

- b) für den SNR 300 haben die F+E-Zulieferungen erste Priorität, mit dem Ziel, seine baldige Inbetriebsetzung zu ermöglichen,
- c) beim Brennstoffkreislauf sind die F+E-Arbeiten energisch zu verstärken,
- d) für die Großbrüter (> 1.000 MWe) sind die Schlüsselprobleme zu identifizieren und zu bearbeiten.

KNK II hat den vertraglich zugesicherten Zielabbrand von 255 Vollasttagen entsprechend 60.000 MWd/t mit 5 Brennelementen entsprechend 1.000 Mischoxidstäben bereits seit einiger Zeit erreicht. Umgerechnet auf den SNR 300 sind dies ca. 80 % des Erstkern-Abbrands, was dessen Brennelementauslegung vorläufig bestätigt.

Resümiert man die an KNK I und KNK II gewonnenen Erkenntnisse, so zeigte sich einmal mehr, daß man die Gesamterfahrungen mit einem Kraftwerk erst dann besitzt, wenn man die sich kaum überlappenden Einzelerfahrungen aus Planung, Bau und Betrieb gesammelt hat. Es ist deshalb notwendig, KNK II noch eine zeitlang zu betreiben; gegenwärtig wird die Anlage für etwa 30 Versuche, insbesondere des Kernforschungszentrums und Interatom genutzt.

Für den SNR 300 ist der Großteil des baubegleitenden F+E-Programms bereits erledigt bzw. wird mit höchster Priorität bearbeitet, so daß mit der rechtzeitigen Bereitstellung der Ergebnisse gerechnet werden kann. Dies gilt auch für die von der Enquête-Kommission geforderten Studien zur Feststellung des Risikos und der Obergrenzen des Bethe-Tait-Störfalls. Technische Gründe, welche die Nichtinbetriebnahme der Anlage nahelegen könnten, sind von F+E-Seite nicht zu erkennen.

Beim Brennstoffkreislauf erscheint die Bereitstellung von Brüterbrennelementen, welche einen Abbrand von 100.000 MWd/t zulassen, durchaus erreichbar. Die Maximierung des Abbrands ist vor allem notwendig, um die Pönalen bei der Brennelementfertigung und -aufarbeitung aufzufangen.

Sehr im Rückstand ist in der Bundesrepublik die Wiederaufarbeitungstechnologie. Gegenwärtig hat man etwa zehn Kilogramm Brüterbrennstoff in der Milli-Anlage der KfK aufgearbeitet. Sicherlich kann man zum Teil auf den Erfahrungen bei der Wiederaufarbeitung von Leichtwasser-Kernbrennstoff aufbauen. Beim Brüter stellen sich jedoch verschärfte Anforderungen, bedingt durch die völlig andersartige Konstruktion der Brennelemente, ihr größerer Pu-Gehalt, ihr höherer Abbrand und die anzustrebende kurze ex-core-Zeit. Die künftigen Bauentscheidungen für Schnelle Brüter werden u.a. von erkennbaren Fortschritten beim Brennstoffkreislauf abhängen, wozu die Planung einer Milli II-Anlage mit einer Kapazität von 1-5 jato ein erster Schritt sein könnte.

Mit dem Baubeginn für einen Großbrüter, etwa SNR 2, ist nicht vor der Inbetriebsetzung des SNR 300, also nicht vor 1986 zu rechnen. Die Zeit bis dahin sollte genutzt werden um, seine Schlüsselprobleme zu identifizieren und im geeigneten F+E-Programm zu bearbeiten. Darüberhinaus sollten die leidvollen technischen und organisatorischen Erfahrungen der SNR 300-Abwicklung analysiert und aufgearbeitet werden, um ähnliche Probleme mit einem noch größeren Projekt in jedem Fall zu vermeiden.

Eines der Schlüsselprobleme bei Großbrütern mit Rohrleitungsdurchmessern um einen Meter ist das Leck-vor-Bruch-Kriterium. Dessen Akzeptanz durch die Genehmigungsbehörden ist durch entsprechende F+E-Programme zu sichern.

Vorrangig ist das Ziel der Eliminierung des Bethe-Tait-Störfalls als Auslegungsstörfall beim Genehmigungsverfahren. Die bisherigen Erfolge bei der Analyse dieses Störfalls sind so ermutigend, daß dieses Vorhaben nicht illusionär erscheint. Dies gilt besonders dann, wenn die Entwicklung inhärenter und beweisbar zuverlässiger Abschaltssysteme Fortschritte macht. Damit kann auch der externe core-catcher entfallen bzw. durch eine tankinterne Auffangvorrichtung ersetzt werden, welche dem Schmelzen eines oder weniger Brennelemente Rechnung trägt. Gleichzeitig würden die mit dem Bethe-Tait-Komplex unmittelbar zusammenhängenden Beschränkungen in der Leistungsgröße entfallen.

Das Nachwärmeabfuhrverhalten des Brütters ist bereits heute besser, als gemeinhin bekannt ist. Beim Superphenix 2 scheint es gelungen zu sein, diese Sicherheit ohne aktive Maßnahmen weiter zu erhöhen.

Die Vision eines natriumgekühlten Schnellen Brütters ohne Kernschmelzenunfall und mit inhärent sicherem Nachwärmeabfuhrverhalten ist ein Ansporn. Der Brüter könnte zum sichersten Reaktortyp werden. Daraufhin zu arbeiten ist ein lohnendes und faszinierendes Ziel.

Was heute ist,
wurde gestern bestimmt.
Was morgen sein soll,
müssen wir heute wagen.

LITERATURVERZEICHNIS

(auszugsweise)

- /1/ K. Wirtz,
Persönliche Mitteilung
- /2/ W. Häfele,
Das Projekt Schneller Brüter
Die Atomwirtschaft, April 1963, S. 206-209
- /3/ K. Wirtz,
INR-Notiz vom 21.4.1960 (unveröffentlicht)
- /4/ K. Wirtz, S. Leisegang, W. Häfele,
Gemeinsame Notiz INR, TA/R und Projektgruppe
Schneller Brüter vom 14.3.1961 (unveröffentlicht)
- /5/ W. Häfele,
Notiz vom 30.9.1961 (unveröffentlicht)
- /6/ Gemeinsame Notiz Nr. 27/61
INR und Projektgruppe Schneller Brüter
vom 15.6.1961 (unveröffentlicht)
- /7/ W. Häfele und K. Wirtz,
Ansätze zur Entwicklung eines schnellen Brut-
reaktors.
Die Atomwirtschaft, Nov. 1962, S. 557-559
- /8/ W. Häfele und P. Engelmann,
Das Projekt Schneller Brüter
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK, 1966, S. 17-27
- /9/ K.H. Beckurts,
Arbeiten über Kerndaten und allgemeine Neutronen-
physik
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK 1966, S. 98-110
- /10/ K. Wirtz,
Arbeiten und Entwicklungen auf dem Gebiet der
Neutronen- und Reaktorphysik
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK 1966, S. 59-78
- /11/ W. Häfele,
Das Projekt Schneller Brüter Karlsruhe
Atomwirtschaft, Juni 1966, S. 293-302

- /12/ W. Schnurr, J.R. Welsh,
The SEFOR Reactor-Aspects of International Cooperation
Genfer Konferenz 1964, P/533
- /13/ W. Häfele,
Statusbericht 1964 Projekt Schneller Brüter
(unveröffentlicht)
- /14/ W. Häfele,
Statusbericht 1965 Projekt Schneller Brüter
(unveröffentlicht)
- /15/ J.J. Schmidt,
Neutron Cross Sections for Fast Reactor Materials
Part I - Evaluation,
Part II - Tables,
Part III - Graphs
KfK-Bericht 120 (EANDC-E-35 U), February 1966
- /16/ Vertrag zwischen GfK und Euratom,
1963 (unveröffentlicht)
- /17/ F. Thümmeler,
Material- und Festkörperforschung
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK 1966, S. 151-158
- /18/ D. Smidt,
Arbeiten zur technischen Reaktorentwicklung
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK 1966, S. 176-185
- /19/ F. Baumgärtner,
Beiträge zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK 1966, S. 132-136
- /20/ W. Ochsenfeld, W. Diefenbacher, H.O. Leichsenring,
Design of and equipment for hot laboratories
IAEA-SM-209/25 (1976)
- /21/ W. Schüller et. al,
Erfahrungen bei der Inbetriebnahme der WAK und lang-
fristige Entwicklungsziele der Brennstoff-Wieder-
aufarbeitung in der Bundesrepublik Deutschland
4. Genfer Konferenz, Sept. 1971, A/CONF. 49/P/381
- /22/ D. Smidt,
Optimization and Safety of Helium Cooled Fast
Breeders
Argonne Conference 1963

- /23/ D. Smidt, A. Müller et. al,
Referenzstudie für den 1000 MWe natriumgekühlten
schnellen Brutreaktor (Na 1)
KfK-Bericht 299, Dezember 1964

- /24/ A. Müller et. al,
Referenzstudie für den 1.000 MWe dampfgekühlten
schnellen Brutreaktor (D 1)
KfK-Bericht 392, Aug. 1966

- /25/ L. Ritz,
Arbeiten über die Dampfkühlung
10 Jahre Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hrsg. GfK 1966, S. 86-97

- /26/ A. Müller,
Interne Notiz von 1967
(unveröffentlicht)

- /27/ W. Schnurr,
Statusbericht 1964 Projekt Schneller Brüter
(unveröffentlicht)

- /28/ W. Häfele et. al,
The Karlsruhe Fast Breeder Project
Genfer Konferenz 1964, P/539

- /29/ Euratom und die Atomindustrie-Bilanz und Kritik
Die Atomwirtschaft Aug./Sept. 1962, S. 382-390

- /30/ O. Keck,
The West German Fast Breeder Programme
Energy Policy, Dec. 1980, S. 277-292

- /31/ Bericht des Projekts Schneller Brüter
Kernforschungszentrum Karlsruhe, Dez. 1965
(unveröffentlicht)

- /32/ H. Grumm, D. Gupta, W. Häfele, P. Jansen, E. Schmidt,
J. Seetzen,
Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reak-
tortypen in Deutschland
KfK-Bericht 366, Sept. 1965

- /33/ K. Wirtz,
Künftige Nutzung der Atomenergie in Europa
II. Foratom-Kongreß 1965, Frankfurt

- /34/ EURATOM-Bericht vom März 1965
(unveröffentlicht)

- /35/ W. Häfele,
Statusbericht 1967 Projekt Schneller Brüter
(unveröffentlicht)
- /36/ Commercial breeder by 1974
Nucleonics, Nov. 1964
- /37/ R. Stobaugh, D. Yergin,
Energie-Report der Harward Business School
(siehe insbes. Kap. 5)
C. Bertelsmann Verlag, 1979
- /38/ P. Kilian und F. Amon,
Beteiligung der Industrie am Projekt
Schneller Brüter mit Dampfkühlung
Atomwirtschaft, Juni 1966, S. 305-307
- /39/ E. Guthmann und Ch. Held,
Beteiligung der Industrie am Projekt
Schneller Brüter mit Natriumkühlung
Atomwirtschaft, Juni 1966, S. 302-304
- /40/ Die Entscheidung des BMwF zum deutschen Reaktor-
programm
Atomwirtschaft, April 1969, S. 187-190
- /41/ W. Häfele,
Zur Entwicklung des dampfgekühlten Schnellen Brüters
Atomwirtschaft, April 1969, S. 190-197
- /42/ M. Fischer,
Zu den Brennelementproblemen beim dampfgekühlten
Schnellen Brüter
Atomwirtschaft, April 1969, S. 203-206
- /43/ H. Böhm,
Zu den Brennelementproblemen beim dampfgekühlten
Schnellen Brüter
Atomwirtschaft, April 1969, S. 210-211
- /44/ W. Häfele,
Zur Entwicklung des natriumgekühlten Schnellen
Brüters
Atomwirtschaft, April 1969, S. 212-216
- /45/ W. Häfele,
Die nähere Zukunft des natriumgekühlten Brüters
Atomwirtschaft, April 1969, S. 174-176
- /46/ P. Engelmann, F. Erbacher, G. Karsten, L. Ritz,
Bericht über die im Kernforschungszentrum Karlsruhe
durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten
zum dampfgekühlten Schnellen Brüter
KfK-Bericht Nr. 1370, Dez. 1970

- /47/ Wo steht die deutsche Schnellbrüterentwicklung?
Die öffentliche Diskussion in Karlsruhe und der
Statusbericht 1971
Atomwirtschaft, April 1971, S. 195-208
- /48/ H. Kornbichler,
Zur Entwicklung des dampfgekühlten Schnellen Brüters
Atomwirtschaft, April 1969, S. 197-200
- /49/ L. Ritz,
Zur Entwicklung des dampfgekühlten Schnellen Brüters
Atomwirtschaft, April 1969, S. 200-202
- /50/ L. Ritz,
Zu den Brennelementproblemen beim dampfgekühlten
Schnellen Brüter
Atomwirtschaft, April 1969, S. 207-210
- /51/ ENEA-Studie
(unveröffentlicht)
- /52/ W. Häfele,
Statusbericht 1970 des Projekts Schneller Brüter.
Arbeiten im Basisprogramm 1968/69
Atomwirtschaft, April 1978, S. 171-175
- /53/ R. Ernst und E. Guthmann,
Europäische Zusammenarbeit bei der Entwicklung
des natriumgekühlten Schnellbrüters
Atomwirtschaft, Sept./Okt. 1969, S. 448-450
- /54/ G.H. Scheuten,
Organisation und wirtschaftliche Bedeutung der Brüter-
entwicklung
Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 366-368
- /55/ U. Däunert und W.J. Schmidt-Küster,
Das Projekt SNR - staatliche Förderung und
internationale Zusammenarbeit
Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 363-366
- /56/ P. Engelmann,
Die Arbeiten des Karlsruher Projekts Schneller Brüter
im Jahre 1970
Statusbericht des Basisprogramms 15.2.1971
(unveröffentlicht)
- /57/ P. Engelmann,
Stand und Entwicklungsarbeiten bei der GfK
für das Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 1603, Mai 1972

- /58/ G. Karsten,
Die Arbeiten zur Brennelemententwicklung
Atomwirtschaft, Mai 1971, S. 256-259
- /59/ W. Stoll und E. Vanden Bemden,
Fuel Fabrication Problems for SNR 300
Statusbericht 1973
ITB-73.01, März 1973
- /60/ K. Gast, E.G. Schlechtendahl et. al,
Schneller Natriumgekühlter Reaktor Na 2
KfK-Bericht 660, Okt. 1967
- /61/ E.G. Schlechtendahl, M. Cramer et. al,
Safety features of a 300 MWe sodium
cooled fast breeder reactor (Na 2)
KfK-Bericht 611, June 1967
- /62/ W. Häfele, F. Heller, W. Schikarski,
The principle of double containment and
the behaviour of aerosols in its relation
to the safety of reactors with a high Pu-
inventory
Proc. Conference International sur la
Sûreté de Réacteurs a Neutrons Rapides.
Aix-en-Provence, Sept. 1967
- /63/ Sicherheitsbericht für SNR 300 in 3 Bänden
Stand vom 1.10.1969; vorgelegt 31.12.1969
INTAT-84
- /64/ W. Häfele,
Entwicklungstendenzen bei Schnellen Brutreaktoren
Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 378-384
- /65/ H. Mandel,
Strukturen der nuklearen Stromerzeugung in den 70er
und 80er Jahren
Atomwirtschaft, Jan. 1973, S. 18-24
- /66/ A. Brandstetter und E. Guthmann,
Das Projektkernkraftwerk SNR 300
Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 368-374
- /67/ A. Brandstetter und H. Hübel,
Sicherheitskonzept und zugehörige Konstruktionsmerk-
male des SNR 300
Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 371-374
- /68/ J. van Dievoet,
SNR 300 Development and Construction Program
Statusbericht 1972 Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 1603, Mai 1972

- /69/ RSK-Empfehlungen für den SNR 300
Atomwirtschaft 1972, S. 374-375
- /70/ K. Traube,
Der SNR-300 und die internationale Situation
der Schnellbrüterentwicklung
Atomwirtschaft, Aug./Sept. 1973, S. 411-414
(siehe auch: Statusbericht 1973, ITB-73.01)
- /71/ A. Brandstetter,
Reaktortank und Brennelementhandhabung
Statusbericht 1973, ITB-73.01
- /72/ W. Häfele,
Die allgemeine Situation der Entwicklung Schneller
Brutreaktoren und der Prototypreaktor SNR 300
Statusbericht 1971, Projekt Schneller Brüter
(unveröffentlicht)
- /73/ K. Traube,
Stand der industriellen Arbeiten zum SNR 300
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter,
KfK-Bericht 2003, März 1974
- /74/ K. Traube,
Status des Baus des Kernkraftwerks Kalkar und
der Planung des SNR 2
Statusbericht 1976, Projekt Schneller Brüter,
Atoomenergie en haar toepassingen 18 (1976),
S. 168-178
- /75/ G.H. Scheuten,
Begrüßung und Einleitung
Statusbericht 1973, Projekt Schneller Brüter,
ITB-73.01, S. 3-7
- /76/ K. Traube,
Fortschritte und Probleme der nationalen und
internationalen Schnellbrüterentwicklung
Statusbericht 1975, Projekt Schneller Brüter,
ITB-75.34 - 2375034.2
- /77/ K. Traube,
Müssen wir umschalten? Von den Grenzen der Technik
Rowohlt, April 1978
- /78/ Projektordnung für das Projekt Schneller Brüter
vom 16.12.1969; Neufassung vom 1.10.1973
- /79/ PSB-Notiz vom 23.9.1970
(unveröffentlicht)

- /80/ H. Böhm, W. Dienst, K. Kummerer,
Arbeiten zur Brennelement-Entwicklung für
den Schnellen Brutreaktor SNR 300
KfK-Bericht 1999, September 1974
- /81/ F. Thümmeler,
Bestrahlungseinfluß auf das Verhalten von SNR 300-
Brennstäben bei hohem Abbrand
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2003, S. 53-64
- /82/ K. Kummerer, F. Thümmeler,
Karbidge Kernbrennstoffe für schnelle Brutreak-
toren
KfK-Bericht 1111, Oktober 1969
- /83/ R. Schröder, J. Wagner,
Überlegungen zur Einführung schneller Brutreaktoren
im DeBeNe-Bereich
KfK-Ext. 25/75-1, Juni 1975
- /84/ P. Engelmann,
Stand der brüterbezogenen Arbeiten
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter,
KfK-Bericht 2003, S. 4-20
- /85/ H. Böhm,
Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren
KfK 985, Juli 1969
- /86/ H. Böhm,
Stand der Arbeiten für die Auswahl von Hüllmaterialien
für den SNR 300,
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter,
KfK-Bericht 2003, S. 65-79
- /87/ H. Hoffmann,
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen
zur Kernelementauslegung,
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2003, S. 100-114
- /88/ G. Karsten und K. Kummerer,
Stand und künftige Aufgaben der Brennelemententwicklung
Statusbericht 1972, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 1603, S. 87-100
- /89/ K. Kummerer,
Auslegung, Spezifikation und Kontrolle von SNR-Brenn-
stäben
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2003, S. 80-92

- /90/ J. van Dievoet, J. Höchel, J.J. Huet, G. Karsten, W. Stoll,
Development of Fuel Elements
Statusbericht 1975, Projekt Schneller Brüter,
ITB-75.34 - 2375034.2
- /91/ F. Helm et. al,
Summary of Results for the SNEAK 9 Series of Critical
Experiments and Conclusions for the Accuracy of Pre-
dicted Physics Parameters of the SNR 300
KfK 2856, August 1978
- /92/ B. Goel, B. Krieg,
Status of the Nuclear Data Library KEDAK 3,
October 1975
KfK 2234, December 1975
- /93/ E. Kiefhaber et. al,
The KfK-Set of Group Constantes; Nuclear Data Basis
and First Results of its Application to the Recalcula-
tion of Fast Zero-Power Reactors
KfK 1572, März 1972
- /94/ G. Buckel, W. Höbel,
Das Karlsruher Programmsystem KAPROS Teil I, Übersicht
und Vereinbarungen, Einführung für Benutzer und Pro-
grammierer
KfK 2253, August 1976
- /95/ D. Smidt,
Arbeiten zur Reaktorsicherheit
Statusbericht 1972, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 1603, S. 106-116
- /96/ K. Schleisiek,
Stand der Arbeiten zum Propagationsstörfall
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter,
KfK-Bericht 2003, S. 165-184
- /97/ F. Huber, R.A. Müller,
The Karlsruhe Sodium Tank Test Facility
KfK-Bericht 1203, July 1970
- /98/ G. Keßler,
Entwicklungsprogramm zur Erforschung des Kern-
verhaltens bei Exkursionsstörfällen
Statusbericht 1975, Projekt Schneller Brüter
ITB-75.34 - 2375034.2
- /99/ H. Jordan, Chr. Sack,
Paradiseko III. A Computer Code for Determining the
Behavior of Contained Nuclear Aerosols.
KfK-2151, May 1975

- /100/ R. Fröhlich,
Methodenentwicklung zur Analyse hypothetischer
Störfälle
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2003, S. 143-164
- /101/ A.H. de Haas van Dorsser, A.R. Braun, H. Mausbeck,
Fortschritte in Forschung und Entwicklung der Natrium-
technologie
Statusbericht 1975, Projekt Schneller Brüter
ITB-75.34 - 2375034.2
- /102/ G. Keßler und K. Schmidt,
Stand der F+E-Arbeiten für den SNR 300
Statusbericht 1976,
Atoomenergie en haar toepassingen 18 (1976),
S. 179-188
- /103/ E. Wild, K.J. Mack, G. Drechsler,
Das Verschleißverhalten von Werkstoffkombinationen
in flüssigem Natrium, Versuchseinrichtungen und ex-
perimentelle Ergebnisse
KfK-Bericht 1659, November 1972
- /104/ H.U. Borgstedt, G. Frees,
Internat. Conf. on Liquid Metal Technology in Energy
Production, Champion 1976,
CONF-760503-P1, S. 331-337
- /105/ P. Engelmann,
Zukünftige Entwicklungsaufgaben des Projekts Schneller
Brüter
Atomwirtschaft, Juli 1969, S. 334-336
- /106/ M. Fischer,
Der schnelle Hochfluß-Testreaktor FR3
Atomwirtschaft, Juni 1970, S. 297-300
- /107/ M. Fischer et. al,
Durchführbarkeitsstudie für den schnellen Hochfluß-
Testreaktor FR3
KfK-Bericht 1356, März 1971
- /108/ M. Dalle Donne, E. Eisemann, F. Thümmeler, K. Wirtz,
High temperature gas cooling for fast breeders
KfK-Bericht 841, Okt. 1968
- /109/ K. Wirtz,
Zur Entwicklung gasgekühlter schneller Reaktoren
Atomwirtschaft, April 1969, S. 216-218
- /110/ M. Dalle Donne,
Das Gasbrüter-Memorandum
Atomwirtschaft, Aug./Sept. 1971, S. 430

- /111/ M. Dalle Donne,
Wärmeübergang an rauhen Oberflächen
KfK-Bericht 2397, EUR 5506, Januar 1977
- /112/ M. Dalle Donne, S. Dorner, G. Schumacher,
Development work for a borax internal core-
catcher für a gas-cooled fast reactor
Nucl. Technology, 39, (1978), S. 138-154
- /113/ K. Wirtz,
Erste Bilanz von Genf
Atomwirtschaft, Okt. 1971, S. 511-512
- /114/ K. Traube,
Entwicklungslinien der Natrium-Schnellbrüter
Atomwirtschaft, Okt. 1973, S. 461-465
- /115/ G. Scheuten,
Die Zukunft der Schnellen Brüter aus der
Perspektive der Elektrizitätswirtschaft
Statusbericht 1972, Projekt Schneller Brüter,
KfK-Bericht 1603, Mai 1962
- /116/ H. Matthöfer,
Begrüßung
Statusbericht 1975, Projekt Schneller Brüter
ITB-75.34 - 2375034.2
- /117/ K. Traube,
Internationale Brutreaktor-Entwicklung
Atomwirtschaft, Sept./Okt. 1976, S. 471-479
- /118/ A.W. Eitz,
Zur Demonstrationsphase der Schnellen Brüter,
Statusbericht 1975, Projekt Schneller Brüter,
ITB-75.34, März 1975
- /119/ G. Heusener, E. Kiefhaber, K. Kleefeld, S. Pilate,
H. Spenke,
Entwurfsstudien für das SNR 2-Core
Statusbericht 1976, Projekt Schneller Brüter
Atomkernenergie 18 (9176), S. 211-218
- /120/ J. Wagner et. al,
Projektstudie SNR 2
INB-76.01, Januar 1976
- /121/ O. Keck,
Government policy and technical choice in the
West-German reactor programme
Research policy 9 (1980), S. 302-356

- /122/ R. Harde, K.W. Stöhr,
Die kompakte natriumgekühlte Kernreaktoranlage
Karlsruhe (KNK)
Atomwirtschaft, Juli und Aug./Sept. 1966,
S. 354-360 und S. 448-452
- /123/ W. Marth,
Erfahrungen bei der Inbetriebnahme der KNK I und
Umbauvorbereitung zur KNK II
Statusbericht 1974, Projekt Schneller Brüter,
KfK-Bericht 2003, März 1974
- /124/ W. Marth, H. Mausbeck, H. Andrae, G. Brudermüller,
Errichtung der KNK II-Anlage
Atomwirtschaft, März 1978, S. 118-122
- /125/ H. Mausbeck, G. Brudermüller, W. Marth,
Erfahrungen bei Bau und Inbetriebnahme der KNK II
Statusbericht 1979, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2828, Juni 1979
- /126/ Nuclear Power. Issues and Choices
Ford Foundation; MITRE-Corporation
Ballinger Publishing Company, Cambridge, Mass. 1977
(deutsche Ausgabe: Das Veto; Verlag Umschau, 1977)
- /127/ Royal Commission of Environmental Pollution
Sixth report: Nuclear Power and the Environment
London: HMSO, 1976. xi, 237 p.
(Cmnd. 6618). Chairman: Sir Brian Flowers
- /128/ C. Patermann,
Die neue amerikanische Nuklearpolitik,
Atomwirtschaft, Juli/Aug. 1977, S. 382-385
- /129/ International Nuclear Fuel Cycle Evaluation,
INFCE, Summary Volume, Wien: International Atomic
Energy Agency 1980
- /130/ S. Jacke,
Perspektiven des Schnellen Brutreaktors;
Untersuchungen und Ergebnisse der INFCE Arbeitsgruppe 5
Atomwirtschaft, Juli 1980, S. 367-370
- /131/ Deutscher Bundestag, Drucksache 8/4341
Bericht über den Stand der Arbeit und die Ergebnisse
der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergiepolitik"
des 8. Deutschen Bundestags, Bonn, Juni 1980
- /132/ G. Vendryes und H.H. Hennies,
Französische Brüterentwicklung und
deutsch-französische Zusammenarbeit
Atomwirtschaft, Okt. 1978, S. 448-451

- /133/ Deutsche Entwicklungsgemeinschaft für den
Schnellen Brutreaktor
Presseinformation Kernforschungszentrum Karlsruhe
vom 6.5.1977
- /134/ A. Brandstetter,
Stand des Projekts SNR 300
Statusbericht 1979, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2828, Juni 1979
- /135/ A.W. Eitz,
Die Bedeutung der Schnellbrutreaktoren
für die Elektrizitätswirtschaft
Statusbericht 1979, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2828, Juni 1979
- /136/ F.H. Morgenstern,
Der Stand des Kernkraftwerks Kalkar (SNR 300)
Atomkernenergie-Kerntechnik 36 (1980) Lfg. 4,
S. 250-252
- /137/ KfK-Stellungnahme zur Modifikation des SNR 300
Atomwirtschaft, Nov. 1978, S. 510-511
- /138/ H. Wagner und E. Ziegler,
Sind Schnellbrüter-Genehmigungen verfassungswidrig?
Atomwirtschaft, Jg- XXII, Nr. 12 (Dez. 1977),
S. 622-626
- /139/ Mit dem Grundgesetz vereinbar
Atomwirtschaft XXIV/1, Anhang
- /140/ Kernkraftwerk Kalkar (SNR 300)
(unveröffentlichte Berichte 1980 und 1981)
- /141/ Das Deutsch-Belgisch-Niederländische Schnellbrüter-
programm (SNR 300-Broschüre)
SBK/INB, Mai 1981
- /142/ Das Projekt Schneller Brüter
KfK-Nachrichten 3-4/78
PSB-Schwerpunktsheft
- /143/ W. Marth, J. Höchel,
Fortschritte beim brüterbezogenen F+E-Programm
Statusbericht 1979, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2828, Juni 1979
- /144/ R. Hüper (Hrsg.),
Status of the DEBENE Fast Breeder Reactor Development
Kernforschungszentrum Karlsruhe, Feb. 1981

- /145/ D. Smidt,
Entwicklungsziele für die Sicherheit des natriumge-
kühlten schnellen Brutreaktors
Statusbericht 1979, Projekt Schneller Brüter
KfK-Bericht 2828, Juni 1979
- /146/ K. Anderko,
Zur Eignung warmfester Vergütungsstähle mit 9-12 %
Chrom für Komponenten im Kern schneller Reaktoren -
Ein Überblick
Journ. Nucl. Mat. 95, Nr. 1 u. 2, November 1980
S. 31-43
- /147/ P. Funke, H. Roepenack und W. Stoll,
Weiterentwicklung des oxidischen Brennstoffes
zum Schnellbrüttereinsatz
Atomkernenergie-Kerntechnik, Bd. 36 (1980), Lfg. 4,
S. 253-258
- /148/ W. Marth,
Das Projekt Schneller Brüter:
Was wurde erreicht? Was wird angestrebt?
Vortrag bei Projektversammlung, Juli 1980

A N H A N G

VERZEICHNIS DER VERÖFFENTLICHUNGEN

des Karlsruher Projektes Schneller Brüter
vom Projektbeginn 1960 bis Mitte 1981

Anmerkungen zum Verzeichnis der Veröffentlichungen

Die folgende Liste umfaßt die in Fachzeitschriften und KfK-Berichten sowie auf Tagungen veröffentlichten Forschungsergebnisse und zusammenfassenden Darstellungen des Karlsruher Projekts Schneller Brüter.

Die Liste ist nach Jahrgängen und innerhalb jedes Jahrgangs alphabetisch nach dem jeweils erstgenannten Autorennamen geordnet. In die Listen der Jahre 1960 bis 1962 sind auch unveröffentlichte PSB-Berichte aufgenommen worden, da diese ersten deutschen Brüterberichte besonderen Aufschluß über die Frühphase des Projekts geben. Die große Zahl der aufgeführten Veröffentlichungen der vergangenen 21 Jahre legt Zeugnis ab von der im KfK - trotz der Anwendungsnähe vieler Vorhaben - gewährten Publikationsfreiheit und von dem Umfang der geleisteten Arbeit.

Das Verzeichnis stützt sich im wesentlichen auf Listen, die uns die Literaturabteilung des KfK zur Auswertung freundlicherweise zur Verfügung gestellt hat. Besonders danken wir Frau Veronika Hoffmann für die sorgfältige Ordnungs- und Schreibarbeit, die mit der Erstellung der Listen verbunden war.

R. Hüper

1960

Engelmann, P.

Bericht über Sicherheitsprobleme bei Schnellen Reaktoren
Brüter-Bericht Nr. 2/1960 (unveröffentlicht).

Engelmann, P.

Bericht über den Dounreay Fast Reactor, DFR
Brüter-Bericht Nr. 3/1960 (unveröffentlicht)

Engelmann, P.

Überlegungen zur Sicherheit eines gasgekühlten Schnellen Brüters
Brüter-Bericht Nr. 6/1960 (unveröffentlicht).

Häfele, W.

Zur Physik und Technik Schneller Brutreaktoren
Brüter-Bericht Nr. 1/1960 (unveröffentlicht).

Häfele, W.

Be-Proben im zentralen Bestrahlungskanal des FR 2
Brüter-Bericht Nr. 15/1960 (unveröffentlicht).

Kummerer, K.

Metallurgische Probleme der Na- und NaK-Kühlung
Brüter-Bericht Nr. 4/1960 (unveröffentlicht).

Kummerer, K.

Die Auswahl flüssiger Metalle als Kühlmittel
Brüter-Bericht Nr. 12/1960 (unveröffentlicht).

Lapp, H.

Argonne Experimental Breeding Reactor, EBR II
Brüter-Bericht Nr. 9/1960 (unveröffentlicht).

Schmidt, J.J.

Nuclear Data Needs for Fast and Intermediate Reactor Calculations EANDC (E) 9
(1960).

Smidt, D.

Wärmetechnische Rechnung für schnelle gasgekühlte Reaktoren.
Brüter-Bericht Nr. 10/1960 (unveröffentlicht).

Smidt, D.

Versuchsstand für Wärmeübertragung an Helium
Brüter-Bericht Nr. 11/1960 (unveröffentlicht).

1961

Dorner, S.

Die Bestimmung des Sauerstoffs in Natrium
Brüter-Bericht Nr. 33/1961 (unveröffentlicht).

Dorner, S.

Sicherheitsmaßnahmen beim Arbeiten mit flüssigem Natrium
Brüter-Bericht Nr. 27/1961 (unveröffentlicht).

Engelmann, P.

Fission Gas Pressure Build-Up and Fast Breeder Economy
Brüter-Bericht Nr. 20/1961 (unveröffentlicht).

Engelmann, P.

Wärmetechnische Rechnungen zur Auslegung natriumgekühlter schneller Brutreakto-
ren
Brüter-Bericht Nr. 19/1961 (unveröffentlicht).

Franze, H.

ORNL-Gas-Cooled Reactor (GCR-2)
Brüter-Bericht Nr. 25/1961 (unveröffentlicht).

Franze, H.

Der Wärmeaustausch Gas-Wasser(-dampf) bei hohen Drücken und die daraus resultie-
renden günstigen Strömungs- und Oberflächenformen von Wärmeaustauschern
Brüter-Bericht Nr. 34/1961 (unveröffentlicht).

Franze, H.

Die Ermittlung des optimalen thermischen Wirkungsgrades von Sekundärprozessen
Brüter-Bericht Nr. 18/1961 (unveröffentlicht).

Häfele, W.

Ergebnisse der Berechnung gasgekühlter schneller Brutreaktoren
Brüter-Bericht Nr. 21/1961 (unveröffentlicht).

Küsters, H.

Berechnung von Fluß- und Temperaturverteilungen in BE-Proben
Brüter-Bericht Nr. 17/1961 (unveröffentlicht).

Schmidt, J.J.

Nuclear Data Needs for Fast and Intermediate Reactor Calculations EANDC (E) 21
(1961).

Smidt, D.

Rechenprogramm für die Auslegung gasgekühlter schneller Brutreaktoren
Brüter-Bericht Nr. 16/1961 (unveröffentlicht).

Wirtz, K.

Zur Kernenergieentwicklung in der Bundesrepublik
Brennstoff-Wärme-Kraft 10, Nr. 7, (1961).

1962

Beckurts, K.H., Benndorf, K., Engelmann, P., Schmidt, G.
Schnelle kritische Anordnung Karlsruhe
Brüter-Bericht Nr. 35/1962 (unveröffentlicht).

Beisswenger, H., Bober, M.
Der Einfluß des Kobaltgehaltes auf die Aktivierung hochwarmfester Nickellegierungen
Brüter-Bericht Nr. 48/1962 (unveröffentlicht).

Dorner, S.
Das Korrosionsverhalten des Stahls in flüssigem Natrium
Brüter-Bericht Nr. 42/1962 (unveröffentlicht).

Dosch, P.
Leistungsschwingungen eines Reaktors im prompt-kritischen Gebiet bei rampenförmigen Reaktivitätsstörungen
Nukleonik, 4, 6, 258-263 (1962).

Engelmann, P.
Fission Gas Pressure Buildup and Fast Breeder Economy, Vienna 1961, 2, 229-245, SM-18/3 (1962).

Engelmann, P., Fraude, A.
Reaktivitätsänderung in einer schnellen kritischen Anordnung durch Auseinanderfahren der beiden Hälften oder Einführen von Absorberstäben.
Brüter-Bericht Nr. 43/1962 (unveröffentlicht).

Engelmann, P., Wittek, G., et al.
Die Schnelle Nullenergie-Anordnung Karlsruhe (SNEAK)-Aufgaben und Beschreibung der geplanten Anlage
Brüter-Bericht Nr. 51/1962 (unveröffentlicht).

Erben, G.
Druckverlust und Wärmeübergang in Kugelschüttungen
Brüter-Bericht Nr. 47/1962 (unveröffentlicht).

Franze, H.
Thermische Beurteilung und Schaltung dampfgekühlter Reaktorkreisläufe.
Brüter-Bericht Nr. 37/1962 (unveröffentlicht).

Häfele, W.
Die Bedeutung kernphysikalischer Grundlagen bei der Auslegung schneller Brutreaktoren.
Phys. Verh. VDPG 2, Heft 9 (1962), KfK-Bericht 118.

Häfele, W.
The Effective Lifetime and Temperature Coefficient in a Coupled Fast Thermal Reactor, Vienna 1961, 3, 19-32, SM-18/1 (1962).

Häfele, W., Ott, K.

Zur Bedeutung und Auslegung eines schnellen dynamischen Versuchsreaktors
(Pulver Godiva, EFOR)
Brüter-Bericht Nr. 36/1962 (unveröffentlicht).

Häfele, W., Wirtz, K.

Ansätze zur Entwicklung eines schnellen Brutreaktors
Atomwirtschaft, Heft 11 (1962)

und:

Proceedings of the Conference (FORATOM): Conditions de creation et de
développement de l'industrie nucléaire européenne, Paris 1962.

Jansen, A., Ott, K.

Long-Time Behaviour of Fast Breeders

Proceedings of the Symposium on Physics of Fast and Intermediate Reactors, Wien
1962.

Kummerer, K., Staschewski, D.

Physikalische und mechanische Eigenschaften von Strukturwerkstoffen
Brüter-Bericht Nr. 46/1962 (unveröffentlicht).

Merkwitz, J.

Analytische Lösung eines Systems von nichtlinearen Differenzialgleichungen,
das bei der Behandlung des Langzeitverhaltens schneller Brutreaktoren auftritt
Brüter-Bericht Nr. 38/1962 (unveröffentlicht).

Möller, U.

Zur Verwendung des Argonaut-Systems als gekoppelte schnelle thermische Anord-
nung

Brüter-Bericht Nr. 40/1962 (unveröffentlicht).

Schmidt, J.J.

Neutron Cross Sections for Fast Reactor Materials, Part I: Theory and
Compilation; Part II: Tables; Part III: Graphs, KfK-Ber. 120 and EANDC-E-35 (U)
(1962).

Smidt, D.

Der Einfluß von kleineren Störungen in der Brennstoffgeometrie auf die Brenn-
stofftemperatur beim gasgekühlten Schnellen Brutreaktor.

Brüter-Bericht Nr. 49/1962 (unveröffentlicht).

1963

Beckurts, K.H.

Integral Methods for the Measurement of Neutron Fluxes and Cross Sections in the Energy Region 1-100 keV. Report EANDC 33-"U".

Böhm, H.

Parameter Dependence of the After-Meltdown-Accidents.

Proceedings of the Conference on Breeding, Economics and Safety in Large, Fast Power Reactors, Argonne (1963).

Borgwaldt, H.

Bestimmung der Extrapolationslänge schneller Reaktoren in der Mehrgruppen- P_1 -Näherung
Nukleonik 5 (1963) 27
KfK-Bericht Nr. 132

Brudermüller, G., Gauggel, R., Kompe, D., Pönitz, W., Reuter, B., Rohr, G., Wahl, H.P., Wattecamps, E.

Das Karlsruher van de Graaff Projekt für Flugzeitmessungen an mittelschnellen Neutronen

Diskussionstagung über Neutronenphysik Karlsruhe, Oktober 1963, S. 137

Brudermüller, G., Pönitz, W.

"The $MnSO_4$ Bath Method for Neutron Flux Measurements in the Intermediate Energy Region".

Report EANDC-33 "U", 87

Bumm, H.

Die Bedeutung der Oxide und Karbide für die Brennstoffelemente von Kernreaktoren

Berichte der Deutschen Keramischen Gesellschaft 40 (1963) S. 118-122

Dosch, P.

Regelung und Instrumentierung von schnellen Reaktoren

ATM, Lfg. 326, R 25-36 (1963)

KfK-Bericht Nr. 146

Dosch, P., Kraus, H.J., Uhrig, H.

Design and Experimental Evaluation of an Electromagnetic Acceleration System for Fast Safety Rods.

Proceedings of the Symposium on Physics and Material Problems of Reactor Control Rods, IAEA, Vienna, SM-46/8 (1963)

Fraude, A.

Über den Einfluß eines prompten negativen Temperaturkoeffizienten auf das Verhalten eines schnellen Reaktors

Nukleonik 5, Heft 7 (1963)

KfK-Bericht Nr. 186

Froelich, R., Ott, K., Schmidt, J.J.

Dependence of Fast Reactor Doppler-Coefficients on Nuclear Data Uncertainties, Conf. on Breeding, Economics and Safety in Large Fast Power Reactors, Argonne, Ill., 1963.

Froelich, R., Ott, K., Schmidt, J.J.
Calculations of Doppler-Coefficients of Dilute Fast Reactors,
Conf. on Breeding, Economics and Safety in Large, Fast Power Reactors, Argonne,
Ill. (1963)

Geithoff, D.
Das Verhalten von festen Spaltelementen und Plutonium im Brennstoff Urandioxid
(Literaturübersicht)
KfK-Bericht 204 (1963)

Häfele, W.
Das Projekt Schneller Brüter
Taschenbuch für Atomfragen

Häfele, W.
Das Projekt Schneller Brüter
Atomwirtschaft 8 (1963) 206-209

Häfele, W.
Prompt überkritische Leistungsexkursionen in Schnellen Reaktoren
Nukleonik 5, Heft 5 (1963) S. 201-208; KfK-Bericht Nr. 175

Häfele, W.
Principles and Problems of the Development of a Fast Reactor Fuel Element,
1963, ANL-6792

Häfele, W.
Closed Plutonium Fuel Cycle in Fast Reactors
Konferenz "Fuel Cycles for Fast Reactors", Baden-Baden, Sept 9-14, 1963.

Ott, K.
Theory of Delayed Supercritical Excursions to Determine Doppler Coefficients of
Fast Reactors
Nukleonik 5, (1963) 285-290, KfK-Bericht Nr. 153

Ott, K.
Theoretical Methods Available for Calculation of Neutron Spectra
EAES-Symposium on Fast and Epithermal Neutron Spectra in Reactors, Harwell
(1963)

Ott, K., Schroeter, K.E.
Comparison of Doppler and Na-void-Coefficients of Dilute Fast Reactors, Argonne
(1963)

Pönitz, W., Wattecamps, E.
Grey Neutron Detector for Flux Measurements in the Intermediate Energy Range
Report EANDC-33"U", 102

Schmidt, J.J.
Influence of Nuclear Data Uncertainties on the Theoretical Prediction of
Doppler Coefficients in Fast and Intermediate Reactors
EANDC-E-46"U" (1963)

1963-3

Schmidt, J.J.

Nuclear Physics Work at Karlsruhe Related to the Karlsruhe Fast Breeder Reactor Project,
Report EANDC, ECSG P. 17 (1963)

Smidt, D.

Optimization and Safety of Helium Cooled Fast Breeders Conference on Breeding, Economics and Safety in Large, Fast Power Reactors, Argonne, October 7-10, 1963, ANL-6792

Smidt, D.

Parameterstudien an gasgekühlten schnellen Reaktoren
Nukleonik, 5, Heft 8, 353 ff. (1963)

Stegemann, D. et al.

The Fast Critical Zero Energy Assembly Karlsruhe-SNEAK and its Experimental Program,
VIII. Nuclear Congress of the Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare, Rome (June 1963)

Stegemann, D., Cierjacks, S.

Fast Neutron Spectrum Measurements with a Li^6 -Semiconductor-Neutron-Spectrometer. EAES-Symposium on Fast and Epithermal Neutron Spectra in Reactors, Harwell (1963)

Vogg, H.

Reprocessing of Fast Breeder Reactor Fuel Elements OECD,
OCDE Symposium Brussels, 1963, S. 423

1964

Böhme, E.R., Rusch, G.K., Dates, L.R., Grifoni, S., Kato, W.Y., Main, G.W., Meister, H.H., Nozova, M., Stover, R.L.
Physics Measurements on a 600-Liter Fast-Neutron Carbide Core
Transactions of the ANS 7 (1964) S. 236

Bumm, H., Sundermann, H., Engelhardt, G., Michael, J.
Metallurgische Probleme bei der Entwicklung fortschrittlicher Brennelemente,
Z. f. Metallkunde (1964)

Caldarola, L.
The "Balanced Oscillator Experiment" to Measure Doppler Reactivity Coefficient
and Thermal Parameters of Fuel Rod in Fast Reactors,
KfK-Bericht 253, Nukleonik 7 (1965) S. 120-27

Esser, W.H.
Das Projekt Schneller Brüter des Kernforschungszentrums Karlsruhe
Atom und Strom, 10 (1964) S. 41-6

Engelmann, P.
Schnelle Brutreaktoren. - Von der 1. zur 2. Generation.
Umschau in Wissenschaft und Technik, 65 (1965) S. 135-39

Engelmann, P.
Der schnelle Brüter
Atomkernenergie, 9 (1964) S. 335-43

Froelich, R.
Theorie der Dopplerkoeffizienten schneller Reaktoren unter Berücksichtigung der
gegenseitigen Abschirmung der Resonanzen.
KfK-Bericht 367

Gompf, H.
Auslegung eines Wärmeaustauschers für einen schnellen Brüter
Diplomarbeit, T.H. Karlsruhe 1964

Häfele, W., Engelmann, P.
Fast-Reactor Programs.
Nuclear News, 7, Nr. 10 (1964) S. 29-32.

Häfele, W., Engelmann, P.
Schnelle Brutreaktoren
Atomwirtschaft, 9 (1964) S. 541-45

Häfele, W., Beckurts, H.K., Bojarsky, E., Engelmann, P., Jansen, A., Kummerer, K., Müller, A., Ott, K., Schroeter, K.E., Smidt, D., Vogg, H.H., Windbühl, E. et al.
The Karlsruhe Fast Breeder Project.
The Third United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. A/Conf.28/P/644.

Häfele, W., Ott, K., Caldarola, L., Schikarski, W., Cohen, K., Wolfe, B., Greebler, P., Reynolds, A.B.
Static and Dynamic Measurements on the Doppler Effect in an Experimental Fast Reactor, P/644. Vol. 6, Genfer Atomkonf. 1964

Kummerer, K.
The Selection of Liquid Metals on Reactor Technology.
Atomkernenergie (1964)

Kummerer, K., Dorner, S.
Simplified Amalgamation Method for the Oxygen Evaluation in Sodium.
Atomkernenergie (1964)

Meister, H., Beckurts, K.H., Häfele, W., Köhler, W.H., Ott, K.
Karlsruhe Fast Thermal Argonaut Reactor Concept.
Nuclear Science and Engineering (1964) und KfK-Bericht 217

Ott, K.
Theoretical Methods Available for Calculation of Fast and Epithermal Neutron Spectra.
Nukleonik, 7 (1965) S. 161-66.

Schikarski, W.
Probleme der Entwicklung schneller Brutreaktoren.
Chemie-Ingenieur-Technik, 36 (1964) S. 819-23

Schleisiek, K.
Verformung und Spannungen im Core und Blanket eines mit flüssigem Na gekühlten schnellen Brutreaktors.
Diplomarbeit, T.H. Karlsruhe 1964

Schnurr, W., Welsh, J.R.
The SEFOR Reactor - Aspects of International Cooperation.
Third United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. A/Conf.28/P/533 (1964).

Smidt, D., Müller, A.
Referenzstudie für den 1000-MWe-Natrium-gekühlten schnellen Brutreaktor (Na 1).
KfK-Bericht 299

Smidt, D.
Technische Probleme bei der Entwicklung eines schnellen Brut- und Leistungsreaktors.
Kerntechnik, 6 (1964), S. 316-24.

Wirtz, K.
Erste Bilanz von Genf.
Atomwirtschaft, 9 (1964) S. 474-76

1965

Bauer, A.A., Beisswenger, H., Giacchetti, G., Patrassi, E., Schumacher, G., Theisen, R.

Microanalytical Studies of Micro- and Macrosegregation in Oxide Fuels.
Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965

Böhme, E.R., Rusch, G.K., Dates, L.R., Grifoni, S., Kato, W.Y., Main, G.W., Meister, H.H., Nozawa, Ma., Stover, R.L.

Investigations of a 600-Liter Uranium Carbide Core (ZPR-VI-Ass. No. 2).
ANL-7010 (1965) S. 91-110

Böhm, H., Dienst, W., Hauck, H.

Hochtemperaturversprödung von austenitischen Stählen und Nickellegierungen durch (n, α)-Reaktionen.

Zeitschrift für Metallkunde, 57 (1966) S. 352-57. KfK-Bericht 445

Böhm, H., Dienst, W., Hauck, H., Laue, H.

Änderung der mechanischen Eigenschaften von Chrom-Nickel-Stählen und Nickellegierungen durch Neutronenbestrahlung.

Journal of Nuclear Materials, 18 (1966) S. 337-47. KfK-Bericht 423

Böhm, H., Dienst, W., Hauck, H.

Untersuchungen über die Hochtemperaturversprödung von austenitischen Chrom-Nickel-Stählen und Nickellegierungen durch Neutronenbestrahlung.

Journal of Nuclear Materials, 19 (1966) S. 59-69, KfK-Ber. 446

Borgwaldt, H., Kühle, M., Mitzel, F., Wattecamps, E.

SUAK - A Fast Subcritical Facility for Pulsed Neutron Measurements.

Proceedings of the Symposium on Pulsed Neutron Research, IAEA, Karlsruhe, 10-14 May 1965. Vol.II. 1965. S. 399-415. SM 62/2. KfK-Bericht 302, EUR 2525.e

Cierjacks, S., Beckurts, K.H.

The Use of Sector Focused Cyclotrons as Intense Pulsed Neutron Sources for Fast Neutron Time of Flight Experiments.

International Conference on the Study of Nuclear Structure with Neutrons, Antwerpen, 19-23 July 1965, P/157

Dalle Donne, M.

A New Simple Method of Estimating the Liquid Superheat due to Surface Conditions in Nucleate Boiling and its Application to Sodium.

Nukleonik, 8 (1966) S. 133-37

Dalle Donne, M.

Comparison of He, CO₂, and Steam as Coolants of a 1000 MWe Fast Reactor.

ANL 7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 797-814

KfK-Bericht 447

Durand-Smet, R.

Zur Frage der Bestimmung neutronenphysikalischer Größen von natriumgekühlten Schnellen Brutreaktoren mit der SNEAK-2-Anordnung.

KfK-Bericht 382

1965-2

Edelmann, M., Kussmaul, G., Meister, H., Stegemann, D., Väth, W.
Pulsed Source and Noise Measurements on the STARK-Reactor at Karlsruhe.
Proceedings of the Symposium on Pulsed Neutron Research, Karlsruhe, 10-15 May
1965. Vol.II. 1965. S. 799-824. SM-62/3.

Engelmann, P.
Untersuchungen über das inhärente dynamische Verhalten schneller Nulleistungs-
reaktoren bei Reaktivitätsstörungen.
Nukleonik, 8 (1966) S. 152-59

Engelmann, P. (Anhang von Keller, K.)
Das Verhalten Schneller Nulleistungsreaktoren bei Reaktivitätsstörungen.
KfK-Bericht 332

Fischer, E.A.
The Overlap Effect of Resonances of Different Fuel Isotopes in
Doppler-Coefficient Calculations for Fast Reactors.
Nukleonik, 8 (1966) S. 146-48

Fischer, M., Häfele, W.
Shock Front Conditions in Two-Phase Flow Including the Case of Desuperheat.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 895-907

Froelich, R., Ott, K.
About the Influence of Resonance Overlapping on Calculated Doppler Coefficient
of Fast Reactors.
Nuclear Science and Engineering, 22 (1965) S. 487

Froelich, R., Ott, K.
Results of Doppler Coefficient Calculations for Fast Reactors and Comparison of
Different Methods.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 440-45

Gast, K., Kramer, W.
Sicherheitsbericht für BR 2-Material-Bestrahlungsversuche, Projekt Mol 2.
KfK-Bericht 396

Grümm, H., Gupta, D., Häfele, W., Jansen, P., Schmidt, E., Seetzen, J.
Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland.
II. FORATOM-Kongreß, Frankfurt, 29.9. bis 1.10.1965.
KfK-Bericht 366

Häfele, W., Smidt, D., Wirtz, K.
The Karlsruhe Reference Design of a 1000 MWe Sodium Cooled Fast Breeder
Reactor.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 162-84.
KfK-Bericht 369

Homma, H., Patzelt, H., Stahl, S.
Unterkritische Anordnungen, kritische Anordnungen und Pulsreaktoren zum Studium
Schneller Reaktoren.
KfK-Bericht 350

Kiefhaber, E., Ott, K.
Survey Parameter Study of Large Steam Cooled Fast Power Reactors.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 815-25

Kiefhaber, E., Schroeter, K.E.
Beitrag zu: Intercomparison of Calculations for Large Fast Power Reactors.
Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in Large Fast
Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965

Küsters, H., Metzenroth, M.
The Influence of Some Important Group-Constants on Integral Fast Reactor
Quantities.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 423-33

Marth, W., Stölzl, D., Sizmann, R.
Magnetische Verfahren zur Messung der Maximaltemperatur in Bestrahlungsproben.
Kerntechnik, 5 (1966) S. 208-10
KfK-Bericht 469

Müller, A., Smidt, D. et al.
Referenzstudie für den 1000 MWe dampfgekühlten Schnellen Brutreaktor (D 1).
KfK-Bericht 392

Pönitz, W.
Wirkungsquerschnitte und Isomerenverhältnisse im Energiebereich von 10-100 keV.
Dissertation, T.H. Karlsruhe 1965

Schmidt, J.J.
Nuclear Data for Pu²³⁹ in the Energy Regions of Resolved and Unresolved
Resonances.
AEC-ENEA Seminar on the Evaluation of Neutron Cross Section Data, May 3-7,
1965, Brookhaven National Laboratory.
(Upton, N.Y.): BNL 1965.

Smidt, D., Frisch, W., Giordano, P., Heusener, G., Kessler, G., Krewer, K.H.,
Merk, W., Malmberg, T., Schönfeld, E.
Safety and Cost Analysis of a 1000 MWe Sodium Cooled Fast Power Reactor.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 33-45.
KfK-Bericht 398

Smidt, D., Sommer, W.
Application of the Vented Fuel Concept to a Sodium Cooled Power Breeder with
1000 MWe.
ANL-7120: Proceedings of the Conference on Safety, Fuels, and Core Design in
Large Fast Power Reactors, Argonne, Illinois, Oct. 11-14, 1965, S. 130-35.
KfK-Bericht 399

1965-4

Wirtz, K.

Conclusions Concerning the Future Utilization of Nuclear Energy in Europe.
KfK-Bericht 359

Wirtz, K.

Evolution of Organizations and Programs in the Field of Atomic Energy in the
Federal Republic of Germany.
KfK-Bericht 351

Zaleski, C.P., Smidt, D.

Studies of Large Fast Reactors in France and West Germany.
Vortrag auf der ANS-Tagung "Fast Reactor Technology", Detroit, 26.-28. April
1965, ANS-100 (1965) S. 275-94.

1966

Audoux, M., Caldarola, L., Giordano, P., Rohrbacher, H., Russel, C.
The Balanced Oscillator Tests in SEFOR - Manual and Automatic Control
Internat. Conf. on Fast Critical Experiments and their Analysis.
Argonne Nat. Lab., Argonne, Ill., Oct. 10-13, 1966.
KfK-Bericht 650, EUR 3686 e

Arai, A., Mießner, H., Beckurts, K.H.
Measurements of Effective (Self-shielded) Neutron Cross-Sections by a Fast Pulsed Method.
Nuclear Science and Engineering, 26 (1966) S. 573-75.
KfK-Bericht 540

Barleon, L., Bayer, A., Burkart, K., Fieg, G., Kuhn, D., Kußmaul, G., Meister, H., Seufert, Stegemann, D., Werle, H., Brückner, C.
Evaluation of Reactor Physics Experiments on the Coupled Fast-Thermal Argonaut Reactor STARK.
Internat. Conf. on Fast Critical Experiments and their Analysis.
Argonne Nat. Lab., Argonne, Ill., Oct. 10-13, 1966.
KfK-Bericht 482

Bayer, A., Seufert, H., Stegemann, D.
Special Experimental Techniques Developed Recently for Application in Fast Zero Power Assemblies.
Internat. Conf. on Fast Critical Experiments and their Analysis.
Argonne Nat. Lab., Argonne, Ill., Oct. 10-13, 1966.
KfK-Bericht 474

Böhm, H., Dienst, W., Hauck, H., Laue, H.J.
Abhängigkeit des Bestrahlungsverhaltens einer aushärtbaren Ni-Cr-Fe-Legierung vom Ausscheidungszustand.
Journal of Nuclear Materials, 20 (1966) S. 87.
KfK-Bericht 478

Böhm, H., Dienst, W., Hauck, H., Laue, H.J.
Irradiation Effects on the Mechanical Properties of Vanadium-base Alloys.
ASTM-Special Technical Publication (im Druck)

Böhm, H., Hauck, H.
Einfluß einer Phasenumwandlung auf das Auftreten der Hochtemperaturversprödung nach Neutronenbestrahlung.
Journal of Nuclear Materials, 21 (1967) S. 112
KfK-Bericht 536

Böhm, H., Mir, F.
Über das Auftreten einer ausgeprägten Streckgrenze in Vanadin-Legierungen.
Journal of the Less-Common Metals, 11 (1966) S. 408
KfK-Bericht 524

Böhm, H., Schirra, M.
Untersuchungen über das Zeitstand- und Kriechverhalten binärer und ternärer Vanadin-Legierungen.
Journal of the Less-Common Metals, 12 (1967) S. 280-93.
KfK-Bericht 581

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G.
The Influence of the Surface Quality on the Liquid Sodium Corrosion of Nickel Alloys.

IAEA Symposium on Alkali Metal Coolants - Corrosion Studies and System Operation Experience. Vienna, 28. Nov. - 2. Dec. 1966

Borgstedt, H.U.

Das Korrosionsverhalten der Nickelbasislegierung Inconel 625.

Werkstoffe und Korrosion, 17 (1966) S. 1027-33.

KfK-Bericht 535

Borgstedt, H.U., Hein, W.

Erscheinungen des Masse- und Wärme-Transports durch flüssiges Natrium an Nickel- und Molybdänlegierungen.

Werkstoffe und Korrosion, 18 (1967) S. 311-16.

Borgwaldt, H., Murley, T., Sanitz, D.

The Modal Synthesis of Rossi-Data for Moderator Reflected Fast Assemblies.

Internat. Symposium on Neutron Noise, Wave and Pulse Propagation, Gainesville, 14.2.1966.

KfK-Bericht 409

Braess, D., Böhm, H., Küsters, H., Thurnay, K.

Untersuchung zum Problem der zweiten Exkursion bei schnellen Reaktoren.

AED-Conf. 66-100-10.

Braess, D., Froelich, R., Jansen, A., Küsters, H., Schroeter, K.

The Calculation of Large Fast Reactors.

British Nuclear Energy Society. London Conference on Fast Breeder Reactors, 17-19 May 1966.

KfK-Bericht 620.

EUR 3689 e.

Caldarola, L.

Analysis of Reactor Power Excursions by Means of Solutions with Asymptotic Expansions.

Nukleonik, 9 (1967) S. 129-38.

Caldarola, L., Pflasterer, R.

SEFOR Task 1.1 Topical Report Vd. II.

GEAP 5092 (1966)

Caldarola, L., Noble, L., Pflasterer, G.R., Wilkinson, C.D.

Recent Developments in the SEFOR Experimental Program.

Internat. Conf. on Fast Critical Experiments and their Analysis.

Argonne Nat. Lab., Argonne, Ill., Oct. 10-13, 1966.

KfK-Bericht 649

Caldarola, L., Russel, C.

The Second Balanced Oscillator Experiment

Nukleonik, 9 (1967) S. 323-29

Caldarola, L., Tavosanis, M.

Design Criteria and Preliminary Calculations of SEFOR Second and Third Cores.
KfK-Bericht 467

Cierjacks, S., Forti, P., Kropp, L., Unseld, H.

The Sector Focused Cyclotron as a Powerful Tool for Fast Neutron Time-of-Flight Research.

Conf.-660925: Intense Neutron Sources, Santa Fe, W. M., 19-23 September 1966,
S. 589-98

Dalle Donne, M.

A New Simple Method of Estimating the Liquid Superheat due to Surface Conditions in Nucleate Boiling and its Application to Sodium.

Nukleonik, 8 (1966) S. 133

KfK-Bericht 425.

Durand-Smet, R.

Theoretische Überlegungen für den Aufbau von Mehrzonencoren in schnellen, kritischen Anordnungen zur Messung der Na-void-Koeffizienten.

Tagung des Deutschen Atomforums, Kiel, Apr. 1966

AED-Conf. 66-100-3.

Engelmann, P.

Physikalische Aufgaben der Schnellen Null-Energie Anordnung Karlsruhe, SNEAK.
Atomwirtschaft, 12 (1967) S. 186-90.

Engelmann, P., Bickel, W., Däunert, U., Habermann, F.W.A., Velze, van, P.L., Walze, H., Wittek, G.

Construction and Experimental Equipment of the Karlsruhe Fast Critical Facility, SNEAK.

KfK-Bericht 471

Engelmann, R., Böhme, R., Bruhn, G., Durand-Smet, R., Foell, W.K., Habermann, F.W.A., Schröder, R., Wintzer, D.

Initial Experiments in the Karlsruhe Fast Critical Facility, SNEAK.

KfK-Bericht 472

Erbacher, F., Radtke, F.

Die Entwicklung von Dampfgebläsen für dampfgekühlte Reaktoren.

KfK-Bericht 545.

Fischer, E.A.

Interpretation of Doppler Coefficient Measurements in Fast Critical Assemblies.

KfK-Bericht 473.

Fischer, E.A., Keller, K.

Einfluß der Entmischung von oxydischem Brennstoff auf den Verlauf von Leistungsexkursionen in schnellen Reaktoren, die durch den Dopplerkoeffizienten abgefangen werden.

Nukleonik, 8 (1966) S. 471-80.

KfK-Bericht 532

Frisch, W., Schönfeld, E.

Rechenprogramme für Dynamik und Stabilität eines schnellen Leistungsreaktors.
KfK-Bericht 465

Froelich, R., Ott, K.

Einfluß von Festkörpereigenschaften auf die Berechnung des Dopplerkoeffizienten.

Nukleonik, 8 (1966) S. 137

Gilboy, W.B., Knoll, G.F.

The Fission Cross-Sections of Some Plutonium Isotopes in the Neutron Energy Range 5 - 150 keV.

IAEA Conf. on Nucl. Data-Microscopic Cross Sections and Other Data Basic for Reactors. Paris, 17.-21. Oct. 1966. KfK-Bericht 450

Gilboy, W.B., Knoll, G.F.

Absence of Structure in the Fission Cross-Section of U^{235} in the Neutron Energy Range 380 - 620 keV.

Physics Letters, 21 (1966) S. 432

Glauner, H.W., Pflasterer, G.R., Momberger, J.F.

In-core Instrumentation and Fast Digital Data Acquisition for the SEFOR Nuclear Test Reactor.

IEEE Transactions on Nuclear Science, NS-14, 1 (1967) S. 293-99

Götzmann, D., Thümmel, F.

Vergleich der Verträglichkeit der Kernbrennstoffe UN, UC und UO_2 mit Metallen.

KfK-Bericht 435

Grümm, H., Gupta, D., Häfele, W., Jansen, P., Recker, M., Schmidt, W., Seetzen, J.

Ergänzendes Material zum Bericht "Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland" (KfK-366)

KfK-Bericht 466

Gupta, D., Jansen, P., Seetzen, J.

Zur Plutonium-Versorgung der deutschen Schnellbrüterprototypreaktoren.

Atomwirtschaft, 11 (1966) S. 310

Gupta, D.

Brennstoffzyklusindustrie in einer expandierenden Kernwirtschaft.

Atomwirtschaft, 12 (1967) S. 206

Hoang, Y.S.

Struktur-Ausdehnungs- und Verbiegungseffekte im schnellen Reaktor. Teil 1: Theoretischer Teil. Teil 2: Programmbeschreibung. Teil 3: Anwendung auf den Na-1-Reaktor.

KfK-Bericht 539.

Hoffmann, H.J.

Heat Transfer in Seven Rod Clusters. Part II. A Discussion of the Observed Heat Transfer Performance.

GEER-5306 (1966).

Hoffmann, H.J., Miller, Sozzi, Sutherland
Heat Transfer in Seven Rod Clusters. Part I. Influence of Linear and Spacer
Geometry on Superheat Fuel Performance.
GEAP-5289 (1966).

Karsten, G., Kummerer, K.
Some Results on the Development of a Fast Reactor Fuel Element.
BNES. London Conf. on Fast Breeder Reactors 17-19 May 1966. P. 4B/2.
KfK-Bericht 575.

Kiefhaber, E.
Neutronenphysikalische Untersuchungen zu dampfgekühlten schnellen Brutreak-
toren.
AED-Conf. 66-100-13.

Kramer, W., Will, H.
Brüter-Versuchshüllrohre für Bestrahlungsexperimente; meß- und fertigungstech-
nische Probleme.
Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 9 (1967) S. 285-88.

Küchle, M., Mitzel, F., Werle, H.
Measurements of Neutron Spectra and Decay Constants with the Fast Subcritical
Facility SUAK.
Internat. Conf. on Fast Critical Experiments and their Analysis.
Argonne Nat. Lab., Argonne, Ill. Oct. 10-13, 1966.

Küsters, H., Lieber, K.
Heterogenitätseffekte von schnellen kritischen Anordnungen.
AED-Conf. 66-100-9.

Metzenroth, M.
Contribution to the International Comparison of the Calculated and Measured
Parameters of a Plutonium-fueled, Soft Spectrum-Critical Assembly.
Internat. Conf. on Fast Critical Experiments and their Analysis.
Argonne Nat. Lab., Argonne, Ill., Oct. 10-13, 1966.

Meißner, H., Arai, E.
Zur Absolutmessung von effektiven Neutronenwirkungsquerschnitten mit einer
schnellen gepulsten Anordnung.
Nukleonik, 8 (1966) S. 428-35
KfK-Bericht 540

Müller, R.A., Hofmann, F., Kiefhaber, E., Smidt, D.
Design and Evolution of a Steam Cooled Fast Breeder Reactor of 1000 MWe.
BNES. London Conf. on Fast Breeder Reactors, 17-19 May 1966.

Pönitz, W., Knoll, G.F.
A Measurement of the U^{235} Fission Cross Section at 30 and 64 keV.
Journal of Nuclear Energy, 21 (1967) S. 643-52.

Rohr, G., Friedland, E., Nebe, J.
High-Resolution Cross Section Measurements for Some Fast Reactor Structural
Materials in the keV Energy Range.
IAEA Conf. on Nucl. Data-Microscopic Cross Sections and Other Data Basic for
Reactors, Paris, 17.-21. Oct. 1966.
KfK-Bericht 452.

1966-6

Schmidt, J.J.

Neutron Cross Sections for Fast Reactor Materials, Part I.
KfK-Bericht 120.

Seifritz, W., Stegemann, D., Väh, W.

Two Detector Cross Correlation Experiments in the Fast-Thermal Argonaut Reactor STARK.

Internat. Symposium on Neutron Noise, Waves and Pulse Propagation, Gainesville, 14.2.1966.

KfK-Bericht 413

Seufert, H., Stegemann, D.

A Method for the Absolute Determination of ^{238}U -Capture Rates in Fast Zero Power Reactors.

Nuclear Science and Engineering, 28 (1967) S. 277-85.

Wagner, H., Sundermann, H.

Analytische Anwendung von Festelektrolyten zur Sauerstoffbestimmung.

Analytikertagung, Lindau 1966 (13.-16. April 1966).

Zeitschrift für analytische Chemie, 222 (1966) S. 217-24.

KfK-Bericht 527.

1967

Amendola, A., Giordano, P.

Probable gain due to temperature measurements in power reactors based on hot channel probability analysis.

Externer Bericht 8/67-11

Audoux, M., Caldarola, L., Giordano, P., Rohrbacher, H.

Automatic Control System for Balanced Oscillator Tests.

KfK-Bericht 667

EUR 3700 e

Bachmann, H., Huschke, H., Kiefhaber, E., Krieg, B., Küsters, H., Metzenroth, M., Siep, I., Wagner, K., Woll, D.

The Group Cross-Section Set KfK-SNEAK. Preparation and Results.

IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at Karlsruhe, Oct.30.-Nov.3., 1967. SM 101/12

KfK-Bericht 628

EUR 3672 e

Bähr, W., Dippel, Th.

Über die Auflösung von PuO₂-haltigen Brüterbrennstoffen in Salpetersäure für wäßrige Wiederaufbereitung nach dem Purex-Verfahren.

KfK-Bericht 673

EUR 3704 d

Barleon, L., Bayer, A., Böhme, R., Böhnel, K., Burkart, K., Chou, J.C., Engelmann, P., Fieg, G., Habermann, F.W.A., Kuhn, D., Mayer, W., Metzenroth, M., Raberain, A., Seufert, H., Stegemann, D., Velze, van, P.L., Walze, H., Werle, H., Wintzer, D.

Physics Investigations of a 670 l Steam Cooled Fast Reactor System in SNEAK, Assembly 3A-1.

IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at Karlsruhe, Oct.30-Nov.3, 1967. SM 101/11.

KfK-627,

EUR 3671e.

Barleon, L., Bayer, A., Brückner, Ch., Burkart, K., Kuhn, D., Kußmaul, G., Meister, H., Stegemann, D.

Untersuchungen an der Ladung 2 des Schnell-Thermischen Argonaut-Reaktors STARK.

KfK-Bericht 592.

Barleon, L., Böhme, R., Böhnel, K., Edelmann, M., Engelmann, P., Fieg, F., Habermann, F.W.A., Kuhn, D., Mayer, W., Seifritz, W., Stegemann, D., Velze, van, P.L., Walze, H., Werle, H.

Comparison of Measurements in SNEAK-1 and ZPR 3-41.

IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at Karlsruhe, Oct.30-Nov.3, 1967. SM 101/8

KfK-Bericht 626

EUR 3670 e

Barleon, L., Brückner, Chr., Burkart, K., Fieg, G., Kuhn, D., Kußmaul, G., Meister, H., Seufert, H., Stegemann, D., Werle, H.
Untersuchungen an den Ladungen 3 und 4 des Schnell-Thermischen Argonaut-Reaktors STARK.
KfK-Bericht 668
EUR 3701 d

Baumgärtner, F.
Die wäßrige Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen besonders mit hohem Plutoniumgehalt.
KfK-Bericht 709
EUR 3724 d

Baumgärtner, F., Ochsenfeld, W., Roth, B., Finsterwalder, L.
Das Verhalten hoher Plutoniumkonzentrationen im Purex-Prozeß und die Entwicklung Schneller Extraktoren zur Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen.
KfK-Bericht 652
EUR 3683 d

Baumgärtel, G., Ochsenfeld, W., Schmieder, H.
Die Verteilung der Metallnitate im System $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4\text{-UO}_2(\text{NO}_3)_2\text{-HNO}_3/\text{TBP-Dodecan}$.
KfK-Bericht 680
EUR 3707 d

Beißwenger, H., Blank, H., Boorn, van den, H., Geithoff, D., Häfele, W., Kämpf, H., Karsten, G., Kummerer, K., Laue, H.J., Leistikow, S.
Die Entwicklung von Brennelementen schneller Brutreaktoren.
KfK-Bericht 700
EUR 3713 d

Beißwenger, H., Bober, M., Schumacher, G.
Thermal Diffusion in $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ Mixtures.
Proceedings of a Symposium, on the Use of Plutonium as a Reactor Fuel.
Held by the IAEA in Brussels, 13-17 March, 1967. Vienna: IAEA 1967. S. 273-82

Benndorf, K.
Ein Fortranprogramm zur Berechnung der Abmessungen und Zusammensetzung eines Zweizonen-Cores.
Externer Bericht 8/67-9.

Benndorf, K., Gupta, D., Häfele, W., Heusener, G., Jansen, P.
Variation einiger wichtiger Reaktorparameter beim natriumgekühlten 1000 MWe Schnellen Brüter zur Untersuchung der Brennstoffkosten und des Brennstoffbedarfs.
Atomwirtschaft, 12 (1967) S. 212-15
KfK-Bericht 568

Bickel, W., Engelmann, P., Häfele, W., Wittek, G.
Safety Considerations for the Karlsruhe Fast Critical Facility SNEAK.
International Conf. on the Safety of Fast Reactors, Aix-en-Provence, 19.-22.9.1967

1967-3

Bickel, W., Engelmann, P., Walze, H., Wittek, G.
Operational Characteristics and Related Design Features of SNEAK.
IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at
Karlsruhe, Oct.30-Nov.3, 1967. SM 101/6
KfK-Bericht 632
EUR 3676 e.

Bluhm, H., Fieg, G., Lalovic, M., Stegemann, D., Wattedamps, E., Werle, H.
Fast-Reactor Spectrum Investigations on the Facilities SUAK and SNEAK at
Karlsruhe.
Transactions of the American Nuclear Society, 10 (1967) S. 576

Böhm, H., Hauck, H., Hess, G.
Untersuchungen über die Hochtemperaturversprödung nach Neutronenbestrahlung von
16/13-CrNi-Stählen.
Journal of Nuclear Materials, 24 (1967) S. 198-209
KfK-Bericht 712

Böhm, H., Schneider, H.
Über das Zeitstand- und Kriechverhalten von austenitischen Chrom-Nickel-Stählen
in Gegenwart von Natrium.
Journal of Nuclear Materials, 24 (1967) S. 188-97
KfK-Bericht 713

Bojarsky, E.
Helium-Kreislaufanlage für Bestrahlungsversuche mit Brennstoffstäben im FR 2,
Karlsruhe.
Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 10 (1968) S. 344-50

Borgstedt, H.U.
Beobachtung eines Transports von Kohlenstoff durch flüssiges Natrium von un-
stabilisiertem zu stabilisiertem Edelstahl.
Corrosion Science, 8 (1968) S. 405-12

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G.
Korrosionsuntersuchungen an Reaktorwerkstoffen in strömender Natriumschmelze
bei hohen Temperaturen.
Werkstoffe und Korrosion, 18 (1967) S. 894-97

Braess, D., Küsters, H., Thurnay, K.
Improvement in Second Excursion Calculations.
Proceedings of the International Conference on Safety of Fast Reactors,
CEA, Aix-en-Provence, Sept. 19-22, 1967

Bumm, H., Liepelt, H.
Formen und Verdichten von Pulvern durch Beschleunigen mit Hochenergieimpulsen.
2. Europäisches Symposium über Pulvermetallurgie, Stuttgart, vom 8.-10.Mai
1968. S. 1-14

Bumm, H., Liepelt, H.
Über die beim Verdichten keramischer Pulver auftretenden Erscheinungen, insbe-
sondere die Zerkleinerungs-Vorgänge.
Berichte der Deutschen Keramischen Gesellschaft

Bumm, H., Thümmler, F., Weimar, P.

Isostatisches Heißpressen, ein neues Verdichtungsverfahren der Pulvermetallurgie.

Berichte der Deutschen Keramischen Gesellschaft, 45 (1968) S. 406-12, KfK-Bericht 708

Cramer, M.

Übersicht über gebaute und entworfene Na/Na-Zwischenwärmetauscher und Na/H₂O-Dampferzeuger.

Externer Bericht 8/67-3.

Cramer, M., Albrecht, W., Brandt, F., Bühne, Th., Schaal, M., Steinmüller, L.u.C.

Studie über einen 527 MW_{th} natriumbeheizten Dampferzeuger und einen 98 MW_{th} natriumbeheizten Zwischenüberhitzer.

KfK-Bericht 654.

Dalle Donne, M., Eisemann, E., Wirtz, K.

Some Considerations on Gas Cooling for Fast Breeders.

KfK-Bericht 595

Dalle Donne, M., Kallfelz, J., Kühle, M.

Some Aspects of the Feasibility of a 10¹⁶-Flux Reactor.

KfK-Bericht 579.

Dalle Donne, M., Meerwald, E.

Heat Transfer in an Annulus with Large Temperature Differences between Wall and Coolant Gas.

Symposium on Heat Transfer in High Pressured Gases, London, March 9-10, 1967, 181, Part 3 I (1966-67).

Dalle Donne, M., Wirtz, K.

Gas Cooling for Fast Breeders.

Transactions of the American Nuclear Society, 10 (1967) S. 649,

KfK-Bericht 689.

Dalle Donne, M., Wirtz, K.

Gas Cooling for Fast Breeders.

III. FORATOM Congress, London, April 24-26, 1967. Industrial Aspects of a Fast Breeder Reactor Programme.

Transaction of the American Nuclear Society, 10 (1967) S. 649

Dippel, Th., Walther, K.H.

Herstellung von Brennelementen zur Bestrahlung im EFFBR.

I. Brennstoffherstellung.

KfK-Bericht 564

Dorner, S., Reiß, F., Schretzmann, K.

Experimentelle Untersuchungen an Natrium-gefüllten Heat Pipes.

KfK-Bericht 512.

Edelmann, M., Murley, T.E., Stegemann, D.
Investigation of Prompt Neutron Kinetics in the Fast-Thermal Argonaut-Reactor STARK by Noise Analysis.
ANS Proceedings of the Conference on Coupled Reactor Kinetics, 1967, S. 390
KfK-Bericht 522.

Engelmann, P.
Schnelle Brutreaktoren mit Natrium- und Dampfkühlung.
Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 9 (1967) S. 111-17

Erbacher, F., Frisch, W., Hübschmann, W., Malang, S., Ritz, L., Woite, G.
Parametric Studie of the Dynamic Behaviour and Stability of a Steam-Cooled Fast Reactor with an Integrated Coolant Cycle.
IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, Karlsruhe, 30.Oct.-3.Nov. 1967. SM 101/18
KfK-Bericht 637
EUR 3681 e

Erbacher, F., Frisch, W., Hübschmann, W., Ritz, L., Woite, G.
The Safety of Steam-Cooled Fast Reactors as Influenced by the Design and Arrangement of their Components.
Conférence internationale sur la sureté des réacteurs à neutrons rapides, Aix-en-Provence du 19 au 22 Sept., 1967. Paper IV-B/2
KfK-Bericht 655
EUR 3688 e

Fischer, M., Häfele, W.
Occurrence of shock waves in two-phase flow.
Symposium on the dynamics of two-phase flow, Eindhoven, Sept. 1967.

Foell, W.K.
Heterogeneity Effects in SNEAK Doppler Loop Measurements.
KfK-Bericht 507.

Frisch, W., Heller, F., Hübschmann, W., Malang, S., Müller, A., Schikarski, W., Smidt, D., Woite, G.
Safety Aspects of Steam Cooled Fast Breeder Reactors.
Conférence internationale sur la sureté des réacteurs à neutrons rapides, Aix-en-Provence du 19 au 22 Sept. 1967. Paper IV-B/3
KfK-Bericht 613

Frisch, W., Hofmann, F., Kiefhaber, E., Moers, H., Schramm, K., Smidt, D., Spilker, H.
System Analysis of a Fast Steam-Cooled Reactor of 1000 MWe.
IAEA-Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at Karlsruhe, 30.Oct.-3.Nov. 1967. SM 101/10
KfK-Bericht 636
EUR 3680 e

Frisch, W., Woite, G.
Analogrechenmodell für dampfgekühlte schnelle Reaktoren mit Direktkreislauf.
KfK-Bericht 657.
EUR 3693 d

1967-6

Gast, K.

Schnelle Reaktoren in Betrieb, Bau und Planung. Bericht über die Tagung der ANS in San Francisco.

Atomwirtschaft, 12 (1967) S. 481-82.

Gast, K., Schikarski, W.

Containment of a Large Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor.

Symposium on the Containment and Siting of Nuclear Power Plants, Wien, 3-7 Apr. 1967.

KfK-Bericht 547.

Gast, K., Schlechtendahl, E.G., Benndorf, K., Bönisch, G., Cramer, M., Eggers, B., Frisch, W., Heusener, G., Hoang, Y., Hornyik, K., Keiper, P., Merk, W., Rottler, K., Schönfeld, E., Smidt, D., Heller, F., Karsten, G., Keller, K., Kummerer, K., Laue, H.J., Schikarski, W., Braess, D., Thurnay, K.

Schneller Natriumgekühlter Reaktor Na 2.

KfK-Bericht 660

EUR 3706 d

Geithoff, D., Karsten, G., Kummerer, K.

Irradiation Performance of Fast Reactor Fuels.

Plutonium Fuels Technology, Oct. 4-6, 1967. Phoenix, Ariz.: AIME 1967.

KfK-Bericht 662

EUR 3698 e

Gmelin, W., Seetzen, J.

Experience with Network Analysis and its Further Development for the Purpose of Planning Objectives and Time Scheduling within the Framework of the Karlsruhe Fast Breeder Project.

KfK-Bericht 593.

Groß, R., Borgstedt, H.U.

Elektronenmikroskopische Untersuchungen von durch flüssiges Natrium von 600 °C an austenitischen Edelstählen und Nickellegierungen hervorgerufenen Korrosionserscheinungen.

Werkstoffe und Korrosion, 18 (1967) S. 777-82.

Gupta, D.

Überwachung der friedlichen Atomtechnik - Nichtverbreitung von Kernwaffen.

Witten: Eckart (1968).

Gupta, D., Häfele, W.

The Principle of Instrumented Safeguards and the Related Development Programme.

IAEA, Panel of Safeguards Techniques, Vienna, 21-25 August 1967

Gupta, D., Häfele, W., Jansen, P., Seetzen, J.

Prospects of Plutonium Fueled Fast Breeders.

Plutonium as a Reactor Fuel, Proceedings of the Symposium...

13.-17. March, 1967, Brussels... Vienna: IAEA (1967) S. 817-35

KfK-Bericht 569

Gupta, D., Häfele, W., Jansen, P., Seetzen, J.

Economic Aspects of Nuclear Energy Production with Different Thermal and Fast Reactors and the Required Separative Work Capability.

KfK-Bericht 566

1967-7

Gupta, D., Häfele, W., Kummerer, K., Stegemann, D., Smidt, D., Seetzen, J.
Third FORATOM Congress, London, 24-26 April 1967.
Industrial Aspects of a Fast Breeder Reactor Programme.
German Contributions to Sessions I, II, III, IV, VI.
KfK-Bericht 546.

Gupta, D., Heller, F.
Estimates on Build-up and Activities of Fission-products from Fast Breeder
Reactors.
KfK-Bericht 722.

Gupta, D., Jansen, P.
Fuel Cycle Economics of Fast Breeders with Plutonium.
Plutonium as a Reactor Fuel, Proceedings of the Symposium...
13.-17. March, 1967. Brussels... Vienna: IAEA (1967) S. 779-94
KfK-Bericht 567

Gupta, D., Jansen, P., Seetzen, J.
Wirtschaftlichkeitsbetrachtungen zur Entwicklung Schneller Brutreaktoren.
Chemie-Ingenieur-Technik, 40 (1968) S. 413-24

Häfele, W.
The German Fast Breeder Program.
IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems,
held at Karlsruhe, Oct.30-Nov. 3, 1967. SM 101/5
KfK-Bericht 634
EUR 3678 e

Häfele, W., Heller, F., Schikarski, W.
The Principle of Double Containment and the Behaviour of Aerosols in its
Relation to the Safety of Reactors with a High Plutonium Inventory.
KfK-Bericht 669
EUR 3702 e

Häfner, H.
Bestrahlung von Brennstäben in instrumentierten Blei-Wismut-Kapseln.
Irradiation of fuel pins in instrument-equipped lead-bismuth capsules.
Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 10 (1968) S. 136-41
KfK-Bericht 780

Hoffmann, W., Diefenbacher, W.
Wiederaufarbeitung von bestrahltem Kernbrennstoff aus schnellen Brutreaktoren
in der WAK. - Eine Studie über Möglichkeiten zur Anpassung der WAK. -
Externer Bericht 9/67-1

Hutchins, B.A., Ott, K.
An Analysis of Errors Involved in the Sub-Prompt Critical Transient Experiments
in SEFOR.
KfK-Bericht 578

Hwang, R.N., Ott, K.
Comparison and Analysis of Theoretical Doppler-Coefficient Results for Fast
Reactors.
ANL-7269 (1966)

Jansen, P.

"BAKO" - Ein Programm zur Kosten- und Strategieberechnung bei Brüterkraftwerken nach der Barwertmethode.

KfK-Bericht 644

EUR 3705 d

Jansen, A., Gupta, D.

Transuranium Element Build-up in Fast Reactors and its Effect on Fuel Cycle.

KfK-Bericht 681

Kadlec, J., Pfrommer, V.

Abschätzung der optimalen Anzahl der Gitterabstandshalter für Na-2-Subassembly.

Externer Bericht 8/67-2

Kämpf, H.

Allgemeine Spaltgleichung für den Wärmedurchgang Brennstoff-Hülle in Kernbrennelementen mit Tablettenbrennstoff.

KfK-Bericht 604.

Kanellakopulos, B., Parthey, H.

Untersuchungen zur chlorierenden Aufarbeitung von Brennelementen.

III. Die Chlorierung von UO_2 - PuO_2 -Sintertabletten und Trennung des $PuCl_3$ vom UCl_4 durch Vakuumsublimation.

KfK-Bericht 710

Karsten, G., Dippel, Th., Laue, H.J.

Fabrication of Fast Reactor Fuel Pins for Test Irradiations.

KfK-Bericht 577

Karsten, G., Kummerer, K., Kämpf, H., Laue, H. (Bauer, A.)

Program, Pin Design and Specifications for Fuel Irradiation Experiments in the Enrico Fermi Fast Breeder Reactor.

KfK-Bericht 586.

Kiefhaber, E.

Reactivity Coefficients of Steam-Cooled Fast Breeders.

IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at Karlsruhe, Oct.30-Nov.3., 1967. SM 101/15

KfK-Bericht 629

EUR 3673 e

Kirsch, D.

Transportflasche für Subassemblies für das Projekt eines natriumgekühlten schnellen Brutreaktors.

Diplomarbeit, Univ. Karlsruhe 1967.

Kleefeld, K., Lang, W.

Experimentelle Bestimmung der Spannungskonzentration am Rippencanning.

Externer Bericht 8/67-1.

Klippel, H.Th.

Control Rod Calculations for the Steam-Cooled Fast Breeder Reactor D-1.

Diplomarbeit, T.H. Amsterdam 1967

KfK-Bericht 792

EUR 3961 e

1967-9

Kramer, W., Schmidt, L., Will, H.
Bestrahlungseinrichtung zur Hüllmaterialuntersuchung für schnelle
Brutreaktoren.

Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 9 (1967) S. 499-502

Krebs, L.

Die Stabilität von starr zurückgeführten Regelstrecken ohne Ausgleich am
Beispiel eines dampfgekühlten Reaktors.

KfK-Bericht 656

EUR 3691 d

Kummerer, K.

Production Cost Parameter Analysis for Fast Reactor Fuel Elements.

Plutonium as a Reactor Fuel. Proceedings on 13-17 March 1967, Brüssels.

Wien: IAEA 1967, S. 691-705

KfK-Bericht 576

Kummerer, K.

Central Station Fast Breeder Reactor Plutonium Fuel Requirements.

Plutonium Fuels Technology, Oct. 4.-6., 1967 Phoenix, Ariz.

Phoenix, Ariz.: AIME 1967

KfK-Bericht 661

Kummerer, K., Gupta, D.

Brennstoff-Fabrikation und -Wiederaufbereitung:

Deutscher Bericht zur Sitzung II.

Third FORATOM Congress, London, 24.-25. April 1967 - Industrial Aspects of a
Fast Breeder Reactor Programme.

Atomwirtschaft, 12 (1967) S. 603-04

Lindner, L., Baeckmann, v., A.

Verfahren zur chemisch-analytischen Bestimmung von Plutonium und Uran in
oxydischen Kernbrennstoffen.

KfK-Bericht 701

Mayer, L.

Blanketoptimierung am Beispiel eines dampfgekühlten schnellen Brutreaktors.

Nukleonik, 11 (1968) S. 193-201

Mühlhäuser, D.

Zur Entwicklung eines vollhydraulisch betriebenen und gesteuerten Regel- und Ab-
schaltsystems für wasser- bzw. dampfgekühlte Kernreaktoren.

KfK-Bericht 665

Peppler, W., Schlechtendahl, E.G., Schulheiß, G.F., Smidt, D.

Sodium Boiling and Fast Reactor Safety.

Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs à neutrons rapides,
Aix-en-Provence du 19 au 22 Sept. 1967.

KfK-Bericht 612.

Pluta, P.R., Hübschmann, W.G., Lill, G.W.

Kinetics of Coupled Thermal-Fast Spectrum Power Reactors.

Symposium on Coupled Reactors Kinetics, College Station, Tex.,

Texas A u. M University, 23.-24. Jan. 1967.

1967-10

Pönitz, W.P., Kompe, D., Menlove, H.O., Beckurts, K.H.
Some New Measurements and Renormalization of Neutron Capture Cross Section Data
in the keV Energy Range.

IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at
Karlsruhe, Oct. 30.-Nov.3, 1967. SM 101/9
KfK-Bericht 635

Pönitz, W.P., Menlove, H.O.,
Absolute Radiative Capture Cross Section for Fast Neutrons in U^{238} . Nuclear
Science and Engineering, 33 (1968) S. 24-30

Scheibe, W.
Elektronenstrahlschweißungen an Brennelementen mit UO_2 - PuO_2 .
Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 9 (1967) S. 148-51.

Schlechtendahl, E.G.
Sicherheitsaspekte Schneller Reaktoren.
VDI-Nachrichten, 21 Nr. 25 (1967) S. 1

Schlechtendahl, E.G.
Die Ejektion von Natrium aus Reaktorkühlkanälen.
Nukleonik, 10 (1967) S. 270-74.

Schlechtendahl, E.G., Cramer, M., Gast, K., Heusener, G., Merk, W., Schikarski,
W., Schönfeld, E., Smidt, D.
Safety Features of a 300 MWe Sodium Cooled Fast Breeder Reactor (Na 2).
Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs à neutrons rapides,
Aix-en-Provence du 19 au 22 Sept. 1967. Paper VI/2
KfK-Bericht 611

Schmidt, J.J.
Einführung in KfK-Bericht 120, Neutron Cross Sections for Fast Reactor
Materials. Band I: Evaluation.
EANDC (E) 78 "U".

Schneider, H., Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G.
Der Einfluß des Calciumgehaltes im Natrium auf die Korrosion von reinem Vanadin
und der Legierung V-10 Gew.% Ti.
Journal of Nuclear Materials, 25 (1968) S. 347-49.

Schönfeld, E., Merk, W.
Unfalldynamische Untersuchungen an Kühlkreisläufen schneller Brutreaktoren.
5. Internat. Congress of AICA, Lausanne, Sept. 1967

Schröder, R.
Zur Simulation von Spaltprodukten in schnellen kritischen Anordnungen.
Nukleonik, 10 (1967) S. 18-27.

Schultheiß, F.G.
Zum Mechanismus von Einzelblasenejektionen in überhitzten Flüssigmetallen.
KfK-Ext. 8/67-7

Seufert, H.

Untersuchung des Dopplereffektes in schnellen Neutronenspektren nach neuen experimentellen Methoden.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1967

Seufert, H., Stegemann, D.

Energy and Temperature Dependent Capture Measurements below 30 keV Supporting Doppler Effect Calculations.

IAEA Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems, held at Karlsruhe, Oct. 30.-Nov. 3, 1967. SM 101/17

KfK-Bericht 631

Smidt, D.

Industrielle Aspekte eines Programms für schnelle Brutreaktoren.

Bericht über den III. FORATOM-Kongreß in London.

I. Ergebnisse und Schwerpunkte des Kongresses.

Atomwirtschaft, 12 (1967) S. 373-76

Spilker, H.

Ein FORATOM-Programm zur Auslegung von natriumbeheizten Dampferzeugern.

KfK-Bericht 715.

Stegemann, D.

Europäische Schnellreaktor-Experimentierprogramme und ihre zukünftige Entwicklung.

III. FORATOM Congress, London, April 24-26, 1967. Industrial Aspects of a Fast Breeder Reactor Programme.

Steller, P., Spilker, H.

Detailstudie über einen heliumbeheizten Dampferzeuger mit 400 MW thermischer Leistung.

KfK-Ext. 8/67-5

Wattecamps, E.D.A.

On Neutron Spectra Measurements by the Time-of-Flight Method and Neutron Spectrum Calculation of the Fast Subcritical Assembly SUAK.

Dissertation, Univ. Gent 1967

Wirtz, K.

Gas Cooling for Fast Breeders.

III. FORATOM Congress, London, April 24-26, 1967. Industrial Aspects of a Fast Breeder Reactor Programme. Discussion.

Yiftah, S., Schmidt, J.J., Craner, M., Segev, M.

Basic Nuclear Data for the Higher Plutonium Isotopes.

Proceedings of a Symposium on Fast Reactor Physics and Related Safety Problems. Held by the IAEA in Karlsruhe, Oct. 30-Nov. 3, 1967. Vienna: IAEA 1968. Vol. I,

S. 123-49. SM 101/21.

Zimmermann, H.

Strahlendosisleistung des wiederaufgearbeiteten Na-1-Brüterbrennstoffes.

KfK-Bericht 603.

1968

Amendola, A.

A Statistical Method for Evaluation of Hot Channel Factors in Reactor Design.
KfK-Bericht 843
EUR 3979 e

Baeckmann, v., A., Gmelin, W., Gupta, D., Häfele, W.

Fissile Material Flow Control at Strategic Points in a Reprocessing Plant.
KfK-Bericht 801

Bähr, W.

Das Verhalten von oxidischen Brennstoffen und Spaltprodukten beim Eindringen von metallischem Natrium durch defektes Hüllenmaterial eines Brennelements.
KfK-Ext. 9/68-1.

Baumann, W.

Cross-Mixing by Natural Turbulence in Fuel Element Bundles.
Atomkernenergie, 14.Jg. (1969), 107-11.

Baumann, W., Casal, V., Hoffmann, H., Müller, R., Rust, R.

Brennelemente mit wendelförmigen Abstandshaltern für Schnelle Brutreaktoren.
KfK-Bericht 768

Baumann, W., Möller, R.

Experimentelle Untersuchung der Kühlmittel-Quervermischung an Vielstabbündeln mit wendelförmigen Abstandshaltern.
KfK-Bericht 807.

Baumgärtner, F.

Reprocessing Problems Associated with the Increasing Burn-up of Future Fuels.
KfK-Bericht 884.

Böhm, H.

Die Porenbildung in metallischen Werkstoffen durch Neutronenbestrahlung.
KfK-Bericht 838.

Böhm, H., Borgstedt, H.U.

Development of High-Strength Vanadium Base Alloys with Improved Corrosion Resistance in Cold-Trapped Liquid Sodium.
International Conference on Sodium Technology and Large Fast Reactor Design, 7.-9.11.1968, Argonne

Böhm, H., Ehrlich, K., Kramer, K.H.

Das Ausscheidungsverhalten der Nickel-Legierung Inconel 625.
Hauptversammlung d. Deutschen Gesellschaft f. Metallkunde, 5.-7.6.1968 in Hannover
Zeitschrift für Metallkunde, 60 Jg. 1969, S. 835-39.

Böhm, H., Hauck, H.

Investigation of the Influence of Cold-Working and Thermomechanical Treatment on the Radiation-Induced High-Temperature Embrittlement of Austenitic Steels.
Transactions of the ANS, 11 (1968) S. 482.

Böhm, H., Hauck, H., Laue, H.J.

Einfluß einer mechanisch-thermischen Vorbehandlung auf die Hochtemperaturver-
sprödung von Nickellegierungen nach Neutronenbestrahlung.
Metall, 22 (1968) S. 1192-96.

Böhme, R., Seufert, H.

Uranium Reaction Rate Measurements in the Steam-Cooled Fast Reactor SNEAK
Assembly 3A-2.
KfK-Bericht 811.

Borgstedt, H.U., Frees, G.

Untersuchung von Korrosionseffekten durch Natrium an Metallen der vierten und
fünften Nebengruppe.
Werkstoffe und Korrosion, 19 (1968) S. 862-69.

Borgstedt, H.U., Frees, G.

The Oxidation of Vanadium-Base Alloys by Liquid Sodium Containing Dissolved
Oxides in Temperatures from 500 to 600 °C.
Corrosion, 24 (1968) S. 209-13.

Borgstedt, H.U., Frees, G.

Innere Oxidation als Korrosionserscheinung durch flüssiges Natrium mit sehr
geringen Natriumoxidgehalten.
KfK-Bericht 879.

Borgstedt, H.U., Michael, I., Müller, St., Wittig, G.

Untersuchung der Spannungsrißkorrosion von austenitischen Stählen und Nickel-
legierungen.
KfK-Bericht 812.

Borgwaldt, H., Küsters, H., Kußmaul, G., Meister, H., Thurnay, K.

Reactor Dynamics Topics Recently Investigated at Karlsruhe.
KfK-Bericht 786.

Braess, D., Thurnay, K.

Theoretische Behandlung hypothetischer schwerer Unfälle bei schnellen Leistungs-
reaktoren.
KfK-Bericht 813.

Braun, H.

Radionuklidherstellung durch (n,p)- und (n, α)-Reaktionen mit schnellen Reaktor-
neutronen.

GDCh-Fachgruppentagung "Präparative Radiochemie" Lindau, 5.-6.9.1968.
AED-Conf. 1968/196

Brucklacher, D., Dienst, W., Thümmler, F.

Überlegungen zum Kriechen von UO₂ unter Neutronenbestrahlung.
KfK-Bericht 817.

Bumm, H., Liepelt, H.

Das isostatische Verdichten von Pulvern mit Drücken bis 15 000 at.
Jahrestagung der Deutschen Keramischen Gesellschaft, Baden-Baden, 17.-20.6.1968.

Casal, V., Waggott, R.

Der Einfluß geometrisch definierter Rauigkeiten auf Wärmeübergang und Druckabfall in längs durchströmten 7-Stab-Bündeln.

KfK-Bericht 806.

Cierjacks, S., Duelli, B., Forti, P., Kropp, L., Lösel, M., Nebe, J., Schweickert, H., Unseld, H., Kopsch, D.

Fast Neutron Time-of-Flight Spectrometer Used with the Karlsruher Isochronous Cyclotron.

Review of Scientific Instruments, 39 (1968) S. 1279-88

KfK-Bericht 959

Cierjacks, S., Forti, P., Kopsch, D., Kropp, L., Nebe, J.

High Resolution Total Fast Neutron Cross Sections on Some Non-Fissile Nuclei in the Energy Range $0,5 \leq E_n \leq 30$ MeV.

KfK-Bericht 840.

Cierjacks, S., Forti, P., Kopsch, D., Kropp, L., Nebe, J., Unseld, H.

High Resolution Total Neutron Cross-Sections between 0,5-30 MeV.

KfK-Bericht 1000.

Cramer, M.

Studie über einen 527 MWth natriumbeheizten Dampferzeuger und einen 98 MWth natriumbeheizten Zwischenüberhitzer.

(Bearb. v. VKW)

KfK-Ext. 8/68-1.

Cramer, M.

Studie über einen 1250 MWth Na/Na-Zwischenwärmetauscher.

(Bearb. v. Borsig AG., Berlin)

Externer Bericht 8/68-2.

Dalle Donne, M., Eisemann, E., Thümmler, F., Wirtz, K.

High Temperature Gas Cooling for Fast Breeders.

Proceedings of a symposium on advanced and high temperature gas cooled reactors, IAEA, Vienna 1968, SM 111/12

KfK-Bericht 841

EUR 3978 e.

Dippel, Th., Kummerer, K.

Brennstoffe für Kernreaktoren.

Chemie in unserer Zeit, 2 (1968) S. 135-43.

Doetschmann, K.

Kühlmittel-Quervermischung und deren Auswirkung auf die Heißkanal-Temperaturen in dampfgekühlten schnellen Reaktoren.

KfK-Bericht 848.

Doetschmann, K.

Drei FORTRAN-Programme zur Bestimmung der Heißkanaltemperaturen in dampf- und gasgekühlten Reaktorkernen unter Berücksichtigung der Kühlmittel-Quervermischung.

KfK-Bericht 815.

Doetschmann, K., Hofmann, F., Kirsch, D.

PRAWDA - Ein FORTRAN-Programm zur wärmetechnischen Auslegung dampf- und gasgekühlter Reaktoren.

KfK-Bericht 725.

Eisemann, E.

Nukleare Eigenschaften heliumgekühlter schneller Brutreaktoren.

KfK-Bericht 864.

Eisner, J.

Die Hülle hochbelasteter dampfgekühlter Brennelemente.

KfK-Ext. 7/68-2.

Engelhardt, G., Hoffmann, H.

Mechanische Eigenschaften von UO_2 .

KfK-Bericht 729.

Engelmann, P.

Experimente zur Untersuchung des neutronenphysikalischen Verhaltens dampfgekühlter schneller Reaktoren an der SNEAK.

Vortrag, Öster. Phys. Gesellschaft, Tagung 23.-29.9.1968

Acta Physica Austriaca 29 (1969) 54-85.

Engelmann, P., Raberain, A.M., Wintzer, D.

Untersuchung der Abhängigkeit der Reaktivität eines schnellen dampfgekühlten 500 l Reaktors von der Dampfdichte in SNEAK-3A.

KfK-Bericht 776.

Erbacher, F.J., Harten, U.

THEDYBER - Ein Programm zur thermodynamischen Berechnung von Kreisläufen für dampfgekühlte Kernreaktoren.

KfK-Bericht 824.

Faude, D., Seetzen, J.

Sodium FBR Programme

Nuclear Engineering, 13 (1968) S. 750-52.

Fischer, E.A.

Interpretation von Dopplerproben-Messungen in schnellen kritischen Nullenergieanlagen.

KfK-Bericht 844

Fischer, M., Seetzen, J., Jansen, P., Faude, D.

Untersuchung der technischen und ökonomischen Situation dampfgekühlter schneller Brutreaktoren.

KfK-Bericht 918.

Franze, H.G.

Die numerische Berechnung der Dampfkreisläufe von Kernkraftwerken.

KfK-Bericht 816.

Frisch, W.

Stabilitätsprobleme bei dampfgekühlten schnellen Reaktoren.

KfK-Bericht 759.

1968-5

Gmelin, W., Gupta, D., Häfele, W.
On Modern Safeguard in the Field of Peaceful Application of Nuclear Energy.
KfK-Bericht 800

Gmelin, W., Gupta, D., Häfele, W.
Use of Statistical Analysis for the Establishment of Material Balance in a
Reprocessing Plant.
KfK-Bericht 802.

Gmelin, W., Gupta, D., Häfele, W., Larisse, J., Winter, H.
Safeguards System Studies and Fuel Cycle Analysis.
KfK-Bericht 900.

Götzmann, O., Thümmel, F.
Verträglichkeit von UN und UO₂ mit möglichen Hillwerkstoffen des Schnellen
Brüters.
Hochtemperaturwerkstoffe. 6. Plansee-Seminar, 24.-28. Juni 1968. Reutte, Tirol

Gupta, D., Häfele, W.
Das Prinzip eines instrumentierten Systems zur Überwachung des Spaltstoff-
flusses auf dem friedlichen Sektor der Kernenergie.
Atomkernenergie, 13 (1968) S. 229-36.

Gupta, D., Jansen, P., Kraemer, R.
Comparison between actual and present-worth methods of fuel cycle costing for
fast breeders.
Proceedings of the Symposium on the Economics of Nuclear Fuels, held in
Gottwaldov, May 27-31, 1968.
IAEA, Vienna 1968, S. 183-99. SM 105/25.

Gupta, D., Kraemer, R., Hagen, H.
An Analysis of Cost Parameters for the Transport of Irradiated Fuels from
Plutonium Breeders.
Proceedings of the Symposium on the Economics of Nuclear Fuels, held in
Gottwaldov, May 27-31, 1968. IAEA, Vienna 1968, S. 534-55. SM 105/26

Gupta, D., Zühlke, P.
Effect of Cooling Time of Irradiated Fuels on Different Aspects of Fast-Breeder
Fuel Reprocessing Costs.
Proceedings of the Symposium on the Economics of Nuclear Fuels, held in
Gottwaldov, May 27-31, 1968.
IAEA, Vienna 1968, S. 557-69, SM 105/27.

Häfele, W.
On Development of Fast Breeders.
KfK-Bericht 881.

Häfele, W., Gupta, D., Kraemer, R., Gmelin, W.
Der geschlossene Brennstoffzyklus, seine technischen Komponenten, seine Kosten-
analyse und seine Sicherheitsüberwachung.
KfK-Bericht 866.

Helm, F.

Zur Bestimmung der kritischen Masse von schnellen Reaktoren durch progressive Substitution einer zentralen Zone.

Vortrag auf der 8. Fachtagung "Reaktortheorie" des Deutschen Atomforums, München, März 1968.

Helm, F.

Experiments on SNEAK Using the Method of Progressive Substitution for Critical Mass Determination in Fast Systems.

Vortrag, American Nuclear Society, Winter-Meeting, Washington, D.C., Nov. 10-15, 1968

Transactions of the ANS, 11 (1968) S. 595.

Hoffmann, H., Rust, K.

Temperatur- und Spannungsverteilungen in Brennstabhüllen mit wendelförmigen Abstandshaltern für dampfgekühlte schnelle Brutreaktoren.

KfK-Bericht 805.

Holleck, H., Kleykamp, H.

Survey on the Thermodynamics in UC and PuC Bearing Multi-Component-System.

IAEA-panel on Thermodynamics of UC and PuC, Wien, Sept. 1968

AED-Conf. 1968, 189-206

Journal of Nuclear Materials

Hornyik, K.

Models, Methods and Digital Computer Programs for Analyses in Reactor Dynamics with Emphasis on Fast Breeder Reactors and Compressible Single-Phase Coolants.

KfK-Bericht 799.

Huschke, H., Bachmann, H., Froelich, R., Krieg, B., Küsters, H., Metzenroth, M., Woll, D.

Gruppenkonstanten für dampf- und natriumgekühlte schnelle Reaktoren in einer 26-Gruppendarstellung.

KfK-Bericht 770.

Jansen, P.

Die Bedeutung der Entwicklung Schneller Brutreaktoren.

Energie, 20 (1968) S. 219-23

Kadlec, J., Pfrommer, V.

Methode für die experimentelle Untersuchung der Eigenfrequenzen, der Normal- und der Dehnungsfunktionen sowie der Dämpfung der querschwingenden Brennstäbe.

KfK-Bericht 731.

Kämpf, H.

Einfluß der inneren Geometrie auf die radiale Temperaturverteilung von Schnellbrüter-Brennelementen.

KfK-Bericht 751.

Karsten, G., Kämpf, H., Gerken, A., Guyette, M.

Theoretical and Computer Analysis on the Behaviour of Fast Reactor Fuel Pins and Related Parts of the Core under Operational Conditions.

KfK-Bericht 878

EUR 4158 e

1968-7

Keßler, G.

Space Dependent Dynamic Behaviour of Fast Reactors Using the Time-Discontinuous Synthesis Method.

ANS-Konferenz Washington, 10.-15.11.1968

Transactions of the ANS, 11 (1968) S. 569.

Keßler, G.

Zur numerischen Lösung der ortsabhängigen dynamischen Gleichungen schneller Brutreaktoren mit Hilfe eines Variationsprinzips.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1968

KfK-Bericht 781/I.

Keßler, G.

RADYVAR-Programm zur Behandlung der ortsabhängigen Dynamik schneller Brutreaktoren mit Hilfe des Variationsverfahrens von Kantorowitsch.

KfK-Bericht 781/II

Kiefhaber, E.

Konsistente Behandlung des Einflusses der neuen α -Werte von Pu-239 auf nukleare Kenngrößen unter Berücksichtigung der Plutonium-Gleichgewichts isotopenzusammensetzung (Pu).

KfK-Bericht 846

Kiefhaber, E.

Comment on the Calculation of Neutron Lifetime and Material Worth.

KfK-Bericht 882.

Küsters, H.

Physik und Sicherheit schneller Reaktoren.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 13 (1968) S. 265-67.

Küsters, H., Eisemann, E., Metzenroth, M., Schmidt, J.J., Schroeter, K.E., Thiem, D., Broeders, C.H.M.

Analysis of fast critical assemblies and large fast power reactors with group-constant sets recently evaluated at Karlsruhe. KfK-Ber. 793.

Kußmaul, G.

Zeitverhalten und Reaktivität schwach gekoppelter Spaltzonen.

Nukleonik, 12 (1968) S. 28-38.

Langner, I., Schmidt, J.J., Woll, D.

Tables of evaluated neutron cross sections for fast reactor materials.

KfK-Bericht 750.

Laue, H.J., Böhm, H., Hauck, H.

Multi-axial In-Reactor Stress-Rupture Strength of Stainless Steels and a Nickel-Alloy.

Vortrag bei der Am. Soc. for Testing and Materials, 23.-28. Juni 1968 in San Francisco/Calif.

KfK-Bericht 814.

Leistikow, S.

Methoden der Untersuchung von Reaktormaterialien nach Heißdampf-Korrosion in Versuchskreisläufen und Kernreaktoren.

Werkstoffe und Korrosion, 19 (1968) S. 938-43.

Marth, W.

Bestrahlungstechnik an Forschungsreaktoren.
Thiemig-Taschenbücher, Bd. 13, München.

Mitzel, F., Schroeter, K.E.

Gepulste Experimente an der Schnellen Unterkritischen Anlage Karlsruhe (SUAK)
und Vergleich der Ergebnisse mit Berechnungen.
Nukleonik, 12 (1969) S. 110-17

Mühlhäuser, O.

Ein hydraulisch gedämpftes Federpaket hoher Leistungsfähigkeit als Brems- und
Abfangelement für Kernreaktor-Regelstäbe.
KfK-Bericht 735

Ochsenfeld, W.

Wiederaufarbeitung der Brennelemente schneller Brutreaktoren.
Atomwirtschaft, 13 (1968) S. 422-25
KfK-Bericht 852.

Ochsenfeld, W., Schmieder, H., Theiß, S.

Wäßrige Wiederaufarbeitung der Brennelemente der schnellen Brüter. Die gemein-
same Extraktion und die Trennung von Makromengen Plutonium und Uran mit TBP.
KfK-Bericht 911.

Peppler, W., Schultheiß, G.F.

Liquid Metal Boiling Research.
KfK-Bericht 874.

Roth, B.F., Gebhardt, D.

Verfahren zur Rückgewinnung von Plutonium aus dem Abfall der Brennelementfabri-
kation für den Schnellen Brüter.
KfK-Ext. 9/68-2

Scheibe, W.

Untersuchungen über die Beeinflussung des Auftretens spröder Phasen an Schweiß-
verbindungen zwischen verschiedenartigen Werkstoffen nach dem Elektronenstrahl-
schweißverfahren.
KfK-Bericht 736.

Schikarski, W.

The Karlsruhe Research Program on Nuclear Aerosols and its Relation to the
Plutonium Hazard of Fast Sodium Reactors.
KfK-Bericht 798.

Schlechtendahl, E.G.

Stand und Fortgang des Projekts Schneller Brüter.
Bericht über den 8. Status-Report in Karlsruhe.
Atomwirtschaft, 13 (1968) S. 377-78.

Schmidt, G.

Ein Rechenverfahren zur festigkeitsmäßigen Auslegung der Brennstabhüllrohre bei
flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren.
KfK-Bericht 808.

1968-9

Schröder, R., Barleon, L., Böhme, R., Böhner, K., Burkart, K., Edelmann, M., Engelmann, P., Fieg, G., Fischer, E.A., Günther, G., Habermann, F.W.A., Korthaus, E., Kuhn, D., Maier, W., Müller, M., Oosterkamp, W., Raberain, A.M., Seufert, H., Seifritz, W., Velze, van, P.L., Walze, H., Werle, H., Wintzer, D.
Physics Investigations of Uranium-Fueled Fast Steam-Cooled Reactors in SNEAK, Assemblies 3A-0, 3A-2, and 3A-3.

KfK-Bericht 847
EUR 3721 e.

Schwetje, W.

Numerische Untersuchungen zu Methoden der Kritikalitäts- und Brutratenberechnung für Reaktoren mit Zylindergeometrie und teilweise eingefahrenen Regelstäben.

KfK-Bericht 741

Smidt, D.

Fast Reactor Core Heat Removal.

KfK-Bericht 883.

Smidt, D., Fette, P., Pepler, W., Schlechtendahl, E.G., Schultheiß, F.G.

Problems of Sodium Boiling in Fast Reactors.

KfK-Bericht 790

Sundermann, H., Wagner, H.

Empfindliche elektrische Direktbestimmung von Sauerstoff in Gasen und flüssigen Metallen zur technischen Anwendung bei höheren Temperaturen.

KfK-Bericht 819.

Vollath, D.

Verträglichkeit hochschmelzender Metalle mit Urandioxid.

KfK-Bericht 762.

Waibel, E.

INVENT - A FORTRAN IV computer program for the calculation of fission product inventory and its application to fission product release studies at EVESR.

KfK-Ext. 8/68-3.

Walze, H.

Aufbau und Betriebsweise des SNEAK-Reaktivitätsmeters.

KfK-Bericht 739.

Wintzer, D.

Zur Berechnung von Heterogenitätseffekten in periodischen Zellstrukturen thermischer und schneller Reaktoren.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1968

KfK-Bericht 743.

1969

Amendola, A.

Eine statistische Methode für die Berechnung des Heißkanalfaktors.

Reaktortagung 1969 des Deutschen Atomforums, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 70-71.

KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. VI-1
EUR 4171 d

Appelt, K.D., Kadlec, J.

Untersuchungen der Eigenfrequenzen, der Normal- und der Dehnungsfunktionen, sowie der Dämpfung des querschwingenden Brennstabes der Na-1-Studie.

KfK-Bericht 923

Bachmann, H., Hinkelmann, B., Kiefhaber, E., Krieg, B., Küsters, H., Schmidt, J.J., Siep, I., Stein, E., Thiem, D., Wagner, K.

Evaluation of Fast Critical Experiments by Use of Recent Methods and Data.

Proc. of the BNES Conf. on "The Physics of Fast Reactor Operation and Design", June 24-26, 1969, S. 94-100

Baehr, W.

Chemische Wiederaufbereitung.

KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmeler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. XVI-1.

Barleon, L.

Messung des Dopplerkoeffizienten an verschiedenen Kernbrennstoffproben in einer schnellen und schnellthermischen Reaktoranordnung mit der Pileoszillatormethode.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1969.

Barleon, L., Bickel, W., Bluhm, H., Böhme, R., Böhnel, K., Eitner, D., Engelmann, P., Fieg, G., Fischer, E.A., Günther, G., Müller, M., Oosterkamp, W.J., Raberain, A.M., Ruppert, E., Seifritz, W., Velze, van, P.L., Werle, H., Wilhelm, H., Wittek, G., Woite, J.

SNEAK-4 - A Series of Physics Experiments for KNK-II.

KfK-Bericht 1022

EUR 4303 e

Baumgärtner, F., Philipp, H.

Die Wiederaufbereitung von Uran-Plutonium-Kernbrennstoffen.

Fortschritte der chemischen Forschung, 12 (1969) S. 712-74

KfK-Bericht 1046.

Baumann, W.

MISTRAL - Thermodynamischer Mischströmungsalgorithmus für Stabbündel (16740).

KfK-Bericht 988.

Baumann, W.

Quervermischung durch natürliche Turbulenz in Brennelementbündeln.

Atomkernenergie, 14 (1969) S. 107-11.

Baumann, W.

Örtliche Temperaturen in natriumgekühlten Vielstabbündeln - berechnet mit Hilfe eines digitalen Programmes.

Teil I: Einfluß der Kastenwand des Brennelementes.

KfK-Bericht 1042.

Baumann, W., Möller, R.

Experimentelle Untersuchung der Kühlmittel-Quervermischung an Vielstabbündeln, bestehend aus unberippten, ein-, drei- und sechsfach berippten Brennstäben.

Atomkernenergie, 14 (1969) S. 298-304 (engl.)

KfK-Bericht 807

Bluhm, H., Fieg, G., Kappler, F., Küchle, M., Müller, M., Werle, H., Wattecamps, E.

Neutron Spectrum Measurements in Various SUAK-Assemblies.

Proc. of the BNES Conf. on "The Physics of Fast Reactor Operation and Design", London, June 24-26, 1969. S. 61-70.

Bober, M., Sari, C., Schumacher, G.

Plutonium migration in a thermal gradient in mixed (U,Pu) oxide fuels.

San Francisco Meeting, Nov./Dez. 1969.

Transactions of the ANS, 12 (1969) S. 603.

Böhm, H.

Porenbildung unter Bestrahlung.

KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.

Diskussionstagung am 5.u.6.12.1968 in Karlsruhe. S. 47-69.

Böhm, H.

Austenitische Stähle als Hüllwerkstoffe für Schnelle Brutreaktoren.

KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.

Diskussionstagung am 5.u.6.12.1968 in Karlsruhe. S. 183-206.

Böhm, H., Hauck, H., Heß, G.

Influence of Cold Working and Recrystallization on the Radiation Induced High Temperature Embrittlement of Austenitic Steels.

Journal of Nuclear Materials, 33 (1969) S. 347-51.

Böhm, H., Hauck, H., Leo, W., Wassilew, C.

Postirradiation Creep-Rupture Properties of Austenitic Stainless Steel and Nickel-Base Alloys.

Journal of Nuclear Materials, 33 (1969) S. 343-46.

Böhm, H., Schirra, M.

Einfluß der Kaltverformung und Wärmebehandlung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten von Vanadin-Legierungen.

Zeitschrift für Metallkunde, 60 (1969) S. 879-85.

Böhme, G., Gast, K., Gupta, D., Hagen, A., Kraemer, R., Schikarski, W., Schmidt, W., Sebold, G., Wiese, H.W., Zimmermann, H.

Transport bestrahlter Brennelemente aus schnellen Brutreaktoren.

KfK-Bericht 666.

Böhme, R., Seufert, H.
 Comparison of Measured and Calculated Uranium Reaction Rates in a Steam-Cooled Fast Assembly in SNEAK.
 Nuclear Applications and Technology, 7 (1969) S. 494-504.

Bojarsky, E.
 Bestrahlungsexperimente zur Brennstoffelement-Entwicklung für schnelle Brutreaktoren.
 Reaktortagung 1969 des Deutschen Atomforums, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 217-18
 KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. X-1.

Borgstedt, H.U.
 Die Korrosion von Hüllwerkstoffen für Schnelle Brutreaktoren in flüssigem Natrium..
 KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren. Diskussionstagung am 5. u. 6.12.1968 in Karlsruhe. S. 71-91.

Borgstedt, H.U., Frees, G.
 The Oxydation of Metals and Alloys for Cladding of Fast Reactor Fuel Elements by Oxygen Containing Liquid Sodium.
 Proc. 4th Intern. Conf. on Metallic Corrosion, Amsterdam, Sept. 7-14, 1969.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Drechsler, G.
 Natriumkorrosionsversuche an Brennelementhüllstählen für einen natriumgekühlten schnellen Brutreaktor.
 KfK-Bericht 991.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Drechsler, G.
 Überlegungen zum Einfluß des "Downstream"-Effekts auf die Ergebnisse von Natriumkorrosionsversuchen und deren Nutzbarkeit für die Reaktorauslegung.
 KfK-Bericht 1061.

Broeders, C.H.M.
 The Influence of Nuclear Data Uncertainties on Properties of Critical Assemblies.
 KfK-Bericht 939
 EUR 3956 e

Brucklacher, D., Dienst, W., Thümmeler, F.
 Considerations on the Creep Behaviour of UO_2 Under Neutron Irradiation.
 in: Ceramic Nuclear Fuels. Intern. Symposium, May 3-8, 1969, Washington, D.C. Ed. by O.L. Krüger, A.I. Kaznoff. Columbus, Ohio: American Ceramic Soc., 1969. S. 100-08.

Bumm, H., Glauner, H.W., Rühl, El., Schikarski, W., Tavosanis, M.
 Die Entwicklung der SEFOR-Energy Probes.
 KfK-Bericht 1033
 EUR 4307 d

Casal, V.
 Heizstäbe mit indirekter Widerstandsbeheizung zur Simulierung von Kernbrennstäben.
 KfK-Bericht 894.

1969-4

Cierjacks, S., Forti, P., Kopsch, D., Kropp, L., Nebe, J.
Level Structure of ^{24}Na Observed in the Total Neutron Cross Section of Sodium
from 300 to 900 keV.
Physics Letters, 29B (1969) S. 417-19
KfK-Bericht 1060.

Cierjacks, S., Forti, P., Kirouac, G.J., Kopsch, D., Kropp, L., Nebe, J.
High Precision Measurement of the Total n-p Scattering Cross Section in the
Energy Range 0.7 - 32 MeV.
Physics Review Letters, 23 (1969) S. 866-70.

Closs, K.D., Laue, H.J.
Das in-pile Zeitstandverhalten einiger austenitischer Stähle und Nickellegie-
rungen unter mehrachsiger Beanspruchung - Ergebnisse der Mol-2-Versuche.
KfK-Bericht 1152.

Cramer, M., Hitzschke, U., Schultheiß, G.F.
Entwurf einer Reparaturvorrichtung für einen Natrium/Natrium-Zwischenwärme-
tauscher.
KfK-Ext. 8/69-5.

Däunert, U.
Experimentelle Bestimmung des Doppler-Koeffizienten in der Schnellen-Null-Ener-
gie-Anordnung Karlsruhe.
Reaktortagung 1969 des Deutschen Atomforums, Frankfurt/M. 15.-18.4.1969. S.
83-84.

Deckers, H., Reiser, H.
Versuchseinrichtung für die Kurzzeitbestrahlung von Brutreaktor-Brennstäben im
FR 2.
Kerntechnik, 11 (1969) S. 403-08.

Dienst, W.
Das Verhalten unter Neutronenbestrahlung.
KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmeler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe
für schnelle Brutreaktoren. S. IX, 1-27.

Dippel, Th.
Die präparativen Methoden der Karbidherstellung und deren technologische Aus-
sichten.
KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmeler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe
für schnelle Brutreaktoren. S. XII, 1-11.

Dorner, S., Schroeter, K.
Abschalten eines schnellen natriumgekühlten Reaktors mit neutronenabsorbieren-
den Zusätzen zum Kühlmittel.
KfK-Bericht 1048

Edelmann, M., Fischer, E.A., Helm, F., Schröder, R.
Physics Measurements in the SNEAK-Facility on Steam-Cooled Fast Reactor Systems
with Uranium and Plutonium Fuel.
Proc. of the BNES Conf. on "The Physics of Fast Reactor Operation and Design",
London, June 24-26, 1969. S. 113-35

1969-5

Ehrlich, K., Böhm, H.
Irradiation Effects in Vanadium-base Alloys.
in: Radiation Damage in Reactor Materials. Vienna: IAEA 1969.
Vol. 2. S. 349-55. SM-120/G-4.

Ehrlich, K., Kramer, K.-H., Schneider, W.
Untersuchungen von Sonderschmelzen der Legierung Incoloy 800.
KfK-Bericht 987.

Eitner, D., Engelmann, P., Ruppert, E.
Physics Considerations in the Design of, and Mock-up Experiments in SNEAK for
KNK-II.
Proc. of the BNES Conf. on "The Physics of Fast Reactor Operation and Design",
London, June 24-26, 1969. S. 201-12.

Engelmann, P.
Schnelle Brutreaktoren und ihre Kühlmittel. Übersichtsbericht zur Fachtagung
Nuclex 69, Sect. 4.
Kerntechnik, 11 (1969) S. 503-07.

Erbacher, F., Radtke, F.
Zur Entwicklung von Dampfgebläsen für dampfgekühlte Schnelle Brutreaktoren.
Atomkernenergie, 14 (1969) S. 118-24.

Faude, D., Hüper, R.
Die Schnellbrüter-Entwicklung in Deutschland.
Energie, 21 (1969) S. 287-93.

Faude, D., Jansen, P., Seetzen, J.
Models for Economic Considerations on the Introduction of Nuclear Energy.
IAEA Symposium on Nuclear Energy Costs and Economic Development, Istanbul, Okt.
1969. IAEA-SM-126/32.

Fette, P.
Simulationsexperimente zum Rückström- und Rekondensationsvorgang im Na-2-Brenn-
element.
KfK-Ext. 8/69-4.

Fette, P.
Simulation der Kühlmittlejektion in natriumgekühlten Brutreaktoren durch
Experimente mit Wasser.
KfK-Bericht 940.

Fette, P., Großgarten, H.D.
Simulation der Kühlmittelaustreibung im Na-2-Brennelement.
KfK-Bericht 925.

Fischer, E.A.
A Method to Calculate Reactivity Worth by Integral Transport Theory.
KfK-Bericht 995.

Fischer, M.

Zu den Brennelementproben beim dampfgekühlten schnellen Brüter.
Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 203-06

Fischer, M.

The Dynamic of Waves Including Shocks in Two-Phase Flow.
Nuclear Engineering and Design, 11 (1969) S. 103-30.

Fischer, M., Shimamune, H.

Geschwindigkeits- und Temperaturfelder sowie thermische Stabilität in enggepackten asymmetrischen Brennstabbündeln.

Reaktortagung des DATF, Frankfurt, 15.-18.4.1969. S. 55.

KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. V-1.

Freund, D., Schikarski, W.

Primary Particle Size Distribution of Vaporized Materials and their Energy Dependence.

Specialist Meeting on the Sodium-Fuel-Interaction and Related Problems in the Sodium Fast Breeder Reactor, Karlsruhe, 26.-27. Febr. 1969.

Freund, D., Schikarski, W.

Experimentelle Untersuchungen zum Brennstab-Versagen.

Reaktortagung 1969 des DATF, Frankfurt/Main, 15.-18.4.1969. S. 140-41

Gast, K.

Mechanisms of Fuel Failure Propagation in a Sodium Cooled Fast Reactor.

Specialist Meeting on the Sodium-Fuel-Interaction and Related Problems in the Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor, Karlsruhe, Febr. 26-27, 1969

Gast, K., Keller, K., Pepler, W., Schikarski, W., Schlechtendahl, E.G., Schultheiß, G.F., Wild, H.

Beiträge zur Sicherheitsanalyse des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors (SNR).

KfK-Ext. 2/69-1.

Geithoff, D.

Schmelzphänomene in UO₂-Bestrahlungsproben.

Reaktortagung 1969 des DATF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 274-75.

KfK-Bericht 980 (Mai 69).

Gmelin, W., Nentwich, D., Otto, H.E., Müller, H., Radek, S.

Safeguard Exercise at the Fabrication Plant Alkem.

KfK-Bericht 901.

Götzmann, O.

Zum Verträglichkeitsverhalten von Hüllwerkstoffen mit Kernbrennstoffen.

KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.

Diskussionstagung am 5. und 6.12.1968 in Karlsruhe, S. 135-59.

Götzmann, O.

Die Verträglichkeit mit metallischen Hüllwerkstoffen.

KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. VIII, 1-38.

1969-7

Götzmann, O., Hein, W.
Vergleich von Lang- und Kurzzeitverträglichkeitsuntersuchungen an UN und UO₂.
KfK-Bericht 1086.

Habermann, F.W.A.
Eine Methode zur Kompensation der Ortsabhängigkeit bei reaktorkinetischen Experimenten.
Reaktortagung 1969 des DAtF, Frankfurt/M. 15.-18.4.1969. S. 85-86.

Häfele, W.
Report for the Session on Fast Breeder Reactors (No. 4).
Nuclex 69. 2. Intern. Fachmesse6.-11. Okt. 1969. Basel.

Häfele, W.
Die nähere Zukunft des natriumgekühlten Brütters.
Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 174-76.

Häfele, W.
Zur Entwicklung des dampfgekühlten Schnellen Brütters.
Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 190-97.

Häfele, W.
Zur Entwicklung des natriumgekühlten Schnellen Brütters.
Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 212-16.

Hauck, H.-J.
Bestrahlungsverhalten von Nickellegierungen.
KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.
Diskussionstagung am 5. und 6.12.1968 in Karlsruhe. S. 289-301.

Hauck, H.-J.
Hochtemperaturversprödung durch Neutronenbestrahlung.
KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.
Diskussionstagung am 5. und 6.12.1968 in Karlsruhe. S. 17-34.

Hoang, Y.S.
Strukturausdehnungs- und Verbiegungseffekte im schnellen Reaktor.
Reaktortagung 1969 des DAtF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 68
KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. III-1.

Hoffmann, H.
Thermische Ausdehnung, Spezifische Wärme, Zustandsgleichung.
KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmel (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. VI, 1-39

Hoffmann, H., Hofmann, G., Leistikow, S.
Experimentelle Untersuchungen des Druckverhaltens und des Langzeitverhaltens der Abstützstellen an einem Modell-Brennelement aus Incoloy 800-Rohren mit sechs integralen Wendelrippen als Abstandshalter in einer isothermen Heißdampfströmung.
KfK-Bericht 1028.

Hofmann, P., Thümmeler, F., Wedemeyer, H.
Verträglichkeitsuntersuchungen mit simulierten Spaltprodukten an nichtrostendem
Stahl und Molybdän, mit und ohne Gegenwart von UO_2 .
KfK-Bericht 979.

Holleck, H.
Stoffliche Veränderungen beim Abbrand im Reaktor.
KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmeler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe
für schnelle Brutreaktoren. S. III, 1-30

Kadlec, J.
Untersuchungen der durch die hydrodynamischen Kräfte des Kühlmittels hervorgeru-
fenen Schwingungen der Brennstäbe.
Reaktortagung 1969 des DATF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 66-67.
KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. IV-1.

Kadlec, J., Appelt, K.D.
Methode für die experimentelle Untersuchung des durch die Kühlmittelströmung
hervorgerufenen Schwingungszustandes der Brennstäbe.
KfK-Bericht 1082.

Kämpf, H.
Die Möglichkeiten einer Brennstabauslegung.
KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmeler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe
für schnelle Brutreaktoren. S. XI, 1-27.

Kämpf, H., Karsten, G.
The Saturn Code - A Theoretical Analysis of Fuel Pin Behaviour and Fuel Void
Dynamics.
ANS Winter Meeting, San Francisco, Dez. 1969
KfK-Bericht 1088.

Karsten, G., Gerken, A., Closs, K.D., Laue, H.J.
Basis, Status and Program of German Fast Breeder Pin Development.
Proc. of the Internat. Conf. on Fast Reactor Irradiation Testing, held at
Thurso, Caithness, April 14-17, 1969.
TRG-1911(R) (1969) S. 82-100.

Kessler, G., Struwe, D.
Untersuchung des ortsabhängigen dynamischen Verhaltens schneller Brutreaktoren
unter Verwendung eines Variationsprinzips mit zeitlich diskontinuierlichen
Schätzfunktionen. Reaktortagung 1969 des DATF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S.
21-23.
KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. I-1.

Kiefhaber, E.
Comment on the calculation of neutron lifetime.
Nuclear Science and Engineering, 38 (1969) S. 178-79.

Kluge, F.G., Thurnay, K.
Theoretische Behandlung von denkbaren schweren Unfällen bei schnellen Brutreak-
toren im Rahmen des Bethe-Tait-Modells.
KfK-Bericht 1057.

Köhler, W.H.

Dopplerrückwirkung mit Bremszeitverzögerung bei überpromptkritischen Exkursionen in schnellen Brutreaktoren.

KfK-Bericht 961.

Kompe, D.

Capture Cross-Section Measurements of Some Medium- and Heavy-Weight Nuclei in the keV Region.

Nuclear Physics, A133 (1969) S. 513-36.

KfK-Bericht 1071.

Kopsch, D., Cierjacks, S., Nebe, J.

Bestimmung von mittleren Niveaubreiten und Niveaudichten aus der Analyse von Fluktuationen des totalen Wirkungsquerschnitts für verschiedene Compoundkerne im Energiebereich zwischen 0,5 und 15 MeV.

Frühjahrstagung des Fachausschusses Kernphysik der Deutschen Physik. Ges., Freudenstadt, 24.-28.3.1969.

Kummerer, K.

Die Beanspruchung der Brennstabhülle bei schnellen Brutreaktoren.

KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren
Diskussionstagung am 5. und 6.12.1968 in Karlsruhe. S. 1-16.

Kummerer, K.

Die Bedeutung von Karbidbrennstoffen für schnelle Brüter.

KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. I, 1-26.

Laue, H.J.

Die verschiedenen Prüfverfahren zur Hüllmaterialauswahl und ihr Wirklichkeitswert.

KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.

Diskussionstagung am 5. und 6. Dez. 1968 in Karlsruhe. S. 135-59.

Laue, H.J., Closs, K.D., Guyette, M.

Irradiation-Induced Biaxial Creep Behaviour of Fuel-Element Claddings for Fast Reactors: Experimental and Theoretical Results.

IAEA Symposium on Radiation Damage in Reactor Materials, Vienna, 2-6 June 1969. Vol. I, S. 385-400,

KfK-Bericht 1017

EUR 4180 e

Leistikow, S.

Korrosion in gasförmigen Kühlmitteln.

KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.) Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.

Diskussionstagung am 5. und 6.12.1968 in Karlsruhe. S. 113-33.

Leistikow, S.

Isothermal Steam Corrosion of Austenitic Stainless Steels and Nickel Base Alloys in Two Technical Surface Conditions.

4th Intern. Conf. on Metallic Corrosion, Amsterdam, Sept. 7-14, 1969.

1969-10

Leistikow, S., Pott, E., Berg v., H.

Beitrag zum Problem der Isothermen Heißdampfkorrosion der Legierung Incoloy 800 in Abhängigkeit von der Oberflächenvorbehandlung.

KfK-Bericht 1054.

Malang, S., Rust, K.

Brennstäbe mit Innenrippen. Eine Möglichkeit zur Senkung des Spaltstoffbedarfs bei Schnellen Brutreaktoren.

KfK-Bericht 1118.

Malang, S., Rust, K.

RELAX - Ein FORTRAN-Programm zur numerischen Bestimmung von Temperaturfeldern mittels der Relaxationsmethode der Thermodynamik.

KfK-Bericht 1053.

Maubach, K.

Reibungsgesetze turbulenter Strömungen in geschlossenen, glatten und rauhen Kanälen von beliebigem Querschnitt.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1969

KfK-Ext. 4/69-22

Mayer, L.

PYGMY - A Zero-Dimensional Burn-up Program for Fast Reactors.

KfK-Bericht 1056.

Mayer, L., Sanitz, D., Stein, E., Willerding, G.

Vorläufige Beschreibung des zweidimensionalen Abbrandprogramms ASB. Version des Programms von Interatom für die IBM 360/65.

KfK-Bericht 1079.

Mitzel, F., Schroeter, K.E.

Gepulste Experimente an der Schnellen Unterkritischen Anlage Karlsruhe (SUAK) und Vergleich der Ergebnisse mit Berechnungen.

Nukleonik, 12 (1969) S. 110-17.

Müller, A., Schmidtborn, I., Schramm, K.

Berechnung der Anlagekosten von Kernkraftwerken im Projektstadium mit Hilfe elektronischer Datenverarbeitungsanlagen.

Reaktortagung 1969 des DATF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 283-84.

KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. XI-1.

Oosterkamp, W.J.

The Measurement and Calculation of the Reactivity Worth of Samples in a Fast Heterogeneous Zero Power Reactor.

Dissertation, T.H. Eindhoven 1969

KfK-Bericht 1036

EUR 4309 e

Pee, A.

Stoffdaten von Natrium.

KfK-Bericht 924.

Peppler, W.

Natrium-Siedestoßexperimente in einem größeren Kreislauf unter Verwendung induktiv beheizter Teststrecken.

Reaktortagung 1969 des DAfF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 151-52.

KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. IX-1.

Rehme, K.

Druckverlust in Stabbündeln mit Spiraldrahtabstandshaltern.

Forschung im Ingenieurwesen, 35 (1969) S. 107-12.

Ritz, L.

Schnelle Brutreaktoren.

Elektrotechnische Zeitschrift, A90 (1969) S. 522-25.

Ritz, L.

Zu den Brennelementproblemen beim dampfgekühlten Schnellen Brüter.

Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 207-10.

Roth, B.

Zentrifugalextraktoren für die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mit hohem Abbrand und Plutoniumgehalt.

KfK-Bericht 862.

Roth, B.F., Knoch, W.

Fast Contractors in the WAK.

IAEA Panel on Reprocessing of Highly Irradiated Fuels, Vienna, May 27-30, 1969.

KfK-Bericht 989.

Schikarski, W.

SEFOR - ein internationales Projekt der deutschen Schnellbrüter-Entwicklung.

Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 414-16.

Schikarski, W., Wild, H.

Experiments on the Behaviour of Nuclear Aerosols in Fast Breeder Reactor Containments.

International Congress on the Diffusion of Fission Products.

Saclay, Nov. 1969. Paper 29.

Schikarski, W., Wild, H.

Das Verhalten von UO₂-Aerosolen in geschlossenen Systemen.

KfK-Bericht 1032.

Schlechtendahl, E.G.

Sieden des Kühlmittels in natriumgekühlten schnellen Reaktoren.

KfK-Bericht 1020.

Schmidt, G.

Ein Rechenverfahren zur festigkeitsmäßigen Auslegung der Brennstabhüllrohre beim natriumgekühlten schnellen Brüter.

Reaktortagung 1969 des DAfF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 128-29.

KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. II-1.

1969-12

Schmidt, G.

Die praktische Auslegung und die Toleranzen einer Brennstabhülle.
KfK-Bericht 985: H. Böhm (Hrsg.): Hüllwerkstoffe für schnelle Brutreaktoren.
Diskussionstagung am 5. und 6.12.1968 in Karlsruhe. S. 403-18.

Schönfeld, E.

Vergleichende dynamische Untersuchungen an einem natriumbeheizten Zwangsdurchlauf-Dampferzeuger für moderne Kernkraftwerke.
KfK-Bericht 955.

Schroeter, K.E.

Einfluß von Berechnungsmethoden auf den Multiplikationsfaktor k_{eff} und den Voideffekt Δk_v für einen großen schnellen natriumgekühlten Brutreaktor.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1969.

Schultheiß, G.F.

Experimentelle Untersuchung des Siedeverzugs von Natrium.
Reaktortagung 1969 des DATF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S. 52.
KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. VIII-1.

Seetzen, J.

Zukünftige Energieerzeugungskosten bei Schnellbrüter-Kernkraftwerken.
Chemie-Ingenieur-Technik, 41 (1969) S. 141-44.

Seetzen, J.

Fast Breeder Development in Germany and the Benelux-Countries.
Vortrag beim Intern. Survey Course on Economic and Technical Aspects of Nuclear Power, IAEA, Wien, 1-12, Sept. 1969.

Seetzen, J.

Zusammenarbeit von Industrie und Forschung am Beispiel des europäischen Großprojekts Schneller Brüter.
Vortrag b.d. Informationstagung "Kernenergie und Industrie" des Österr. Atomforums in Wien am 14.5.1969
Elektronik und Maschinenbau, 86 (1969) S. 415-17.

Seetzen, J., Ernst, R., Guthmann, E., Fischer, J.

Schnelle Brutreaktoren - wirtschaftliche und technische Aussichten sowie aktueller Stand verschiedener Auslegungen, insbesondere hinsichtlich der Kühlmittel.

Nuclex 69. Intern. Fachmesse6.-11. Okt. 1969. Basel. Sektion 4/4.

Siep, I.

Zur Berechnung von Dopplerkoeffizienten für schnelle Reaktoren.
KfK-Bericht 983

Smidt, D., Schuster, G.

Die Vergleichsstudie der ENEA über schnelle Reaktoren.
Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 410-13.

Thormeier, K.

Solubility of Helium in Liquid Sodium.
Atomenergie, 14 (1969) S. 449

Thormeier, K.

Zur Löslichkeit von Edelgasen in Flüssigmetallen.

Reaktortagung 1969 des DAtF, Frankfurt/M., 15.-18.4.1969. S.204-05.

KfK-Bericht 964: Zur Entwicklung schneller Brutreaktoren. S. VII-1.

Thümmler, F.

Schwerpunkte, Forschungs- und Entwicklungsziele für Karbidbrennstoffe.

KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. XVII, 1-20.

Thurnay, K.

FAUN - Z Berechnung schwerer Reaktorunfälle nach der modifizierten Bethe-Tait-Methode in r,z-Geometrie.

KfK-Bericht 1044.

Velze van, P.L., Walze, H.

Use of a Computer on Line in Experiments at the Fast Critical Assembly SNEAK.

EUR 4289 e: Proceedings Ispra Nuclear Electronics Symposium, 6.-9.5.1969. S. 291-92.

Vollath, D.

Mechanische Eigenschaften.

KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. V, 1-27.

Wedemeyer, H.

Herstellung von modifiziertem Karbid mit Anteilen von N, S, P.

KfK-Bericht 1111: K. Kummerer, F. Thümmler (Hrsg.): Karbidische Kernbrennstoffe für schnelle Brutreaktoren. S. XIV, 1-10.

Werle, H., Fieg, G., Stegemann, D.

Spektroskopie schneller Neutronen mit Protonen-Rückstoß-Proportionalzählrohren.

Atomkernenergie, 14 (1969) S. 333-37.

Wild, E., Mack, K., Hoffmann, H.

Das Verschleißverhalten von Stählen und Legierungen in flüssigem Natrium.

KfK-Bericht 973.

Wirtz, K.

Zur Entwicklung gasgekühlter Schneller Brüter.

Atomwirtschaft, 14 (1969) S. 216-18.

1970

Amendola, A.

Statistical Evaluation of the Maximum Temperatures in Reactor Cores.
Nuclear Science and Engineering, 41 (1970), S. 343-50.

Amendola, A.

Optimization of Reactor Thermal Design by Statistical Hot Spot Analysis.
KfK-Bericht 1284
EUR 3682 e

Amendola, A.

Effective Equally Limiting Hot Channels in Reactor Thermal Design.
Nuclear Science and Engineering, 39 (1970), S. 121-23.

Amendola, A.

Advanced Statistical Hot Spot Analysis.
KfK-Bericht 1134
EUR 3687e.

Barleon, L.

Messung des Dopplerkoeffizienten an verschiedenen Kernbrennstoffen in einer schnellen und schnell-thermischen Reaktorordnung mit der Pileoszillatormethode.
KfK-Bericht 1350.

Baumgärtner, F.

Die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen in der BRD. I. Die Wiederaufarbeitung von Uran-Plutonium-Brennstoffen.
Atomkernenergie, 15 (1970), S. 19-22
KfK-Bericht 1178.

Baumgärtner, F.

Probleme und Entwicklungen im Purex-Verfahren zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen.
Chemie-Ingenieur-Technik, 42 (1970), S. 653-58.

Baumann, W., Hoffmann, H., Möller, R.

Fuel Rod Bundles with Various Spacer Designs for Sodium-Cooled Fast Reactors.
Sodium Cooled Fast Reactor Engineering.
Proceedings. Monaco, March 23-27, 1970.
Vienna: IAEA 1970, S. 187-201. SM-130/38
KfK-Bericht 1154.

Baumann, W., Casal, V., Hoffmann, H., Hofmann, G., Möller, R.

Experimentelle Untersuchungen an Brennelementen mit wendelförmigen Abstandshaltern für Schnelle Reaktoren.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht. Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 466-69.

Baumann, W., Hoffmann, H., Rust, K.

Auswahl von Abstandshaltern für die Brennelemente schneller Brutreaktoren.
Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970. S. 248-69.

Benndorf, K.

Experimental investigations of self-welding of structural materials under sodium.

Nuclear Engineering and Design, 14 (1970), S. 83-98.

Benndorf, K.

Selbstverschweißen von Reaktorstrukturwerkstoffen unter Natrium bei hohen Temperaturen.

KfK-Ext. 8/70-1.

Böhm, H.

Zeitstandverhalten metallischer Werkstoffe.

Hauptversammlung der Deutschen Ges. für Metallkunde, Aachen, 21.5.1970.

Zeitschrift für Metallkunde, 61 (1970), S. 947-54.

Böhm, H., Borgstedt, H.U., Ehrlich, K., Schirra, M.

Vanadiumlegierungen als Hüllwerkstoff für die Brennelemente schneller Brutreaktoren.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF. Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 454-57.

Böhm, H., Hess, G.

Einfluß thermisch-mechanischer Vorbehandlungen auf das Bestrahlungsverhalten eines Titan-stabilisierten 15/15 CrNiB-Stahls.

Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970, S. 732-44.

Böhme, R., Böhnel, K., Boix-Amat, R., Eberle, R., Korthaus, E., Kuhn, D., Küsters, H., Meister, H., Oosterkamp, W.J., Seufert, H., Werle, H.

A Fast Reactor Lattice Experiment for Investigation of k (infinite) and Reaction Rate Ratios in SNEAK, Assembly 5.

IAEA Meeting of Specialists on the Value of Plutonium Alpha. Winfrith, UK, June 30-July 1, 1969.

KfK-Bericht 1176.

Böhme, R., Fischer, E.A., Hinkelmann, B., Kiefhaber, E., Küsters, H., Werle, H. Theoretical and Experimental Analysis of Fast Zero Power Assemblies with Special Consideration to Nuclear Data Check.

2nd Internat. Conf. on Nuclear Data for Reactors. Helsinki, June 15-19, 1970.

Proceedings. Vol. 2. Vienna: IAEA 1970.

S. 427-57. IAEA-CN-26/117

KfK-Bericht 1303.

Bogers, A.J., Chirer, E.G., Borgstedt, H.U.

Analysis of sodium corrosion effects in stainless steel candidate materials for fuel element cladding.

Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970, S. 610-33.

Borgstedt, H.U., Frees, G.
Chemische Probleme der Kühlung von Reaktoren mit flüssigem Natrium.
KfK-Nachrichten, (1970) Nr. 2, S. 6-9.

Borgstedt, H.U., Frees, G.
Die Oxidation von als Umhüllung für Brennstoffelemente in schnellen Reaktoren
verwendeten Metallen durch sauerstoffhaltiges flüssiges Natrium.
Werkstoffe und Korrosion, 21 (1970), S. 435-39.

Borgstedt, H.U., Schneider, W.
Röntgenbeugungsuntersuchungen an inneren Oxidationszonen in natriumkorrodierten
Vanadin-Titan-Legierungen.
Journal of Nuclear Materials, 37 (1970), S. 114-17.

Borkowetz, W., Geithoff, D.H.
Die Bestrahlung von SNR-Prototyp-Brennstäben in einem Sieben-Stab-Bündel.
Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel
Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kern-
forschung 1970. Session II.

Brucklacher, D., Dienst, W., Thümmel F.
Untersuchung über das Kriechen keramischer Kernbrennstoffe unter Neutronenbe-
strahlung.
Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel
Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kern-
forschung 1970. Session III.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971), S. 32-33.

Bumm, H., Dienst, W., Nikolopoulos, P., Thümmel, F., Weimar, P.
Neuere Ergebnisse auf dem Gebiet der Cermets mit idealisiertem Gefüge durch iso-
statisches Heißpressen beschichteter Teilchen.
Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel
Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kern-
forschung 1970. S. 474-94.

Closs, K.D., Schäfer, L.
Untersuchungen über das Zeitstandverhalten von Hüllrohr-Proben mit und ohne Be-
strahlung.
Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel
Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kern-
forschung 1970. S. 675-95.

Dalle Donne, M., Eisemann, E., Wirtz, K.
Latest Calculations for a GCFR with a Vanadium Clad Pin Core.
Gas-Cooled Reactor Information Meeting.
Proceedings. Oak Ridge, Tenn., April 27-30, 1970. Oak Ridge, Tenn.: ORNL 1970,
S. 854-61.
Conf.-700401
KfK-Bericht 1198
EUR 3726e.

Dalle Donne, M., Schumacher, G.
Some Considerations on Coated Particles, with Oxide Fuel, and Graphite and
Silicon Carbide Coating, for Gas Cooled Fast Reactor Application.
KfK-Bericht 1254
EUR 4318 e

Deckers, H., Lehning, H., Reiser, H.
Helium High Pressure Irradiation Facility for Breeder Fuel Pins in the
FR-2-Reactor.

Nuclear Engineering and Design, 14 (1970), S. 343-48.

Deckers, H., Reiser, H., Grundmann, M.,
Konzeption der Bestrahlungseinrichtungen im schnellen Hochfluß-Testreaktor FR
3.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF. Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 659-62.

Dienst, W.

Erzeugung, Nachweis und Ausheilung von Kristallgitter-Punktdefekten durch
Neutronenbestrahlung von keramischen Werkstoffen.

KfK-Bericht 1215

Dorner, S., Reiss, F.E., Schretzmann, K.

Druckausgleichsverschluß für Brennelemente, insbesondere für gasgekühlte Brut-
reaktoren.

Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel
Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kern-
forschung 1970, S. 902-22.

D'Orval, C.C., Engelmann, P. Helm, F., Jourdan, G., Meyer-Heine, A., Pilate,
S., Schmitt, A.P., Tretiakoff, O., Vidal, R., Wittek, G.

Joint Experiments on Masurca, ERMINE, and SNEAK in Support of the Fast Breeder
Projects PHENIX and SNR.

Transactions of the American Nuclear Society, 13 (1970) S. 292-93.

Drechsler, G., Frees, G., Wild, E.

Einrichtung zum Feststellen der Füllstandshöhe von Flüssigkeiten in einem Behäl-
ter.

OS 1 548 976 (29.10.1970).

Ehrlich, K., Böhm, H., Wassilew, C.

Influence of Neutron Irradiation on the Creep-Rupture Properties of a 16 Cr/13
Ni-steel.

Irradiation Effects on Structural Alloys for Nuclear Reactor Application,
Niagara Falls, June 29 - July 1, 1970 ASTM, Special Techn. Publ. 484, S.
495-508.

Eisemann, E. Gerken, A., Heusener, G., Jansen, P., Struwe, D.

Studie zur Auslegung des Cores für einen schnellen natriumgekühlten Reaktor von
1000 MWe mit oxydischem Brennstoff.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 605-08.

Engelmann, P.

Zukünftige Entwicklungsaufgaben des Projekts Schneller Brüter.

Projekt Schneller Brüter, Statusbericht.

Karlsruhe, 12.3.1970

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 15 (1970) S. 334-36.

Engelmann, P.

Integrale Experimente an schnellen Nullenergiereaktoren.
Atomkernenergie, 15 (1970) S. 39-45
KfK-Bericht 1175

Erbacher, F., Malang, S., Rust, K.

Arbeiten zur Weiterentwicklung dampfgekühlter schneller Brutreaktoren.
Auswirkungen von Druckausgleichssystem und hoher Stabileistung auf wärmetechnische Auslegung, nukleare Eigenschaften und Wirtschaftlichkeit.
Reaktortagung, Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 617-20
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 15 (1970) S. 331-34.

Ertel, D., Wettstein, W.

Röntgenspektrometrische Simultanbestimmung von Uran und Plutonium in Lösungen bestrahlter Schnellbrüterbrennstoffe.
KfK-Bericht 1121.

Fischer, M.

Der schnelle Hochfluß-Testreaktor FR 3.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 15 (1970), S. 297-300.

Fischer, M., Bojarsky, E., Class, G., Kühle, M., Müller, A., Amon, F., Kilian, P.

Der Schnelle Hochfluß-Testreaktor FR 3, Zielsetzung und Konzeption.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 654-58.

Fischer, E.A., Helm, F., Werle, H., Barleon, L., Bickel, W., Bluhm, H., Böhme, R., Böhnel, K., Buyl, R., Däunert, U., Edelmann, M., Engelmann, P., Fieg, G., Günther, G., Habermann, F.W.A., Kuhn, D., Müller, M., Oosterkamp, W.J., Raberain, A.M., Schröder, R., Velze, P.L. van, Walze, H., Wittek, G., Woite, J.
Physics Investigation of Steam-Cooled Fast Reactor Cores with a Plutonium-Fueled Central Zone. SNEAK-Assembly 3B.
KfK-Bericht 1266
EUR 3969 e.

Freund, D., Sari, C.

A new simulation method for investigation of UO_2 -fuel in a thermal gradient corresponding to reactor conditions.
Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schröter, K.(eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970. S. 78-91
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 15 (1970) S. 573-74

Freund, D., Schikarski, W.

Der direkt elektrisch geheizte UO_2 -Brennstab.
KfK-Bericht 1031.

Frisch, W., Hübschmann, W.

Zur inhärenten Stabilität des dampfgekühlten Brutreaktors.
KfK-Bericht 851

1970-6

Gaballah, I.

Ein theoretisches Verfahren zur Berechnung der Zweiphasenströmung mit Phasenwechsel in einem Einspritzverdampfer.

KfK-Bericht 1300

Gast, K.

A Method for the Fast Detection and Localization of Fuel Failures in Sodium Cooled Fast Reactors.

Meeting of Specialists on Detection, Identification and Localization of Fuel Failures in Fast Reactors, Cadarache, Oct. 5-6, 1970.

Gast, K.

Die Sicherheit des Natriumbrüters.

VDI-Nachrichten, 24 (1970) Nr. 45, S. 1-2.

Gast, K.

Zur Sicherheitsproblematik Schneller Natriumgekühlter Reaktoren.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 42-45.

Gast, K., Smidt, D.

Cooling disturbances in the core of sodium-cooled fast reactors as causes of fast failure propagation.

Nuclear Engineering and Design, 14 (1970), S. 12-22.

Geithoff, D.H.

Das Verhalten des Brennstoff/Hülle-Spaltes in Bestrahlungsversuchen mit Oxidstäben.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 462-65.

Gesellschaft für Kernforschung mbH (ed.)

Projekt Schneller Brüter - Zweijahresbericht 1968/69.

KfK-Bericht 1269

EUR 4308 d.

Gesellschaft für Kernforschung mbH (ed.)

Projekt Schneller Brüter - 1.Vierteljahresbericht 1970.

KfK-Bericht 1270/1

EUR 4316 d.

Gesellschaft für Kernforschung mbH (ed.)

Projekt Schneller Brüter - 2.Vierteljahresbericht 1970.

KfK-Bericht 1270/2

EUR 4164 d.

Gesellschaft für Kernforschung mbH (ed.)

Projekt Schneller Brüter - 3.Vierteljahresbericht 1970.

KfK-Bericht 1270/3

EUR 4571 d

1970-7

Gesellschaft für Kernforschung mbH (ed)
Projekt Schneller Brüter - 4. Vierteljahresbericht 1970.
KfK-Bericht 1270/4
EUR 4573 d.

Götzmann, O., Hofmann, P., Stumpf, W.
Verträglichkeitsuntersuchungen von Urancarbid mit Stählen und Vanadinlegierungen.

Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, September 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970. S. 562-88.

Götzmann, O., Scherbl, D.
Verträglichkeitsuntersuchungen mit UC verschiedener Stöchiometrie und Eisen-Nickel-Chrom-Legierungen und der Einfluß von Stabilisatoren.
KfK-Bericht 1213 (Juni 70).

Glauner, H.W., Heusener, G.
Eine statische Methode zur Unterkritikalitätsbestimmung an schnellen Reaktoren.
KfK-Bericht 1148.

Häfele, W.
The German-Benelux Fast Breeder Project and Future Developments in European Fast Breeder Reactors.
British Nuclear Energy Society, London, 12. December 1970.

Häfele, W.
Schnelle Brutreaktoren, ihr bevorstehender Einsatz bei den Elektrizitätsgesellschaften und ihre langfristige Bedeutung.
Internationale Studientage über die Modernen Elektrischen Kraftwerke, Lüttich/Belgien, 11.-15. Mai 1970.

Häfele, W., Faude, D., Fischer, E.A., Laue, H.J.
Fast Breeder Reactors.
Annual Review of Nuclear Science, 20 (1970) S. 393-434
KfK-Bericht 1167.

Häfele, W., Jansen, P.
Beurteilungskriterien Schneller Brüter.
Reaktortagung. Berlin, 20-22.4.1970.
DAfF/KTG im DAfF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 621-24.

Häfner, H.E.
Bestrahlung von Brennstäben in instrumentierten Natrium-Bleiwismut-Doppelkapseln.
Kerntechnik, 12 (1970) S. 248-53
KfK-Bericht 1259.

Häfner, H.E.
Sicherheitsbericht für FR-2-Kapselversuchseinsätze mit einwandigen NaK-Kapseln zur Bestrahlung von Hochleistungsbrennstäben.
KfK-Bericht 1143.

Heusener, G.
Core-optimization of sodium cooled fast breeder reactors with methods of nonlinear programming.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970), S. 3-11.

Heusener, G.
Optimalisierung Na-gekühlter schneller Brutreaktoren mit Methoden der nicht-linearen Programmierung.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 66-69.

Heusener, G.
Optimierung natriumgekühlter schneller Brutreaktoren mit Methoden der nicht-linearen Programmierung.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1970
KfK-Bericht 1238.

Hinkelmann, B.
Evaluation of neutron nuclear data for several actinides in the energy range from thermal to 10 MeV.
2nd Internat. Conf. on Nuclear Data for Reactors. Helsinki, June 15-19, 1970.
Proceedings. Vol. 2. Vienna: IAEA 1970. S. 721-34.

Hofmann, F.
Flow and Temperature Distribution Including Coolant Mixing in Sodium Cooled Fuel Elements with Eccentric Geometry.
Sodium-Cooled Fast Reactor Engineering.
Proceedings. Monaco, March 23-27, 1970.
Vienna: IAEA 1970 SA. 203-15. SM-130/40
KfK-Bericht 1155.

Hofmann, F.
Velocity and Temperature Distribution in Turbulent Flow in Sodium Cooled Fuel Elements with Eccentric Geometry.
Liquid Metal Heat Transfer and Fluid Dynamics. Winter Annual Meeting of the American Society of Mechanical Engineers. New York, N.Y., November 30, 1970. New York: ASME (1970) S. 69-75
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970). S. 43-50.

Hofmann, P.
Spaltproduktausbeuten bei der Spaltung von U-235, U-238, Pu-239 und Pu-241 mit Neutronen verschiedener Energien.
KfK-Ext. 6/70-2.

Hofmann, W., Wedemeyer, H., Thümmler, F.
Verträglichkeit mit simulierten Spaltprodukten an Hüllmaterialien, mit und ohne Kernbrennstoff.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht. Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 579-82.

Holleck, H.
Zum Verhalten der Spaltprodukte Mo, Tc, Ru, Rh und Pd in einem karbidischen Brennelement und Aufbau des Systems Mo-Ru-C.
KfK-Bericht 1260.

Holleck, H., Kleykamp, H.

Zur Konstitution und Thermodynamik im System Uran-Ruthenium-Kohlenstoff.
Journal of Nuclear Materials, 35 (1970), S. 158-66
KfK-Bericht 809.

Holleck, H., Kleykamp, H.

Zur Stöchiometrieverschiebung in einem oxidischen Brennelement bei hohem Abbrand.
KfK-Bericht 1181.

Huber, F., Müller, A.

The Karlsruhe Sodium Tank Test Facility.
KfK-Bericht 1203.

Ihle, P., Rust, K.

Brennstäbe mit Innenrippen.

Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept. 28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970. S. 923-45
Atomkernenergie, 16 (1970) S. 231-32.

Jansen, P.

Methoden zur Beurteilung von Kernkraftwerkentwicklungen, insbesondere der Schnellen Brüter.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1970
KfK-Bericht 1066.

Jansen, P.

Spieltheorie - Plutoniumpreis.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 15 (1970) S. 569-72.

Jourdan, G., Buyl, R., Helm, F., Müller, M., Oosterkamp, W.J., Pilate, S., Raberain, A.M., Woite, J.

Physikalische Untersuchungen für den SNR in der SNEAK.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 141-44.

Kadlec, J.

Untersuchung der turbulenten Druckpulsation in der Strömungsgrenzschicht eines längsdurchströmten Brennstabbündels und der dadurch induzierten Brennstabschwingung.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 13-15.

Kadlec, J., Appelt, K.D.

Flow induced rod vibrations of fast reactor subassemblies.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970) S. 136-50.

Kadlec, J., Lang, W.

Flow-Induced Temperature and Pressure Pulsations in Rod Bundles.
Sodium-Cooled Fast Reactor Engineering.
Proceedings. Monaco, March 23 - 27, 1970.
Vienna: IAEA 1970. S. 233-48. SM-130/41
KfK-Bericht 1157.

1970-10

Käppeler, F.

A Measurement of the Fission Cross Section of ^{235}U at 440 and 530 keV Neutron Energy.

EANDC-Symposium on Neutron Standards and Flux Normalization, Argonne, Ill., October 21 - 23, 1970

KfK-Bericht 1313.

Käppeler, F., Pfletschinger, E.

A Measurement of the Fission Cross Section of ^{241}Pu Relative to ^{235}U .

2nd Internat. Conf. on Nuclear Data for Reactors. Helsinki, June 15-19, 1970.

Proceedings. Vol. II. Vienna: IAEA 1970.

S. 77-85. CN-26/7

KfK-Bericht 1227.

Keller, K.

Natrium-Luft-Reaktionen als Reaktorstörfall.

KfK-Bericht 1034

EUR 4308 d

Keller, K., Schikarski, W.

Zur Theorie des Verhaltens nuklearer Aerosole in geschlossenen Systemen - das Rechenprogramm PARADISEKO.

Arbeitstagung Schwebstofftechnik,

Frankfurt/M., 15.10.1970.

Kessler, G.

Space Dependent Dynamic Behaviour of Fast Reactors Using the Time-Discontinuous Synthesis Method.

Nuclear Science and Engineering, 41 (1970) S. 115-48.

Kiefhaber, E.

Check of Nuclear Data and Methods of Calculation by Integral Experiments.

1970 Annual Meeting of the American Nuclear Society. Los Angeles, June 28 - July 7, 1970

Transactions of the American Nuclear Society 13 (1970) S. 288.

Kiefhaber, E.

Comments on the Calculation of Reaction Rate Traverses.

KfK-Bericht 1314.

Kiefhaber, E., Schmidt, J.J., Bachmann, H., Hinkelmann, B., Krieg, B., Siep, I., Stein, E., Thiem, D. Wagner, K.

Evaluation of Fast Critical Experiments Using Recent Methods and Data.

EANDC(E)-118'U'

KfK-Bericht 969.

Kleefeldt, K.

Untersuchungen zum Verschleiß und zum Reibverhalten zwischen Brennstabbündel und Abstandshaltergittern in Natrium.

KfK-Bericht 1290.

Kleykamp, H.

Änderung der Wärmeleitfähigkeit in einem oxidischen Brennelement während des Abbrandes.

KfK-Bericht 1245.

Kopsch, D., Cierjacks, S., Kirouac, G.J.

New Total Cross Section Measurement of Uranium between 0.5 - 4.35 MeV.

2nd Internat. Conf. on Nuclear Data for Reactors, Helsinki, June 15-19, 1970.

Proceedings. Vol. II. Vienna: IAEA 1970. S. 39. CN-26/12

KfK-Bericht 1199.

Korthaus, E.

Messung der Energie- und Ortsabhängigkeit der Neutroneneinflußfunktion in schnellen kritischen Null-Energie-Anordnungen.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1970

KfK-Bericht 1141.

Krüger, W., Schwemmler, R.

Untersuchung der Eigenfrequenzen, der Normal- und Dehnungsfunktionen und der Dämpfung der instrumentierten Modellbrennstäbe des NaI/2-Modellsassemblies.

KfK-Bericht 1337.

Küsters, H.

Fast Neutron Scattering Models, Slowing Down and Formation of Reactor Spectra.

14. Internat. Summer School of Physicists on 'Fast Neutrons and the Study of Nuclear Structures'. Duilovo, Jugoslawien, 8.-20. September 1969

KfK-Bericht 1295.

Küsters, H.

Reaktorphysikalische Probleme bei der Entwicklung schneller Brutreaktoren.

Verhandlungen der Dt. Physikal. Ges., R.6, Bd. 5 (1970) S. 781-82.

Kummerer, K.

Die Bedeutung von Karbid- und Nitridbrennstoffen für schnelle Brutreaktoren.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF. Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 430-33.

Kummerer, K.

Untersuchungen über die Kriecheigenschaften von UO_2 bei hohen Temperaturen.

Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.

DAtF/KTG im DAtF. Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 575-78.

Kummerer, K., Vollath, D.

Untersuchungen über das thermische Kriechen von UO_2 und UO_2 - PuO_2 bei hohen Temperaturen.

Dalle Donne, M., Kummerer, K., Schroeter, K. (eds.): Fast Reactor Fuel and Fuel Elements. Proceedings. Karlsruhe, Sept.28-30, 1970. Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1970. S. 369-94

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 29-31.

1970-12

Leistikow, S.

Neue Untersuchungen über die Heißdampfkorrosion der Legierung Incoloy 800.
Diskussionstagung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde, Darmstadt,
5.-6.3.1970
AED-Conf. 70-013-001.

Malang, S., Müller, St., Wiehr, K.
Druckausgleichsystem für Brennelemente.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 517-20.

Müller, R.A.

Konzeptstudie eines 1000 MWe-Kernkraftwerkes mit einem dampfgekühlten,
schnellen Brutreaktor.
KfK-Ext. 8/70-6.

Müller, R.A.

A Partly Integrated Cooling System for Liquid Metal-Cooled Reactors.
Sodium-Cooled Fast Reactor Engineering.
Proceedings. Monaco, March 23-27, 1970.
Vienna: IAEA 1970. S. 163-72. SM-130/42
KfK-Bericht 1156.

Ochsenfeld, W., Schmieder, H., Theiss, S.

Wässrige Wiederaufarbeitung der Brennelemente Schneller Brüter. Die gemeinsame
Extraktion und Trennung von Makromengen Plutonium und Uran im Purex-Prozess.
KfK-Bericht 911.

Peppler, W.

Sodium Transient Boiling Experiments.
Meeting of the European Liquid Metal Boiling Working Group, Casaccia, April
9-10, 1970.

Peppler, W., Kornelson, I., Menzenhauer, P., Pulch, O., Schleisiek, K.,
Tempelfeld, W., Thormeier K.,
Thermoelemente für den Einsatz in flüssigem Natrium bis zu 900 °C.
KfK-Ext. 8/70-3.

Peppler, W., Schlechtendahl, E.G.

Experimental and Analytical Investigations of Sodium Boiling Events in Narrow
Channels.
Liquid Metal Heat Transfer and Fluid Dynamics.
Winter Annual Meeting of the American Society of Mechanical Engineers. New
York, N.Y., November 30, 1970. New York: ASME (1970) S. 162-71.

Peppler, W., Schlechtendahl, E.G., Schultheiß, G.F.

Investigation on dynamic boiling in sodium cooled fast reactors.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970) S. 23-42.

Peppler, W., Schlechtendahl, E.G., Schultheiß, G.F.

Untersuchungen zur Dynamik der Siedevorgänge in natriumgekühlten Reaktoren.
4. Internat. Heat Transfer Conference, Paris, 31.8.-5.9.1970.

Rehme, K.

Widerstandsbeiwerte von Gitterabstandshaltern für Reaktorbrunnelemente.
Atomkernenergie, 15(1970) S. 127-30
KfK-Bericht 1205

Schikarski, W., Hagen, A., Krämer, R., Schmidt, W. Wiese, H.W.
Sicherheit und Wirtschaftlichkeit des Transports bestrahlter Brüterelemente.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 470-73.

Schlechtendahl, E.G.
Theoretical Investigations on Sodium Boiling in Fast Reactors.
Nuclear Science and Engineering, 41 (1970) S. 99-114.

Schlechtendahl, E.G., Peppler, W., Schultheiß, G.F.
Sieden des Natriums in schnellen Reaktoren.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 34-37.

Schleisiek, K.
Heat transfer and boiling during forced convection of sodium in an induction-heated tube.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970) S. 60-68.

Schleisiek, K.
Sodium Forced Convection in Boiling and Heat Transfer in an Induction Heated Test Section.
Meeting of the European Liquid Metal Boiling Working Group, Casaccia, April 9-10, 1970.

Schmidt, G.
A new method for calculating the design strength of fuel cans for liquid metal cooled fast reactors.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970) S. 117-35.

Schmidt, L., Will, H.
Facility for in-pile creep experiments on cladding tubes under thermal and stress cycling.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970) S. 109-16.

Schneider, H., Schönwald, D., Schumann, H.
Bestimmung von Calciumgehalten im ppm-Bereich in Natriummetall mit Hilfe der Röntgenfluoreszenzanalyse.
Fresenius' Zeitschrift für Analytische Chemie, 249 (1970) S. 175-76.

Schroeter, K.E.
Einfluß von Berechnungsmethoden auf den Multiplikationsfaktor $k(\text{eff})$ und den Voideffekt $k(V)$ für einen großen schnellen natriumgekühlten Brutreaktor.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1969
KfK-Bericht 1180.

Schroeter, K.E., Maubach, K., Dorner, S.
Use of Neutron-Absorbing Additions to the Coolant for Shutdown of Fast Sodium-Cooled Reactors.
Sodium-Cooled Fast Reactor Engineering.
Proceedings. Monaco, March 23-27, 1970.
Vienna: IAEA 1970. S. 883-903. SM-130/37
KfK-Bericht 1153.

Schultheiß, G.F.

Experimental Investigation of Incipient Boiling Superheat in Wall Cavities.
Liquid Metal Heat Transfer and Fluid Dynamics.
Winter Annual Meeting of American Society of Mechanical Engineers. New York,
N.Y., November 30, 1970. New York: ASME (1970). S. 100-07.

Schultheiß, G.F.

Experimentelle Untersuchung des Siedeverzuges von Natrium an künstlichen Ober-
flächenrauigkeiten.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1970
KfK-Bericht 1332.

Schultheiß, G. F.

The Effect of Oxide Concentration on Incipient Boiling Superheat of Sodium.
Meeting of the European Liquid Metal Boiling Working Group, Casaccia, April
9-10, 1970.

Schumacher, G.

Entmischung von Uran und Plutonium in oxidischen Kernbrennstoffen unter Einwir-
kung eines Temperaturgradienten.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1970
KfK-Ext. 4/70-27.

Smidt, D.

Problems of Cooling Disturbances and Sodium Boiling in Fast Reactors.
IAEA Panel on Heat and Mass Transfer in Nuclear Power, Wien, Sept. 14-17, 1970.

Smidt, D.

Sodium Boiling and Failure Propagation in Fast Reactors.
Meeting of the European Liquid Metal Boiling Working Group, Casaccia, April
9-10, 1970.

Spilker, H.

Berechnung und Entwurf eines Natrium-Luft-Wärmeträgers für den geplanten
Schnellen Testreaktor FR 3.
KfK-Ext. 8/70-7.

Struwe, D.

A Two-Dimensional Model for Fast Reactor Kinetics Analysis with Space Dependent
Feedback.
CREST Specialist Meeting on Reactivity Effects in Large Power Reactors, Ispra,
Oct. 28-30, 1970.

Thormeier, K.

Solubility of the noble gases in liquid sodium.
Nuclear Engineering and Design, 14 (1970), S. 69-82,
KfK-Bericht 1166.

Thümmel, F.

Brennstoffe und Brennelemente für Schnelle Reaktoren.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 51-52.

Torre, M. de la
Aktivität des Sauerstoffes im flüssigen Natrium.
KfK-Bericht 1149.

Tschoeke, H.
Experimentelle Bestimmung des Druckverlustes an einem 37-Stab-Bündel aus Rohren mit 6 integralen Wendelrippen pro Stab als Abstandshalter.
KfK-Bericht 1038.

Velze, P.L. van, Walze, H.
Aufbau und Funktion des On-line-Systems zur Datenverarbeitung und Experimentsteuerung bei SNEAK.
KfK-Bericht 1188
EUR 4305 d.

Walze, H.
Aufbau, Anwendungen und Erfahrungen mit einem System zur on-line Datenverarbeitung und Experimentsteuerung bei SNEAK.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 189-92.

Wild, E.
Experimentelle Untersuchungen des Verschleißverhaltens verschiedener Werkstoffe in flüssigem Natrium.
Reaktortagung. Berlin, 20.-22.4.1970.
DATF/KTG im DATF. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1970: ZAED. S. 289-92.

Wild, E., Mack, K. Hoffmann, H.
Experimentelle Untersuchungen des Verschleißverhaltens von Stählen und Legierungen in flüssigem Natrium.
KfK-Bericht 1251.

Wild, H.
Some recent results on the behaviour of nuclear aerosols observed in TUNA.
Specialist Meeting on the Behaviour of Nuclear Aerosols in Closed Systems.
Karlsruhe, Nov. 11-12, 1969
KfK-Bericht 1206 S. 55-61.

Will, H.
In-pile-Einrichtungen für Dehnungsmessungen an Kernbrennstoffen und Strukturmaterialien.
KfK-Bericht 1281.

1971

Amendola, A.

THEDRA - A Code for Thermal Design Reliability Analysis of a Reactor Core.
KfK-Bericht 1507
EUR 4722 e

Amendola, A.

The Influence of Power Flattening on the Hot Channel Factors.
Nuclear Science and Engineering, 44 (1971) S. 435-37.

Amendola, A.

Expected Number of Subassembly Failures Due to Hot Spot Occurrences.
Nuclear Science and Engineering, 43 (1971) S. 239-40.

Appelt, K.D., Kadlec, J., Krüger, W., Ohlmer, E., Schwemmle, R.

Experimental Investigation of Loop Caused Influences on Parallel Flow-Induced Vibration of Fuel Pins.

KfK-Bericht 1385

EUR 4574 e

Appelt, K.D., Kadlec, J., Krüger, W.

Schwingungsverhalten von Schnellbrüter-Brennelementen.

1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, September 20-24, 1971.

Bandl, R.-E., Miessner, H., Fröhner, F.H.

A Measurement of the Capture-to-Fission Ratio for ^{235}U and ^{239}Pu with a New Technique.

3. Conference on Neutron Cross Sections and Technology, Knoxville, Tenn., March 15-17, 1971.

Baumgärtner, F.

Reprocessing of Uranium-Plutonium Fuels and Objectives of Long Range Development in the Federal Republic of Germany.

Proceedings of the Indo-German Seminar on Fuel Cycles, Bombay, March 15-19, 1971.

Trombay: Bhabha Atomic Research Centre (1971). S. 104-18.

Baumgärtner, F.

Reprocessing Activities in the Federal Republic of Germany in the Field of Fast Breeder Fuels.

17. Annual Meeting of the American Nuclear Society, Boston, Mass., June 13-17, 1971

Transactions of the American Nuclear Society, 14 (1971) S. 77-78.

Baumann, W., Hoffmann, H.

Coolant Cross-Mixing of Sodium Flowing In Line Through Multi-Rod Bundles with Different Spacer Arrangements.

Heat Transfer in Liquid Metals. 1971

Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Bickel, W., Wittek, G.

Betriebserfahrungen an der Schnellen Null-Energie-Anordnung Karlsruhe (SNEAK).
Reaktortagung, Bonn, 30. März-2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED S. 474-77.

Billaux, M., Buckel, G., Charlier, A., Mc Grath, P., Pilate, S., Plum, F.
A three-dimensional synthesis method tested and applied in fast breeders.
KfK-Bericht 1345

Bober, M., Dorner, S., Sari, C., Schumacher, G.

Compatibility of V Alloys with (U,Pu)O₂ under a Thermal Gradient.
GCFR Fuel and Material Specialists Meeting, Harwell, December 16-17, 1971.

Redistribution of Plutonium and Uranium in Mixed (U,Pu) Oxide Fuel Materials in
a Thermal Gradient.

Journal of Nuclear Materials, 39 (1971) S. 265-84.

Bober, M., Sari, C., Schumacher, G.

Redistribution of Uranium and Plutonium During Evaporation Processes in Mixed
Oxide Fuel.

Journal of Nuclear Materials, 40 (1971) S. 341-45.

Böhm, H., Karsten, G., Kummerer, K., Brucklacher, D., Closs, K.D., Dienst, W.,
Ehrlich, K., Freund, D. Garzarolli, F., Geithoff, D., Kämpf, H., Scheibe, W.
Uhde, W., Vollath, D. Wassilew, C.

Irradiation Behaviour of Fast Reactor Fuel Pins and Their Components.

4. United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic
Energy. Geneva, 6-16 September 1971. A/Conf.49/P/392.

Böhm, H., Schirra, M., Solano, R., Garcia, R.

Das Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung X8CrNiMoNb 1616 in verschie-
denen Vorbehandlungszuständen.

KfK-Bericht 1512.

Böhm, H., Wassilew, C., Scheibe, W.

Einfluß von Neutronenbestrahlung bei hohen Temperaturen auf das Zeitstand- und
Kriechverhalten austenitischer Stähle.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 420-23.

Böhme, R., Buyl, R. Korthaus, E., Müller, M., Woite, J.

Messung von Reaktionsraten im Schnellen Nulleistungsreaktor SNEAK.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 360-61.

Borgstedt, H.-U.

Die Reaktionen von V-Zr-Cr- und V-Ti-Cr-Legierungen in flüssigem Natrium mit
geringen Sauerstoffaktivitäten.

Corrosion Science, 11 (1971) S. 89-105.

Borgstedt, H.U.

Grain boundary grooving of Type 304 stainless steel and Armco iron due to
liquid sodium corrosion.

Corrosion, 27 (1971) S. 113-14.

1971-3

Borgstedt, H.-U., Drechsler, G., Frees, G., Schneider, H., Wittig, G.
Die Bestimmung der Sauerstoffkonzentration in Natriumkreisläufen.
Reaktortagung, Bonn, 30.März - 2.April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 379-82.

Borgstedt, H.U., Frees, G.

Relations between corrosion test results and a possible mechanism of liquid sodium corrosion.

Joint Fall Meeting 1971. The Metallurgical Society of AIME, Detroit, Mich., October 18-20, 1971.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Drechsler, G.

Korrosionsreaktionen sauerstoffempfindlicher Metalle in flüssigem Natrium mit Oxidgehalten. II. Reaktionen von Titan.

Werkstoffe und Korrosion, 22 (1971) S. 46-49.

Brucklacher, D., Dienst, W.

Creep Behavior of Ceramic Nuclear Fuels under Neutron Irradiation.

Meeting of the American Society incl. Meeting of the Basic Science and Nuclear Division and the Inst. of Ceramic Engineers, Anaheim, Calif., October 30 - November 3, 1971

American Ceramic Society Bulletin, 50 (1971) S. 782

Journal of Nuclear Materials, 42 (1972) S. 285-96.

Brucklacher, D., Dienst, W., Dippel, Th., Götzmann, O., Hofmann, P., Holleck, H., Kleykamp, H., Siebmanns, W., Thümmeler, F.

Some Basic Work on Advanced Ceramic Nuclear Fuel.

Neue Technik, 7 (1971) S. 299-307.

Brucklacher, D., Dienst, W., Engelhardt, G., Kummerer, K., Rejman, G., Thümmeler, F., Vollath, D.

Untersuchungen zum Kriechen keramischer, spaltbarer und nicht spaltbarer Stoffe.

Jahrestagung der Deutschen Keramischen Gesellschaft in Köln, 5.-6. Oktober 1971.

Berichte der Deutschen Keramischen Gesellschaft, 48 (1971) S. 549.

Buckel, G.

Approximation der stationären, dreidimensionalen Mehrgruppen-Neutronen-Diffusionsgleichung durch ein Syntheseverfahren mit dem Karlsruher Synthese-Programm KASY.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971

KfK-Bericht 1349

Bumm, H., Glauner, W., Rühl, E., Schikarski, W.

Entwicklung einer Energiesonde für SEFOR.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 134-35.

Cierjacks, S., Kopsch, D., Nebe, J., Schmalz, G., Voss, F.

A Facility for the Measurement of Fast Neutron Fission Cross Sections Using an Intense Cyclotron Neutron Source.

3. Conference on Neutron Cross Sections and Technology, Knoxville, Tenn., March 15-17, 1971

KfK-Bericht 1495.

1971-4

Class, G., Hoang, Y.S., Hitzschke, U., Kleefeldt, K. .
Auswirkungen des Strukturmaterialschwellens auf den Entwurf schneller Reaktor-
kerne.

1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology,
Berlin, September 20-24, 1971

Nuclear Engineering and Design, 18 (1972), S. 335-52

Cramer, M., Dorr, B.

Experimentelle Untersuchung der Brennelementbeanspruchung durch Siedevorgänge.

KfK-Nachrichten, 3 (1971) H.2, S. 17-21.

Cramer, M., Dorr, B., Müller, R.A.

Experimentelle Untersuchung der Beanspruchung von Brennelement-Kästen durch Sie-
de- und Kondensationsstöße in Natrium.

1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology,
Berlin, September 20-24, 1971.

Dalle Donne, M.

Das Gasbrüter-Memorandum.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 430-32.

Dalle Donne, M., Amendola, A., Dienst, W., Dorner, S., Ehrlich, K., Eisemann,
E., Polch, A., Schirra, M., Weimar, P., Bundschuh, V., Schröder, G., Plitz, H.,
Klein, H., Kujath, V., Vollmer, H., Bongartz, K. Kaden, W., Klein, K., Schatz,
M.

Brennelement, Coreauslegung von Gasgekühlten Schnellen Brütern.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht,
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 774-77.

Dalle Donne, M., Krämer, H., Wirtz, K.

Assessment of Gas-Cooled Fast Breeder.

Nuclear News, 14 (1971) No. 12, S. 42-44.

Dalle Donne, M., Schumacher, G.

Considerations on PyC and SiC Coated Oxide Particles for Gas Cooled Fast
Reactor Application.

Journal of Nuclear Materials, 40 (1971) S. 27-40.

Dalle Donne, M., Wirtz, K.

Problems of Gas-Cooled Fast Breeder Reactors.

17. Annual Meeting of the American Nuclear Society, Boston, Mass., June 13-17,
1971

Transactions of the American Nuclear Society, 14 (1971) S. 272-73.

Deckers, H., Häfner, H., Reiser, H.

Brennstabbestrahlungen im FR 2.

KfK-Nachrichten, 3 (1971) H.2, S.1-5.

Depisch, F., Dippel, Th., Vollath, D.

Spezifikation und Herstellung von UO₂-PuO₂-Stabprüflingen mit 4 mm Brennstoff-
durchmesser und FR-2-Kapselversuchsgruppe 5b.

KfK-Ext. 06/71-02.

1971-5

Dippel, Th., Günther, E.

Herstellung von Brennstofftabletten mit zentraler Bohrung.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 431-32.

Dorner, S.

Ein Beitrag zur Wasserstoffgewinnung mittels Reaktorwärme.
KfK-Ext. 04/71-35.

Dorner, S., Schumacher, G.

The Behaviour of Vanadium Alloy Claddings in Helium Cooled Reactors.
International Conference on the Effect of Environment of Material Properties in
Nuclear Systems, London, July 1-2, 1971.

Dorner, S., Schumacher, G.

Theoretische Betrachtungen über die Eignung von Vanadiumlegierungen als Hüll-
werkstoff für oxidische (U, Pu)-Kernbrennstoffe.
Journal of Nuclear Materials, 39 (1971) S. 69-76.

Dorner, S., Schumacher, G.

Compatibility between Vanadium Alloys and Oxides and Carbides under
Irradiation.

BMBW, Informationstagung G.C.F.R. Fuel Specialist Meeting, Brüssel, 17.-19.
März 1971

KfK-Bericht 1410.

Drosselmeyer, E., Gupta, D., Hagen, A., Kurz, P.

Development of Safeguards Procedures and Simulation of Fissile Material Flow
for an ALKEM Type Plant Fabricating Plutonium Fuel Elements for Fast Breeder
Reactors.

KfK-Bericht 1110

Elbel, H., Kämpf, H., Depisch, K.

Die Behandlung des mechanischen und thermischen Verhaltens von Brennstäben in
SATURN 1.

1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology,
Berlin, 20-24 September 1971

KfK-Bericht 1477.

Engelmann, P.

Die Arbeiten des Karlsruher Projektes Schneller Brüter im Jahre 1970.

PSB 10. Statusbericht, Karlsruhe, 15.2.1971. GfK Karlsruhe.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 251-55.

Engelmann, P., Erbacher, F., Karsten, G., Ritz, L.

Bericht über die im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten Forschungs-
und Entwicklungsarbeiten zum dampfgekühlten schnellen Brüter.

KfK-Bericht 1370.

Engelmann, P., Häfele, W.

The Base Programme of the DeBeNeLux Fast Breeder Project.

4. United International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy.
Geneva, 6-16 September 1971. A/Conf. 49/P - 366.

Ehrhardt, J.

Erzeugung und Nachweis von Reaktivitätsstörungen, die charakteristisch sind für das globale Sieden des Kühlmittels in schnellen natriumgekühlten Reaktoren.

4. Treffen des Arbeitskreises Noise Analysis, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 30. November 1971.

Ehrhardt, J., Edelmann, M.

Untersuchung der Kinetik gekoppelter Reaktorzonon durch Analyse des Reaktorrauschens.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht. Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 74-77.

Ehrlich, K.

Das Schwellen von Hüll- und Strukturmaterialien unter Neutronenbestrahlung.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 356-58

PSB 10. Statusbericht. Karlsruhe, 15. Febr. 1971.

Eisemann, E.

Considerations on the Accident: 'Water Ingress in the Primary Loop of a Helium Cooled Fast Breeder Reactor with Secondary Steam Cycle'.

KfK-Bericht 1487 (September 71)

Erbacher, F., Leistikow, S.

Der Heißdampfkreislauf für Korrosionsversuche unter Wärmeübergang (HKW).

KfK-Nachrichten, 3(1971) No. 2, S. 6-12

Mitteilungen der Technischen Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber e.V., 52 (1972) S. 8-11.

Fieg, G.

Messung der Spektren verzögerter Spaltneutronen von U-235, U-238 und Pu-239 mit Protonenrückstoß-Proportional-Zählrohren.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971

KfK-Ext. 04/71-31.

Fiege, A., Petersen, H.

Probleme bei der Auslegung von Loop-Druckrohren für den schnellen Hochfluß-testreaktor FR 3.

1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, 20.-24. September 1971.

Fischer, E.A., Böhme, R., Korthaus, E.

Zur Bestimmung von $\beta(\text{eff})$ in schnellen Reaktoren.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1971: ZAED S. 114-17.

Fischer, M. (Hrsg.)

Durchführbarkeitsstudie für den Schnellen Hochfluß-Testreaktor FR 3.

KfK-Bericht 1356.

Föhl, C.A., Nazare, S.

Technologie von UO_2 - PuO_2 -Stahl-Brennelementen.

Atomkernenergie, 17 (1971) S. 245-50

KfK-Bericht 1459.

1971-7

Gast, K.

Die Ausbreitung örtlicher Störungen im Kern Schneller Natriumgekühlter
Reaktoren und ihre Bedeutung für die Reaktorsicherheit.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971
KfK-Bericht 1380.

Gast, K.

Local Boiling in Rod Bundles. A Theoretical Model.
Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Gast, K.

Eine Methode zur schnellen Detektion und Lokalisierung von Hüllrohrschäden in
natriumgekühlten schnellen Reaktoren.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 383-86.

Geithoff, D.

Die Bestrahlungs-Nachuntersuchung von SNR-Prototyp-Brennstäben aus einem Sieben-
Stab-Bündel.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 586-93.

Geithoff, D., Freund, D., Kummerer, K.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UO₂-Brennstab-Prüflinge in der
FR-2-Kapselversuchsgruppe 3.
KfK-Bericht 1239.

Gesellschaft für Kernforschung mbH (ed.)

Projekt Schneller Brüter
1.-4. Vierteljahresbericht 1971.
KfK-1271/1, KfK-1271/2, KfK-1271/3, KfK-1271/4.

Gesellschaft für Kernforschung, Kernforschungsanlage Jülich (Hrsg.)

Gasbrüter-Memorandum. Ergebnisse einer Untersuchung über die Realisierbarkeit
und Wirtschaftlichkeit eines gasgekühlten Schnellen Brüters.
KfK-Bericht 1375
EUR 4575 d
JUEL-744-RG.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Compatibility Behaviour of Oxide and Carbide Fuels with Cladding Materials.
GCFR Fuel and Specialists Meeting, Harwell, December 16-17, 1971
KfK-Bericht 1546.

Häfele, W.

Basic Problems of the Development of Fast Breeder Reactors.
International Conference on Fast Reactors, Aix-Provence, September 24, 1971.

Häfele, W.

Die allgemeine Situation der Entwicklung schneller Brutreaktoren und der Proto-
typreaktor SNR 300.
PSB 10. Statusbericht, Karlsruhe, 15.2.1971. GfK, Karlsruhe
Atom und Strom, 17 (1971) S. 40-45
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971), S. 247-50.

- Häfele, W., Faude, D.
Die Entwicklung von Schnellen Brutreaktoren.
Umschau in Wissenschaft und Technik, 71 (1971) S. 727-30.
- Häfner, H.E., Will, H.
Instrumentierte Brennstoffkriechkapsel.
Instrument-Equipped Fuel Creep Capsule.
Kerntechnik, 13 (1971) S. 454-57.
- Häfner, H.
Einwandige NaK-Kapsel zur Bestrahlung von Hochleistungsbrennstäben.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 12 (1971) S. 638-39.
- Häfner, H., Philipp, K.
FR-2-Bestrahlungskapsel zur Untersuchung des Brennstoffschwellens.
KfK-Bericht 1398.
- Helm, F., Jourdan, G., Pilate, S., Reichel, H.
Physics Investigations of Sodium-Cooled Fast Reactors SNEAK-Assembly 2.
KfK-Bericht 1399 (Juni 71).
- Helm, F., Jourdan, G., Plum, F.
Physikalische Untersuchungen an natriumgekühlten schnellen Cores in Plättchen-
und Stäbchengemetrie.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED S. 98-101.
- Hoffmann, H., Hellriegel, W., Spieler, K.
Radiale Porenverteilung im bestrahlten Brennstoff.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971. KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 574-77.
KfK-Ext.- 06/71-03 S. 81-95.
- Hoffmann, H., Meerwald, E., Schultheiss, G.F.
Thermohydraulic Activities with Respect to the Fast Breeder Reactor Development
in the Nuclear Research Center Karlsruhe.
16. Nuclear Congress of Rome on the Development of Thermodynamics in the
Nuclear Field and their Contribution to other Uses, Rome, March 25-26, 1971.
- Hoffmann, H., Ritz, L.
Abstandshalter für Brennelemente Schneller Reaktoren.
KfK-Nachrichten, 2 (1970) No. 1, S 13-15
- Hoffmann, H., Thurnay, K.
Zustandsgleichungen der Kernbrennstoffe UC und PuC.
Journal of Nuclear Materials, 38 (1971) S. 105-13.
- Hofmann, F.
Temperaturfelder in Brennstoff, Hüllrohr und Kühlmittel in Brennelementen mit
symmetrischer und asymmetrischer Bündelgeometrie.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 134-37.

Hofmann, F.

The Effect of Geometric Eccentricity upon Axial and Azimuthal Temperature Distributions in Coolant, Cladding and Fuel for Sodium Cooled Rod Bundles. Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Hofmann, F., Krieg, R.

Mechanische Beanspruchung von Brennstabhüllrohren durch radiale und azimutale Temperaturgradienten in Brennelementen mit exzentrischer Geometrie. Stresses in Fuel Cladding due to Radial and Peripheral Temperature Gradients in Fuel Elements with Eccentric Geometry.
1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, September 20-24, 1971.

Huber, F., Mattes, K.

Untersuchungen zum Verschweißverhalten metallischer Werkstoffe unter Natrium. KfK-Nachrichten, 3 (1971) H.2, S. 13-16

Jacobi, S., Schmitz, G.

Hüllenüberwachung an natriumgekühlten Reaktoren durch Nachweis verzögerter Neutronen.
Specialists Meeting on Failure Cladding Detection and Localization of Fast Reactor Fuel. Cadarache, Oct. 5-6, 1970
KfK-Ext.22/71-01.

Jacobi, S., Tradowsky, K.

Anlagen zur Hüllenüberwachung an Leistungsreaktor-Brennelementen. Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 537-39.
KfK-Bericht 1452.

Kadlec, J., Ohlmer, E.

On the Reproducibility of the Parallel-Flow-Induced Vibration of Fuel Pins. Nuclear Engineering and Design, 17 (1971) S. 355-360.

Kämpf, H., Elbel, H., Kummerer, K., Borgstedt, H.U., Brucklacher, D., Caligara, F., Closs, K.D., Depisch, F., Ehrlich, K., Godesar, R., Götzmann, O., Hess, G., Hoffmann, H., Lassmann, K., Matzke, H.J., Ondracek, G., Ronchi, C., Schmidt, H.E., Schulz, B., Vollath, D., Wassilew, Ch., Wordsworth, J., Zimmermann, H.
Brennstabtheorie - Modelle und materielle Eingabedaten.
KfK-Bericht 1400
EUR 4577 d

Karsten, G.

Can we really do better. Challenges in materials development of Fast Reactors. ANS Topical Meeting on Fast Reactor Fuel Element Technology, New Orleans, April 13-15, 1971.

Karsten, G., Kummerer, K., Geithoff, D., Kämpf, H.G.

Practical Results on Fast Reactor Oxide Fuel Pin Development and Modeling Activities.
Conference on Fast Reactor Fuel Element Technology, New Orleans, La., April 13-15, 1971.
Transactions of the American Nuclear Society, 14 (1971) Suppl. No. 1, S.7-8.

Keller, K.

Theoretische Behandlung des Aerosolverhaltens im geschlossenen zylindrischen Behälter. (Paradiseko 1)
KfK-Bericht 1490.

Kessler, G.

Die Entwicklung schneller Brutreaktoren - heutiger Entwicklungsstand - weiteres Entwicklungspotential.
Österreichische Zeitschrift für Elektrizitätswirtschaft 24 (1971) S. 337-45.

Kiefhaber, E.

Check of Nuclear Data and Methods of Calculation by Integral Experiments.
1970 Annual Meeting of the American Nuclear Society. Los Angeles, June 28 - July 7, 1970
Transactions of the American Nuclear Society, 13 (1970) S. 288.
KfK-Bericht 1422

Kirsch, D., Meyder, R., Schultheiss, G.F.

Zur Strömungsverteilung im Bereich lokaler Kühlkanalblockaden in Stab-Bündel-Brennelementen.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 150-53.

Kirsch, D., Schleisiek, K.

Flow and Temperature Distribution Around Local Coolant Blockages in Sodium Cooled Fuel Elements.
Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Knoch, W., Ochsenfeld, W., Baumgärtel, G.

Die Verwendung von plutoniumhaltigen Brennstoffen und ihr Einfluß auf die Chemie und Technologie der Wiederaufarbeitung.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971. KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 702-05.

Korthaus, E., Günther, G., Scholtyssek, W., Goel, B.

Zur Messung von Spalt- und Einfangraten mit Spaltspurdetektoren und Ge(Li)-Detektoren.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED S. 50-53.

Krause, W.J.

Über die Abbrandbestimmung von Brennelementen aus schnellen Reaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971
KfK-Bericht 1449.

Kuczera, B.

REX - Ein digitaler Code zur Berechnung dynamischer Probleme schneller Reaktoren.
KfK-Ext. 08/71-01.

Kuczera, B., Struwe, D.

Bericht über die Nachrechnung einiger Versuche zur Simulation schwerer hypothetischer Unfälle schneller Reaktoren am TREAT-Reaktor.
KfK-Ext. 08/71-02.

Kummerer, K., Depisch, F., Elbel, H., Kämpf, H.
The SATURN Codes and Material Data Evaluation.
Conference on Fast Reactor Fuel Element Technology, New Orleans, April 13-15,
1971 Proceedings

Kummerer, K., Dippel, Th.
Das neue Plutonium-Laboratorium.
KfK-Nachrichten, 3 (1971) No. 3, S. 27-30.

Kummerer, K., Stehle, H., Weidinger, H.G.
Verhalten von Brennstäben bei höherem Abbrand.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 545-52.

Kußmaul, G., Meister, H.
Investigation of Integral Parameters of the Fast Thermal Reactor STARK,
Assembly 5.
KfK-Bericht 1465.

Leichsenring, C.-H., Ochsenfeld, W., Diefenbacher, W., Meyer, G.
Die hochabgeschirmte Miniaturextraktionsanlage Milli im Institut für Heiße
Chemie der GfK Karlsruhe.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971. KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 682-84.

Leistikow, S.
Untersuchung über das Korrosionsverhalten von austenitischen CrNi-Stählen und
Nickellegierungen in überhitztem Wasserdampf.
Allianz-Berichte für Betriebstechnik und Schadenverhütung, 16 (1971) S. 41-50
KfK-Bericht 1463.

Leistikow, S. Berg, H. von, Pott, E.
Langzeitige Korrosionsuntersuchungen von austenitischen CrNi-Stählen und Nickel-
basislegierungen in Heißdampf (620 °C, 1 at) unter besonderer Berücksichtigung
des Verhaltens kaltverformter Materialoberflächen.
KfK-Bericht 1301.

Leistikow, S., Pott, E.
Der Einfluß von Kaltverformung auf die Korrosionsbeständigkeit austenitischer
Cr-Ni-Stähle in überhitztem Wasserdampf.
1. Statische und semidynamische Untersuchungen der Legierung Incoloy 800.
Jahrestagung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde, Lausanne, 1 Juni 1971
KfK-Bericht 1476.

Malang, S., Rust, K., Tschöke, H.
The Influences of Heating Methods and Rod Eccentricities on the Measurement in
Sodium Experiments.
Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Malmberg, T.
Über einige Variationsprinzipie der Kriechmechanik und ihre Anwendung auf das
Kriechkollaps-Problem von Brennstabhüllrohren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971
KfK-Bericht 1390.

Marek, J., Maubach, K.

Ergebnisse von Wärmeübergangs- und Druckverlustmessungen mit Helium an einem Rohrbündel.

KfK-Bericht 1482.

Maubach, K.

Druckverlustmessungen an einem rauhen Stabbündel.

KfK-Bericht 1433.

Mayer, L., Bachmann, H.

Zweidimensionale Reaktordynamik mit der quasistatischen Methode.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht, Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 215-18.

Meerwald, E.

Druckverlust und Wärmeübergang an glatten und rauhen Flächen bei hohen Temperaturen und turbulenter Strömung, und deren Darstellung durch universelle Gesetze.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971

KfK-Ext. 04/71-29

Meister, H.

Investigation of Reactor Physics Properties of the SNEAK 3A-2 Core in the Fast Thermal Reactor STARK, Assembly 6.

KfK-Bericht 1539.

Müller, R.A.

Die inhärenten Eigenschaften der verschiedenen Primärkreislaufausführungen natriumgekühlter Reaktoren.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 733-36

KfK-Bericht 1379.

Müller, R.A., Smidt, D.

Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactors:

Development and its Mechanical-Structural Requirements and Problems.

1. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, September 20-24, 1971

Nuclear Engineering and Design.

Noble, L.D., Kußmaul, G., Pflasterer, G.R.

Sub-Prompt Critical Transients in Sefor.

Winter-Meeting of the ANS, Miami Beach, Flo., October 17-21, 1971

Transactions of the American Nuclear Society, 14 (1971) S. 741.

Peppler, F.W.

Experimentelle Untersuchungen der Siedevorgänge mit Natrium in engen Kanälen und deren Anwendung auf schnelle Reaktoren.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1971

KfK-Ext. 08/72-01.

Peppler, W.

Re-entry of Sodium into a Dry Test Section Having Wall Temperatures in the Superheat Region.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Ispra, 15.-16. April 1971.

Peppler, W.

Experimental Investigation of DO at Sodium Boiling in Narrow Channels.
Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Peppler, W., Schleisiek, K.

Hydrodynamic Instability in Parallel Channels with Sodium Two-Phase Flow.
Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971.

Pilate, S., Buckel, G.

Check of a Three-Dimensional Synthesis Code with Direct Method and Experiments.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 106-109.

Rehme, K.

Der Druckverlust für isotherme, inkompressible turbulente Strömung in
Stab-Bündeln mit hexagonaler Stabanordnung.
KfK-Bericht 1427.

Reiss, F.

Recent Developments and Activities of the INR Heat Pipe Group at the Kern-
forschungszentrum Karlsruhe.
European Round Table Discussion on Heat Pipes, Ispra, November 11-12, 1971.

Riethmüller, R.

Freie Bildungsenthalpie und Löslichkeit des Na_2O in Na
KfK-Ext. 08/71-05.

Rittirsch, G.

Kriterien zur Wahl der Meßfilter und Abtastfrequenz sowie Methoden zur Meß-
fehlerkorrektur, angewandt bei Temperaturmessungen in Natrium.
KfK-Ext. 08/71-03.

Rust, K.

Brennstäbe mit Innenrippen - eine Möglichkeit zur Leistungssteigerung bei
Schnellbrüter-Brennelementen.
KfK-Nachrichten, 2 (1970) No. 2, S.10-12

Savatteri, C.

Geschlossener Gasturbinenkreislauf für einen 1000 MWe gasgekühlten Schnellen
Brutreaktor.
KfK-Bericht 1409
EUR 4578 d.

Schikarski, W., Wild, H.

Zur Umweltbelastung durch ein natriumgekühltes Schnellbrüter-Kraftwerk.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DAtF, Tagungsbericht
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 502-5.

Schlechtendahl, E.G.

HEXAGON - Eine Systematik zur Behandlung von Problemen in Sechseckanordnungen.
KfK-Bericht 1432.

Schleisiek, K.

Safety Problems Encountered in Construction and Operation of the Sodium Test Facilities of the Institute of Reactor Development (IRE) at the Karlsruhe Nuclear Research Center.

Specialists Meeting on Operational Safety of Sodium Circuits, Risley, 17-19 March 1971.

Schleisiek, K.

Experimental Investigation of the Boiling Phenomena in Parallel Channels.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Ispra, 15-16 April, 1971.

Schmidt, L.

Mess- und Regelanlage einer Bestrahlungseinrichtung für Untersuchungen von Brüterbrennstab-Hüllrohren.

Withof, Bausteine der Automation in Forschung und Fertigung, 17 (1971) No. 1, S. 35-39.

Schnauder, H., Müller, R.A.

Änderung der Auslegung von Zwischenwärmetauschern für natriumgekühlte Reaktoren bei Verwendung von ferritischen Werkstoffen.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DatF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 339-42

KfK-Bericht 1387.

Schneider, H., Schumann, H.

Bestimmung von Calcium und Barium in Natrium-Metall im ppm-Bereich nach chemischer Anreicherung mit Hilfe der Röntgenfluoreszenz-Spektrometrie.

Zeitschrift für Analytische Chemie, 256 (1971) S. 337-40.

Schüller, W., Baumgärtner, F., Krause, H., Dyroff, H.

Start-up experience with the Karlsruhe reprocessing plant and long-range fuel reprocessing development objectives in the Federal Republic of Germany.

4. United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 6-16 September 1971. A/CONF.49/P/381.

Schultheiß, G.F.

Aspects of Liquid Metal Superheat and the Effects on Dynamic Boiling.

Heat Transfer in Liquid Metals 1971 Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971

Smidt, D.

Review of the Karlsruhe Liquid Metal Boiling Work and its Relevance for Fast Reactor Safety.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Ispra, April 15-16, 1971.

Stumpf, W.E., Götzmann, O.

Room temperature mechanical properties and precipitation behaviour of steel X8CrNiMoVNb 1613 (4988), Incoloy 800 and Inconel 718 after annealing in contact with UC at 600 °C to 800 °C.

Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DatF, Tagungsbericht.

Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 416-19.

KfK-Bericht 1384.

Sundermann, H.

Thermodynamik der elektrochemischen Sauerstoffbestimmung in Metallschmelzen.
Chemikerausschuss des Vereins Deutscher Eisenhüttenleute, Düsseldorf, 7. Dez.
1971.

Sundermann, H.

Sauerstoffbestimmung in Gasen und flüssigen Metallen.
Institut für Mikrochemie und Analytische Chemie der TH Wien, 8. Juni 1971.

Thurnay, K.

Die kinetische Energie der Brennstoff-Natrium-Reaktion; ein Vergleich zweier
Rechenverfahren.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 16 (1971) S. 362-64.

Vollath, D.

Thermisches Kriechen von Plutonium-haltigen oxidischen Kernbrennstoffen.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971. Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 558-60.

Werle, H., Bluhm, H.J.

Fission-Neutron Spectra Measurements of ^{235}U , ^{239}Pu and ^{252}Cf .
Consultants Meeting on the Status of Prompt Fission Neutron Spectra, Vienna,
August 25-27, 1971
Journal of Nuclear Energy, 26 (1972) S. 165-76.

Werle, H., Wattecamps, E., Bluhm, H., Fieg, G., Jourdan, G., Müller, M.

Messung und Berechnung schneller Reaktorspektren zur Prüfung von Gruppensätzen.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DatF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 58-61.

Wintzer, D., Bogensberger, H.G.

Analyse von SEFOR Experimenten.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DatF, Tagungsbericht.
Leopoldshafen 1971: ZAED S. 118-21.

Wintzer, D., Noble, L.D., Greebler, P., Pflasterer, G.R., Sarma, B.U.B.

The SEFOR Minimum Critical Core.
ANS Winter Meeting, San Francisco, Calif., November 30 - December 4, 1969
Nuclear Technology, 10 (1971) S. 5-10
Transactions of the American Nuclear Society, 12 (1969) S. 689-90.

Wirtz, K.

Gaskühlung schneller Brutreaktoren.
Reaktortagung, Bonn, 30. März - 2. April 1971, KTG/DatF, Tagungsbericht,
Leopoldshafen 1971: ZAED. S. 770-73.

1972

Amendola, A.

Hot Spot Expectation in Nuclear Reactor Core Thermal Design.

Nuclear Science and Engineering, 49 (1972) S. 106-8.

Amendola, A., Doetschmann, K.

THECA, ein Rechenprogramm zur dreidimensionalen thermischen Auslegung schneller Reaktorkerne einschließlich einer statistischen Heißstellen- und Zuverlässigkeitsanalyse.

Reaktortagung, 11-14. April 1972, KTG/DatF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S.208-11.

Audoux, M.

Prinzip und Realisierbarkeit einer rechnergestützten Core-Überwachung für den SNR.

KfK-Bericht 1593

EUR 4729 d.

Bachmann, H., Krieg, B., Otto, K., Siep, I.

Untersuchungen zur Temperaturabhängigkeit des Dopplerkoeffizienten (DK) schneller Reaktoren für Temperaturen von 300 °K bis 10 000 °K.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DatF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 173-76.

Bandl, R.-E.

A Measurement of bar and Future Activities on Measurements for ^{235}U and ^{239}Pu at Karlsruhe.

Nuclear Cross Sections Seminar, Cadarache, June 21-23, 1972.

Bandl, R.E.

Messung des Verhältnisses von Einfang- zu Spaltquerschnitt für ^{235}U and ^{239}Pu zwischen 8 und 60 KeV Neutronenenergie.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1972

KfK-Bericht 1563 (März 72).

Bandl, R.E., Miessner, H., Fröhner, F.H.

A Measurement of the Capture-to-Fission Cross Section Ratios of Uranium-235 and Plutonium-239 with a New Technique.

Nuclear Science and Engineering, 48 (1972) S. 204-205.

Barleon, L., Dalle Donne, M., Dorner, S.

Temperature and Heat-Flux Distribution in the Molten Core Mass of a GCFR after a Hypothetical Melt Down Accident.

Specialist Meeting on GCFR Safety, Brüssel, 29.November 1972

KfK-Bericht 1755

EUR 4852.

Barleon, L., Fischer, E.A.

Small-Sample Doppler Effect Measurements and their Interpretation in Fast Reactor Spectra.

Nuclear Science and Engineering, 47 (1972) S. 247-61.

Basmer, P., Kirsch, D., Schultheiß, G.F.
Untersuchungen zur Bestimmung der Strömungsform im Totwasser hinter lokalen
Kühlkanalblockaden in Stabbündeln.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 416-17.

Basmer, P., Kirsch, D., Schultheiß, G.F.
Phänomenologische Untersuchungen der Strömungsverteilung hinter lokalen
Kühlkanalblockaden in Stabbündeln.
KfK-Bericht 1548.

Baumann, W.
Mistral-II. Thermohydraulischer Mischströmungsalgorithmus für Stabbündel.
KfK-Bericht 1605.

Baumgärtner, E., Borgstedt, H.U., Drechsler, G.
Untersuchungen des Langzeitverhaltens der Abstützstellen an einem Modell-Brenn-
element aus Hüllrohren mit sechs integralen Wendelrippen als Abstandshalter in
einer isothermen Na-Strömung.
KfK-Bericht 1723.

Beer, H., Spencer, R.R., Fröhner, F.H., Cho, M.
Der totale Wirkungsquerschnitt von Fe^{54} im KeV-Energiebereich.
KfK-Bericht 1516 (Dezember 72)
EANDC(E) 145 'AL'.

Beer, H., Ernst, A., Spencer, R.R., Fröhner, F.H.
High Resolution Measurements of the Total and Capture Cross Sections of Several
Separated Fe, Cr and Ni Isotopes from 10 to 200 keV.
Nuclear Cross Sections Seminar, Cadarache, June 21-23, 1972.

Bluhm, H.J.
Spectrum Measurements in a Depleted Uranium Metal Block for Investigation of
Discrepant ^{238}U Cross Sections.
Joint Meeting of the American Nuclear Society and the Atomic Industrial Forum
and Atom Fair and International Conference, Washington, D.C., November 12-17,
1972.

Bluhm, H., Fieg, G., Werle, H., Ames, H., Braak, J.P., Harry, R.J.S.,
Montizaan, J., Deleeuw-Gierts, G., Deleew, S.
Intercomparison of Differential Neutron Spectrometry Techniques in the MOL-XX
Fast Assembly.
KfK-Bericht 1636
RCN-172
BLG-471.

Bober, M., Dorner, S., Schumacher, G.
Experiments on the kinetics of oxygen transport from oxide fuel to the clad.
ENEA GCFR Fuel and Materials Meeting, Wien, 26.-28. September 1972
KfK-Bericht 1756.

Bober, M., Dorner, S., Sari, C., Schumacher, G.
Oxidation von Brennstabhüllen aus Vanadiumlegierungen durch Uran-Plutonium-
Mischoxidbrennstoff.
Kerntechnik, 14(1972) S. 347-53.

Bocek, M., Elen, J.D.

The Dose and Strain Dependence of the Activation Volume of Vanadium Irradiated with Fast Neutrons.

Journal of Nuclear Materials, 44 (1972) S. 194-206.

Böhm, L., Jordan, S., Schikarski, W.

Experimente zur Erzeugung und Untersuchung von Natrium- und Natriumoxidaerosolen.

Arbeitstagung Schwebstofftechnik, Frankfurt/M., 18.-20. Oktober 1972.

Böhm, H., Schirra, M.

Einfluß mechanisch-thermischer Vorbehandlungen auf das Zeitstand- und Kriechverhalten wärmefester austenitischer Stähle.

Verein Deutscher Eisenhüttenleute e.V., Eigenschaften wärmefester Stähle, Tagung, Düsseldorf, 3.-5.Mai 1972.

Böhm, H., Wassilew, C.

Influence of Neutron Spectrum and Microstructure on the Postirradiation Creep Rupture Behavior of an Austenitic CrNiTiB-Steel.

6. International Symposium on Effects of Radiation on Structural Materials, Los Angeles, Calif., 26-28 June, 1972.

Böhme, R., Fischer, E.A., McGrath, P.E.

Measurements of $\beta(\text{eff})$ in Pu-fueled Fast Critical Assemblies.

National Topical Meeting on New Developments in Reactor Physics and Shielding, Kiamesha Lake, N.Y., September 12-15, 1972

CONF-720901, Book 2 (1972), S. 700-12.

Böhme, R., Fischer, E.A., McGrath, P.E., Scholtyssek, W.

Experimental Results from Two Pu-Fueled Fast Critical Assemblies.

National Topical Meeting on New Developments in Reactor Physics and Shielding, Kiamesha Lake, N.Y., September 12-15, 1972

CONF-720901, Book 2 (1972), S.645-59.

Böhme, R., Fischer, E.A., McGrath, P., Scholtyssek, W.

Physikalische Untersuchungen an einfachen schnellen Pu-Cores.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S.98-101.

Bogensberger, H., Fischer, E.A., Raberain, A.M., Wintzer, D.

Dopplerrechnungen für schnelle Reaktoren - Standardverfahren und notwendige Korrekturen.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 177-80.

Bogensberger, H.G., Oosterkamp, W.J.

Analyse der SEFOR-Transienten.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 505-6.

Bojarsky, E.

Bestrahlungseinrichtung für die Entwicklung von Schnell-Brüter-Brennstäben.

Deutsch-Indisches Seminar, Jülich, 18.-20. September 1972.

Borgstedt, H.V., Drechsler, G., Frees, G., Marin, A., Schneider, H.
Natriumkorrosionsversuche am Stahl X10CrNiMoTi 1515 (Werkstoff-Nr. 1.4970).
KfK-Bericht 1574.

Borgstedt, H.-U., Frees, G., Drechsler, G.
Zur Natriumreinigung mit der Heißfalle.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972), S. 506-7.

Borgstedt, H.U., Frees, G.
Liquid Sodium Corrosion of Refractory Metals and Alloys based on Vanadium,
Niobium and Tantalum.
Reviews on Coatings and Corrosion, 1 (1972), S. 43-74.

Borgstedt, H.U., Marin, A., Peric, Z., Wittig, G.
Zur Messung von Sättigungskonzentrationen des Sauerstoffs in Natrium mit der
EMK-Methode.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 361-62.

Borgstedt, H.U., Schneider, H., Wittig, G.
Löslichkeit des Sauerstoffs in Natrium bei 150 bis 230 °C.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 157-58.

Brucklacher, D., Dienst, W., Thümmeler, F.
Kriechverhalten von keramischen Kernbrennstoffen unter Neutronenbestrahlung.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S.363-66.

Caldarola, L., Koutsouvelis, G.
Theoretical Models for the Molten Fuel-Sodium Interaction.
International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable
Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

Cierjacks, S., Käppeler, F., Bandl, R.-E.,
Kerndatenmessungen und grundlegende Untersuchungen zur Physik schneller Neu-
tronen.
KfK-Nachrichten, 4 (1972) No 2, S.4-12.

Class, G., Fiege, A., Fischer, M., Hofmann, G., Karb, G., Leistikow, S.
Investigations on fuel rod failure during a loss-of-coolant accident in
consideration of ECC criteria.
CREST Specialist Meeting on Emergency Core Cooling for Light Water Reactors,
München, 18-20 October 1972.

Closs, K.D., Schäfer, L.
Das in-pile Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung Incolloy 800.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S.-331-34
KfK-Bericht 1599.

Closs, K.D., Schäfer, L.
In-pile Stress Rupture Strength of Three Stabilized Austenitic Stainless
Steels.
6. International Symposium on Effects of Radiation and Structural Materials,
Los Angeles, Calif., 26-28 June, 1972.

Cramer, M., Dorr, B.
Natrium-Siedeeperimente in einem Brennelementmodell.
KfK-Bericht 1541.

Cramer, M., Dorr, B.
Experimenteller Nachweis der Unschädlichkeit von Siedestößen in einem natriumgekühlten Brennelementbündel.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S.74-81.

Dalle Donne, M.
The Gas-Breeder Memorandum and the Research and Development Programme of the Federal Republic of Germany in the Field of Gas-Cooled Fast Reactors.
IAEA Study Group on Gas-Cooled Fast Breeder Reactors, Minsk/UdSSR, July 24-28, 1972.

Dalle Donne, M., Wirtz, K.
European GCFR Program Plans.
Conference on Nuclear Power for Tomorrow, Atlantic City, N.J., August 22-25, 1972.
Transactions of the American Nuclear Society, 15 (1972) S.7-8
KfK-Bericht 1663
EUR 4845 e.

Dalle Donne, M., Meerwald, E.
Heat Transfer and Friction Coefficients for Turbulent Flow of Air in Smooth Annuli at High Temperatures.
ENEA Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor Development, Specialist Meeting on Heat Transfer, Windscale, 17-19 May 1972.

Dalle Donne, M., Meerwald, E.
Alternate Studs: A New Type of Artificial Roughness to improve the Performance of a Gas-Cooled Reactor.
Joint Meeting of the ANS and the Atomic Industrial Forum and Atom Fair and International Conference, Washington, D.C., November 12-17, 1972.

Dalle Donne, M.
Wärmeübergangs- und Druckverlustuntersuchungen für Brennelementbündel mit rauhen Oberflächen. Schwerpunkte thermo- und fluiddynamischer Forschung in der Bundesrepublik. Tagung im Institut für Reaktorentwicklung des Kernforschungszentrums Karlsruhe, 2. Februar 1972.

Depisch, F., Elbel, H.
Die Anwendung des Rechenprogrammes SATURN 1 auf das Zeitverhalten von Schnellbrüter-Brennstäben unter zyklischer Belastung.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S.411-14.

Dienst, W., Götzmann, O., Kleykamp, H., Ondracek, G., Schulz, B., Zimmermann, H.
Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten UO_2 - PuO_2 -Brennstäben der Versuchsgruppe FR2-4a.
KfK-Bericht 1727.

Dörfel, H.R.

Bestimmung der γ -Heizung in den Strukturmaterialien von schnellen kritischen Anordnungen mit Radiophotolumineszenzgläsern.
KfK-Bericht 1624.

Dörfel, H.-R., Werle, H.

Bestimmung der γ -Heizung in schnellen Reaktoren mit Radiophotolumineszenzgläsern.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972.
Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 121-24.

Doetschmann, K.

PRAWDA 2 - Ein FORTRAN-Programm zur kühlungsstechnischen Auslegung Schneller Reaktoren. - Benutzeranleitung -
KfK-Bericht 1698.

Eberle, S.H., Bleyl, H.-J., Menzler, P.M., Reinhardt, J.

Eine Bestimmung des epithermischen Flußanteils in BR2-Bestrahlungskanälen und die Verwendung von Pu-242 als Flußsonde.
KfK-Bericht 1732.

Ehrlich, K., Gross, R.

Porenbildung in stabilisierten Stählen nach Beschuß mit 20 MeV C^{2+} -Ionen.
Hauptversammlung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde, Stuttgart, 23.-26. Mai 1972.

Ehrlich, K., Packan, N.H.

Void Formation in Type 1.4988 Stabilized Stainless Steel.
6. International Symposium on Effects of Radiation on Structural Materials, Los Angeles, Calif., 26-28 June, 1972.

Ehrlich, K., Packan, N.H.

Void resulting from fast neutron irradiation of a stabilized stainless steel.
Journal of Nuclear Materials, 45 (1972) S. 47-54.

Eisemann, E.

Anisotrope Diffusion bei gasgekühlten schnellen Brutreaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1972
KfK-Bericht 1577.

Engelmann, P.

Schnelle Brutreaktoren - Entwicklungsstand, Betriebsverhalten von Prototypen und wirtschaftliche Aussichten.
Kerntechnik, 14 (1972) S. 455-61.

Engelmann, P.

Stand der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten bei der GfK für das Projekt Schneller Brüter.
PSB-Statusbericht 1972, Mol, 23. März 1972
KfK-Bericht 1603
EUR 4843 d.

Engelmann, P.

Das bauzugehörige Forschungs- und Entwicklungsprogramm für den SNR.

PSB-Statusbericht 1972, Mol, 23.März 1972

KfK-Bericht 1603, S. 15-20

EUR 4843 d.

Fieg, G.

Measurements of Delayed Fission-Neutron Spectra of U-235, U-238 and Pu-239 with Proton-Recoil Proportional Counters.

National Topical Meeting on New Developments in Reactor Physics and Shielding, Kiamesha Lake, N.Y., September 12-15, 1972

Conf-720901, Book 2 (1972) S. 687-99.

Fischer, E.A., Bickel, W., Fehsenfeld, P., Pinter, M., Scholtyssek, W.

Physikalische Untersuchungen an einem schnellen 'Null-Reaktivitäts-Core' mit angereichertem Uran.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972. KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 102-105.

Fröhlich, R.

Theoretische Begründung und Anomalien der Fluß-Synthesemethoden.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972

Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 157-60.

Fröhlich, R.

Flux Synthesis Methods Versus Difference Approximation Methods for the Efficient Determination of Neutron Flux Distributions in Fast and Thermal Reactors.

IAEA-Seminar on Numerical Reactor Calculations, Wien, 17-21 January 1972.

Fröhlich, R.

Comparison of flux synthesis and finite difference methods for multidimensional neutron flux calculations.

18. Annual Meeting of the American Nuclear Society, Las Vegas, Nev., June 18-22, 1972.

Transactions of the American Nuclear Society, 15 (1972) No. 1, S. 282-83.

Gast, K.

Prevention of Local Fault Propagation in the LMFBR.

International Conf. on Nuclear Solutions to World Energy Problems, ANS Winter Meeting,

AIF Annual Conf., Washington, D.C., November 12-17, 1972.

Gast, K., Kirsch, D., Schleisiek, K.

Untersuchungen zum Problem lokaler Kühlungsstörungen in Brennelementen natriumgekühlter Reaktoren.

KfK-Nachrichten, 4 (1972) No. 3, S.14-18.

Gast, K., Kirsch, D., Schleisiek, K., Wirtz, P.

A Survey on Work in the IRE Karlsruhe Concerning Blockages and Boiling in LMFBR Subassemblies.

Meeting of the Liquid-Metal Boiling Working Group, Karlsruhe, November 6-7, 1972.

Gast, K., Schleisiek, K.
Lokales Natriumsieden in Brennstabbündeln.
International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable
Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

Geithoff, D.
Das Bestrahlungsverhalten eines 77-Stab-Bündels im Dounreay Fast Reactor.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S. 407-10.

Geithoff, D., Kummerer, K.
Auslegung, Bestrahlung und zerstörungsfreie Nachuntersuchung des UO_2 - PuO_2 -Brenn-
stab-Bündels DFR-350.
KfK-Bericht 1377.

Geithoff, D., Kummerer, K., Weimar, P.
Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung des UO_2 - PuO_2 -Brennstab-Bündels
MOL-7A.
KfK-Bericht 1522.

Gesellschaft für Kernforschung mbH (Hrsg.)
Projekt Schneller Brüter.
1.-4. Vierteljahresbericht 1972.
KfK-1272/1 bis KfK-1272/4.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Chemische Wechselwirkungen von Oxidbrennstoff mit Hüllmaterialien bei simulier-
tem Abbrand und mögliche Gegenmaßnahmen.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S.367-70.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Untersuchungen mit simulierten Spaltprodukten und UO_2 zum Verträglichkeitsver-
halten von Brennstäben.
KfK-Bericht 1619.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Untersuchungen zum Reaktionsverhalten von Vanadinlegierungen mit simulierten
Spaltprodukten von UO_2 und UC.
KfK-Bericht 1718.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Clad-Fuel-Fission Product Interactions in Oxide Fuel Pins.
Specialists Meeting on GCFR Fuel Element Technology, Vienna, September 27-28,
1972.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Chemical Interactions of Fission Products with Stainless Steel Claddings.
Behaviour and Chemical State of Irradiated Fuel, IAEA Panel Meeting, Wien,
August 7-11, 1972.

Götzmann, O., Ohse, R.W.
Fuel - Cladding Compatibility of Stainless Steels with Gas and Sodium Bonded
Uranium Plutonium Carbide Fuels.
EUR 4892 e.

1972-9

Häfele, W.

Weitere Perspektiven für die Brütererentwicklung.

PSB-Statusbericht 1972, Mol, 23. März 1972

KfK-Bericht 1603, S. 117-28.

Häfele, W.

Entwicklungstendenzen bei Schnellen Brutreaktoren.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF,

Übersichtsvortrag

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 378-84.

Häfele, W., Kessler, G.

SNR: The German-Benelux Fast Breeder.

Nuclear News, 15 (1972) No 3, S. 48-53.

Häfner, H.

Bestrahlungskapsel zur Untersuchung des Brennstoffschwellens.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, Jahrgang 17, 1972, S.314.

Häfner, H.E.

Brennstoffbestrahlung mit Kapselversuchseinsätzen im FR-2-Reaktor.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 314-15.

Häfner, H., Neumann, W.

Kriechkapsel für Brennstoff und Hüllmaterial.

KfK-Bericht 1571.

Häfner, H., Pinter-Kovats, G.

Kapsel zur Bestrahlung von Hochleistungsbrennstoffen.

Kerntechnik, Isotopentechnik und -chemie, 14 (1972) S. 72-74.

Herrmann, H., Hoffmann, H., Geithoff, D.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung des Bestrahlungsexperiments Mol 8A.

KfK-Bericht 1520.

Heusener, G., Kessler, G., Dörbecker, K., Lange, L., Lauber, H., Münster, H., Fistedis, S., Machertas, A., Bohl, W.R., Dunn, F.E., Fischer, G., Jackson, J.F., Travis, J.R., Stevenson, M.

Analysis of Hypothetical Accidents for SNR-300.

International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

KfK-Bericht 1834.

Hitzschke, U.

Untersuchung über die Möglichkeit des Einsatzes von Heat Pipes in Dampferzeugern natriumgekühlter Reaktoren.

KfK-Bericht 1664.

Hoffmann, H., Hellriegel, W.

Radiale Porenverteilung kurzzeitig bestrahlter Brennstab-Prüflinge.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 317-18.

Hofmann, F.

Geschwindigkeits- und Temperaturfelder in Brennstabbündeln symmetrischer und asymmetrischer Geometrie.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1972.

KfK-Bericht 1653.

Holleck, H., Kleykamp, H.

Phasengleichgewichte und thermodynamische Untersuchungen im System Uran - Rhodium - Kohlenstoff.

Journal of Nuclear Materials, 45 (1972) S. 47-54.

Holleck, H., Smailos, E.

Fuel Fission Product Interactions in Carbides.

Behaviour and Chemical State of Irradiated Fuel, IAEA Panel Meeting, Wien, August 7-11, 1972.

Huber, H., Kleykamp, H.

Nachbestrahlungsuntersuchungen mit der Mikrosonde an UO_2 - und $(U,Pu)O_2$ -Brennstäben der Versuchsgruppen 3 und 4a der FR-2-Kapselbestrahlungen.

KfK-Bericht 1324.

Huber, F., Mattes, K.

Selbstverschweißen von Strukturwerkstoffen in flüssigem Natrium.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 453-56.

Huber, F., Menzenhauer, P., Peppler, W., Till, W.

Untersuchung des Brandverhaltens von flüssigem Natrium.

KfK-Nachrichten, 4 (1972) No. 3, S.9-13.

Huber, F., Menzenhauer, P., Peppler, W., Till, W.

Das Brandverhalten von flüssigem Natrium. Erprobung eines Auffangsystems zur Eindämmung von Natriumbränden. Vertonter Farbfilm.

International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

Hüper, R.

Statusbericht 1972: Positive Entscheidung über Schnellen Brutreaktor.

Atom und Strom, 18 (1972) S. 110-12.

Hüper, R.

Der "Dopplereffekt" in der Reaktorphysik.

Phys. Blätter, 28. Jahrg. (1972) 82-83.

Jacobi, S., Schmitz, G.

Brennelement-Hüllenüberwachung an natriumgekühlten Reaktoren durch Nachweis verzögerter Neutronen.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972. KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S.626-29.

Jacobs, H., Küsters, H., Thurnay, K.

A Discussion of Some Assumptions Used in Recently Developed Models for the Fuel Sodium Interaction.

ENEA Specialist Meeting on Fuel-Sodium Interactions, Grenoble, 25-27 January 1972.

Jacobs, H., Thurnay, K.

The Calculation of the Pressure History and the Production of Kinetic Energy during a Fuel-Sodium-Interaction by Solving the Exact Thermo-hydrodynamic Equations.

International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

Jourdan, G., Plum, F., Reichel, H. (Hrsg.)

Physics Investigations of Sodium Cooled Fast Reactors SNEAK-Assemblies 6A/6B. KfK-Bericht 1612.

Kämpf, H., Elbel, H., Depisch, F.

Das Rechenprogramm SATURN 1a für Brennstäbe.

KfK-Bericht 1575.

Käppeler, F.

Absolute Neutron Flux Determination in the Energy Range Between 0.4 and 2.0 MeV.

IAEA Panel on Neutron Standard Reference Data, Wien, November 20-24, 1972.

Käppeler, F.

A Measurement of the Neutron Fission Cross Section of ^{235}U Between 0.5 and 1.2 MeV.

IAEA Panel on Neutron Standard Reference Data, Wien, November 20-24, 1972.

Kaiser, A., Pepler, W., Schleisiek, K.

Flow Pattern, Pressure Drop and Critical Heat Flux (Dry-out) with Forced Convection of Sodium.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Group, Karlsruhe, November 6-7, 1972.

Kaletta, D., Schneider, W.

Punktdefekte und Porenbildung - gebräuchliche Ansätze.

KfK-Bericht 1652.

Karsten, G., Kummerer, K.

Stand und künftige Aufgaben der Brennelemententwicklung.

PSB-Statusbericht 1972, Mol, 23. März 1972

KfK-Bericht 1603 S. 87-100.

Keller, K., Schikarski, W., Wild, H., Oeynhaus, H., Scholle, U., Schenkel, J., Mühlhoff, W., van de Vate, J.F.

Aerosolverhalten und radiologische Auswirkungen der Aktivitätsfreisetzung im Störfall des SNR.

International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

Khan, T.A., Hofmann, D., Piper, J., Horsch, F.

Prompt Electrons from Neutron Induced Fission of ^{235}U .

Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, Reihe 6, Bd. 7 (1972) S. 322.

Kiefhaber, E.
Evaluation and Interpretation of Integral Experiments in Fast Criticals.
National Topical Meeting on New Developments in Reactor Physics and Shielding,
Kiamesha Lake, N.Y., September 12-15, 1972
CONF-720901, Book 2 (1972) S. 623-35.

Kiefhaber, E. (Hrsg.)
The KfK-INR-Set of Group Constants; Nuclear Data Basis and First Results of its
Application to the Recalculation of Fast Zero-Power Reactors.
KfK-Bericht 1572.

Kiefhaber, E., Thiem, D.
The Influence of Fission Neutron Spectra on Integral Nuclear Quantities of Fast
Reactors.
KfK-Bericht 1561.

Kleykamp, H.
Formation of Phases and Distribution of Fission Products in an Oxide Fuel.
Behaviour and Chemical State of Irradiated Fuel, Wien, August 7-11, 1972.

Korogiannakis, P., Wedemeyer, H.
Darstellung schwefelmodifizierter Urankarbide.
Berichte der Deutschen Keramischen Gesellschaft, 49 (1972) S. 249-52
KfK-Bericht 1540.

Krieg, R.
Zur Berechnung der Spannungen und Verzerrungen in zweifach zusammenhängenden
prismatischen Körpern mit Rechenbeispielen für ein längsberipptes Brennstabhüll-
rohr.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1972
KfK-Bericht 1665.

Kriivan, V., Münzel, H.
Systematics of Excitation Functions for fast Neutron induced (n,p) and
(n, α) Reactions.
Journal of Inorganic and Nuclear Chemistry, 34 (1972) S. 2093-108.

Kriivan, V., Münzel, H.
Systematics of Excitation Functions for Fast Neutron Induced (n,2n)-Reactions.
Journal of Inorganic and Nuclear Chemistry, 34 (1972) S. 2989-99.

Kuczera, B.
BRED. Ein Rechenmodell für die Verformung des Brennstabes eines Na-gekühlten
Schnellen Brutreaktors unter transienter Belastung.
KfK-Bericht 1729.

Kummerer, K.
Brennstäbe der Schnellbrüter-Prototypreaktoren.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 17 (1972) S. 574-79.

Kussmaul, G., Noble, L.D., Pflasterer, G.R.
Super-prompt Critical Transients in SEFOR.
Transactions of the American Nuclear Society, 15 (1972) S.339.

Leichsenring, C.H.

Die Anlage MILLI zur chemischen Aufarbeitung bestrahlter Stoffe.
KfK-Nachrichten, 4 (1972) No.1, S.6-9.

Liebe, R.

Berechnung des mechanischen Verhaltens von Brennelementkästen bei Kriechen und Schwellen des Materials.
KfK-Bericht 1724.

Malang, S.

Mantelthermoelemente mit Bornitrid-Isolation.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 17 (1972) S. 155-56.

Malang, S., Müller, St.

Druckausgleichsystem für Brennstäbe wassergekühlter Reaktoren.
Kerntechnik, 14 (1972) S. 114-17.

Malang, S., Rust, K.

Thermische Simulation von Brennstäben durch indirekt elektrisch beheizte Stäbe.
KfK-Bericht 1587.

Marek, J., Maubach, K.

Ergebnisse von Wärmeübergangs- und Druckverlustmessungen mit Helium an einem Bündel mit sechzehn Rohren.
KfK-Bericht 1549.

Mayer, L., Bachmann, H.

KINTIC-1: A program for the calculation of two-dimensional reactor dynamics of fast reactors with the quasistatic method.
KfK-Bericht 1627.

McGrath, P.E., Fischer, E.A.

Calculation of Heterogeneous Fluxes, Reaction Rates, and Reactivity Worths in the Plate Structure of Zero Power Fast Critical Assemblies.
KfK-Bericht 1557.

Meerwald, E., Dalle Donne, M.

Heat Transfer from Rough Surfaces, Latest Results.
ENEA Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor Development, Specialist Meeting on Heat Transfer, Windscale, 17-19 May 1972.

Möller, R., Tschöcke, H.

Theoretische Untersuchungen zur Wandtemperaturmessung an simulierten Brennstäben für thermodynamische Experimente in Natrium.
KfK-Bericht 1555.

Noble, L.D., Kußmaul, G.

SEFOR Core I Transients.
GEAP-13837.

Noble, L.D., Kußmaul, G., Derby, S.L.

Experimental Program Results in SEFOR Core II.
GEAP-13838, July 1972.

Ohse, R.W., Berrie, P.G., Bogensberger, H.G., Fischer, E.A.
Contribution of Uranium Plutonium Oxide Pressure, and Influence of Radial
Fission Product Distributions on Pin Failure of Fast Breeder Fuels under
Accident Conditions.

Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials, Wien, October 21-25, 1972
AEC-Conf-74-545-006.

Oosterkamp, W.J., Bogensberger, H., Wintzer, D.
Transient tests in SEFOR.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S. 181-84.

Peppler, W.

Experimentelle Ergebnisse zur Nachwärmeabfuhr aus einem nach unten geschlosse-
nen natriumgekühlten Brennstabbündel.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S. 78-81.

Pflasterer, G.R., Freeman, D.D., Greebler, P., Noble, L.D., Kussmaul, G.,
Mitzel, F., Caldarola, L., Oosterkamp, W.J., Wintzer, D.

SEFOR Experimental Results and Application to LMFBR's.

International Conference on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable
Operation, Karlsruhe, 9.-13. Oktober 1972.

Plum, F., Hammer, Ph.

Physics Investigations of Sodium Cooled Fast Reactors Core Z1 MASURCA in
SNEAK-Assembly 6D.

KfK-Bericht 1581

CEA-N-1561.

Plum, F., Pilate, S. (Hrsg.)

Control Rod Experiments in SNEAK-Assembly 6.

KfK-Bericht 1633.

Rehme, K.

A method to predict the pressure drop with turbulent flow in noncircular
channels.

ENEA Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor Development, Specialist
Meeting on Heat Transfer, Windscale, 17-19 May 1972.

Rehme, K.

Druckverlustbeiwerte für Brennelement-Stabbündel in hexagonaler Anordnung.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED.
S.3-6.

Rehme, K.

Pressure Drop Performance of Rod Bundles in Hexagonal Arrangements.

International Journal of Heat and Mass Transfer, 15 (1972) S. 2499-2517.

Rehme, K.

Friction Factors For Isothermal Turbulent Flow with Hexagonal Rod Clusters.

ENEA Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor Development, Specialist
Meeting on Heat Transfer, Windscale, 17-19 May 1972.

Savatteri, C.

Der rekuperative Wärmeaustauscher für einen schnellen heliumgekühlten Brutreaktor mit Heliumturbine.

KfK-Bericht 1566

EUR 4725 d.

Savatteri, C.

Friction Factors of a Cluster of 19 Rough Rods.

KfK-Bericht 1588

EUR 4728 e.

Savatteri, C.

Berechnung des Druckverlustbeiwertes in einem Stabbündel mit 19 rauhen Rohren. (Friction factors of a cluster with 19 rough rods).

ENEA Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor Development, Specialist Meeting on Heat Transfer, Windscale, 17-19 May 1972.

Schatz, B.

Status of Neutron Nuclear Data for Important Fast Reactor Structural and Coolant Materials.

KfK-Bericht 1668.

Schatz, B.

Neuauwertung von Neutronenkerndaten für U-235.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 17 (1972) S. 33-34.

Schatz, B.

Evaluation of Neutron Data for U-235 above the Resolved Resonance Region for KEDAK.

KfK-Bericht 1629.

EANDC (E) 151 'U'

Schirra, M.

Einfluß mechanisch-thermischer Vorbehandlungen auf das Zeitstand- und Kriechverhalten des Stahles X10NiCrMoTiB 1515.

KfK-Bericht 1535.

Schleisiek, K.

Experimental Investigation of Sodium Boiling Processes Caused by Local Blockages.

Joint Meeting of the American Nuclear Society and the Atomic Industrial Forum and Atom Fair and International Conference, Washington, D.C., November 12-17, 1972.

Schleisiek, K.

Experimental Investigation of Local Boiling behind a Blockage in a Simulated Multi-Channel Geometry (Negative Bundle).

Meeting of the Liquid Metal Boiling Group, Karlsruhe, November 6-7, 1972.

Schnauder, H.

Integrated Design and Optimization of Sodium/Sodium Heat Exchangers with Computer Assistance.

Internationales Seminar für Wärmeübertragung 'Neue Entwicklungen im Wärmeaustauscherbau', Trogir, 30. August - 6. September 1972.

KfK-Bericht 1628.

Schnauder, H.
SINEX, ein Programmsystem zur thermodynamischen und festigkeitsmäßigen Auslegung von natriumbeheizten Zwischenwärmetauschern.
KfK-Bericht 1686.

Slep, J.
Untersuchungen zur Berechnung von Dopplerkoeffizienten schneller Reaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1972.

Smailos, E., Geithoff, D.
Die axiale Verteilung einiger Spaltnuklide in Brennstäben des Bestrahlungsexperimentes DFR-350.
KfK-Bericht 1648.

Smidt, D.
Arbeiten zur Reaktorsicherheit.
PSB-Statusbericht 1972, Mol, 23. März 1972
KfK-Bericht 1603 S. 106-16
EUR 4843 d.

Smidt, D.
Summary of the Conference:
International Conf. on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation, Karlsruhe, October 9-13, 1972.

Spencer, R.R., Beer, H., Fröhner, F.H.
The Total Neutron Cross Sections of ^{50}Cr , ^{52}Cr , ^{62}Ni and ^{64}Ni in the Energy Region 10 - 300 keV.
KfK-Bericht 1517
EANDC (E) 146 'AL'

Sundermann, H.
Sauerstoffbestimmung in multinären Reaktor-Kühlkreis-Schmelzen.
Vortrag, EURATOM, Ispra, June 8, 1972.

Thiem, D. (Hrsg.)
Die NUSYS-Phasen 41501-41505. Flächentreue Approximation von Treppenfunktionen und ihre Anwendung in nuklearen Berechnungen (Iteratives REMO-Verfahren).
KfK-Bericht 1576.

Thümmeler, F.
Application of Sintering Theory in Practice.
2. International Round Table Meeting of Sintering, Herceg-Novi, 6-11 September 1971
KfK-Bericht 1713.

Vollath, D.
Bestrahlungsdefekte in neutronenbestrahltem Uranoxid.
Hauptversammlung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde, Stuttgart, 22.-26. Mai 1972.

Vollath, D.

Erholungsvorgänge im Sauerstoffgitter abgeschreckter und bestrahlter UO_2 -Proben.

Frühjahrstagung Freudenstadt 1972, Sektion für Kristallkunde der Deutschen Mineralogischen Gesellschaft und Arbeitskreis Festkörperphysik bei der DPG, Freudenstadt, 10.-15. April 1972.

Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, Reihe 6, Bd. 7, S.654-55.

Wassilew, Chr., Schirra, M.

Untersuchungen über das Zeitstand- und Kriechverhalten eines 1616 CrNi-Stahles nach Neutronenbestrahlung bei hohen Temperaturen.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 335-38.

Werle, H.

Neutron Spectrometry with Proton-Recoil Proportional Counters in the Energy Region up to 10 MeV.

Nuclear Instruments and Methods, 99 (1972) S. 295-300.

Werle, H., Bluhm, H.J.

Messungen der Spaltneutronenspektren von U-235, Pu-239 und Cf-252.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 4 (1972) S. 201-2.

Wild, E., Mack, K.J.

Verschleißuntersuchungen an Werkstoffpaarungen in flüssigem Natrium.

Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1972: ZAED. S. 457-60.

Wild, E., Mack, K.J., Drechsler, G.

Das Verschleißverhalten von Werkstoffkombinationen in flüssigem Natrium.

Versuchseinrichtungen und experimentelle Ergebnisse.

KfK-Bericht 1659.

Wirtz, K.

Fast Reactor Development in Germany.

American Power Conference, Chicago, Ill., April 18-20, 1972.

Zweifel, P.F.

On the Kinetics Equations for Fast Reactors.

KfK-Bericht 1650.

1973

Baumgärtel, G., Schwind, E.
Zur polarographischen Bestimmung von Plutonium in Purexprozesslösungen.
Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 425-27.

Baumgärtner, E., Borgstedt, H.U., Drechsler, G.
Untersuchungen des Langzeitverhaltens der Abstützstellen an einem Modell-Brennelement aus Hüllrohren mit sechs integralen Wendelrippen als Abstandshalter in einer isothermen Natrium-Strömung.
KfK-Bericht 1723
EURFNR-1084.

Bluhm, H.
Neutronenspektrummessungen in einen abgereicherten Uranmetallblock zur Untersuchung von diskrepanten ^{238}U -Wirkungsquerschnitten.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973
KfK-Bericht 1798.

Bluhm, H., Fieg, G., Werle, H.
Evaluation of ^{238}U Neutron Cross Sections from Spectrum Measurements.
Nuclear Science and Engineering, 54 (1974) 300-316.

Bober, M., Dorner, S., Schumacher, G.
Kinetics of Oxygen Transport from Mixed Oxide Fuel to the Clad.
Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2-6, 1973.

Bober, M., Schumacher, G.
Material Transport in the Temperature Gradient of Fast Reactor Fuels.
Advances in Nuclear Science and Technology. Hrsg.: E.J.Henley, J.Lewins. Vol.7.
New York (usw.): Academic Pr. 1973. S. 121-79.

Bober, M., Schumacher, G., Dorner, S.
Transport Phenomena in Mixed Oxide Fuel Pins.
Fuel and Specialists Meeting of the NEA-GCFR Coordinating Group, Würenlingen, October 24-25, 1973
KfK-Bericht 1887.

Bober, M., Schumacher, G., Geithoff, D.
Plutonium Redistribution in Fast Reactor Mixed Oxide Fuel Pins.
Journal of Nuclear Materials, 47 (1973) S. 187-97.

Böhm, H.
The Effect of Neutron Irradiation on the High-Temperature Mechanical Properties of Vanadium-Titanium Alloys.
Proceedings of the 1973 Internat. Conf. on Defects and Defect Clusters in B.C.C. Metals and Their Alloys.
Gaithersburg, Md.: National Bureau of Standards 1973. S. 163-75.

Böhm, H., Schirra, M.

Einfluß der Kaltverformung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten einiger warmfester austenitischer Stähle.

Archiv für das Eisenhüttenwesen, 44 (1973) S.785-91.

KfK-Bericht 1892

Böhm, H., Wassilew, C.

Creep Rupture Behaviour of a Neutron Irradiated 15/15 CrNiTiB Steel under Constant and Increasing Load.

Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2-6, 1973.

Bönisch, G., Wiese, H.W.

ATTOW-K. Die Karlsruher IBM 360/65-Version des 2d-Removal-Diffusion-Abschirmprogrammes ATTOW.

KfK-Bericht 1869.

Borgstedt, H.U.

Untersuchungen von Natriumkorrosionseffekten an austenitischen Stählen mit dem Raster-Elektronenmikroskop.

5. Kongress der Europäischen Föderation Korrosion, Paris, 24.-28.9.1973

(Rueil-Malmaison 1973: Hiblot.) S. 279-83.

Borgstedt, H.U.

Korrosion in der Kerntechnik.

Werkstoffe und Korrosion, 24 (1973) S. 140-41.

Borgstedt, H.U., Dietz, W., Schwarz, N.

Das Verhalten von SNR-Hüllrohren unter Innendruck in einem Natriumkorrosionsversuch.

Reaktortagung, Karlsruhe 1973.

Leopoldshafen 1973: ZAED S. 267-70.

Borgstedt, H.U., Großer, E.D.

Interstitial Element Movement of Austenitic Stainless Steels in Sodium.

Liquid Alkali Metals. Proc. of the International Conf. org. by the British Nuclear Energy Sec., Nottingham, 4-6 April 1973. S.275-82.

Brucklacher, D., Dienst, W.

Creep and Densification of UO₂ under Irradiation.

International Conference on Nuclear Fuel Performance, London, October 15-19, 1973.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Schneider, H.

Sodium Corrosion Effects on Structural Materials of a Corrosion Loop after 25000 Hours of Operation.

Liquid Alkali Metals. Proc. of the International Conf. org. by the British Nuclear Energy Soc., Nottingham, 4-6 April 1973.

London: British Nuclear Energy Soc. 1973. S. 239-43.

Brucklacher, D., Dienst, W.

Experimental Results Concerning the Mechanical Interaction between Oxide Fuel and Cladding.

Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2-6, 1973.

Brucklacher, D., Dienst, W., Thümmler, F.
Kriechverhalten von oxidischen Kernbrennstoffen unter Neutronenbestrahlung.
Reaktortagung, Karlsruhe 1973.
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 413-16.

Caldarola, L., Kastenbergh, W.E.
A Model and Conditions for Fragmentation During Molten Fuel/Coolant Thermal Interactions.
Jäger, T.A. (Hrsg.): Preprints of the 2. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, 10-14 September 1973. Vol. 2: Reactor Core.

Cierjacks, S.
Measurement of Differential Neutron Data.
2. Annual Review Meeting on Cooperation in the Fast Reactor Field, Karlsruhe, May 15-25, 1973.

Cierjacks, S., Newstead, C.M., Brotz, P., Erbe, D., Gröschel, D., Schmalz, G., Schouky, I., Töpke, H., Voss, F.
Untersuchungen von Reaktionen schneller Neutronen.
KfK-Bericht 1783 S. 2-12.

Class, G.
Untersuchung der Verspannungsebene als Teilproblem der Kernhalterung Schneller Natriumgekühlter Brutreaktoren.
KfK-Bericht 1769
EURFNR-1090.

Class, G., Schultheiss, G.F.
Hypothesis about Nucleation Boiling Events Occurring at Phase Boundaries.
KfK-Bericht 1779.

Cloß, K.D.
Untersuchungen an einem 15Cr15NiTiB-Stahl zum Kriechen unter Neutronenbestrahlung bei 550 °C.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 18 (1973) S. 173-74.

Cramer, M., Dorr, B.
Natrium-Siedeexperimente in einem Brennelementmodell.
KfK-Bericht 1906.

Dalle Donne, M.
Bericht über die Entwicklungsarbeiten für gasgekühlte Reaktoren.
KfK-Nachrichten, 5 (1973) No 1, S.8-14.

Dalle Donne, M., Meerwald, E.
Heat Transfer and Friction Coefficients for Turbulent Flow of Air in Smooth Annuli at High Temperatures.
International Journal of Heat and Mass Transfer, 16 (1973) S. 787-809.

Dalle Donne, M., Meerwald, E.
Heat Transfer and Friction Correlations for Surface Roughened by Transversal Ribs.
NEA Coordinating Group on Gas Cooled Fast Reactor Development Core Performance, Specialist Meeting, Studsvik/Sweden, June 20-21, 1973.

Dienst, W., Ehrlich, K., Götzmann, O., Hoffmann, H., Kleykamp, H., Schäfer, L., Schulz, B., Zimmermann, H.

UO₂-PuO₂-Brennstabbündel-Bestrahlung Mol 7A. Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten Brennstäben.

KfK-Bericht 1736.

Dienst, W., Götzmann, O., Ondracek, G., Zimmermann, H.

Auswertung von Untersuchungsergebnissen an bestrahlten UO₂-PuO₂-Brennstäben.

Reaktortagung, Karlsruhe 1973.

Leopoldshafen 1973: ZAED. S 295-98.

Dienst, W., Götzmann, O., Kleykamp, H., Ondracek, G., Schulz, B., Zimmermann, H.

Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten UO₂-PuO₂-Brennstäben der Versuchsgruppe FR2-4a.

KfK-Bericht 1727

EURFNR-1073.

Dippel, Th., Günther, E.

Zum Nachsinterverhalten von UO₂-PuO₂-Brennstofftabletten.

KfK-Bericht 1781

EURFNR-1091

Dippel, Th., Pollanz, H.

Über das Sintern von UO₂-PuO₂-Tablettenbrennstoff für Bestrahlungsexperimente.

KfK-Bericht 1836.

Dötschmann, K., Amendola, A.

Kenngrößen bei der thermohydraulischen Gesamtauslegung Schneller Reaktorkerne.

Fachtagung der Fachgruppen Reaktorphysik und Thermofluidodynamik der Kerntechnischen Ges., Jülich, 23.-25. Januar 1973.

Dorr, B., Huber, F., Menzenhauer, P., Peppler, W., Till, W.

Das Brandverhalten von flüssigem Natrium.

Erprobung eines Auffangsystems zur Eindämmung von Natriumbränden.

Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973

Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 75-78.

Edelmann, M., Ehrhardt, J., Massier, H., Vogel, K.

Experiments for Development of Methods and Systems to Detect Sodium Boiling in an LMFBR.

Krippner, M. (Hrsg.): Nuclear Power Plant Control and Instrumentation 1973.

Proc. of a Symp. on ... Prague, 22-26 January 1973.

Vienna: IAEA 1973, S. 571-86. IAEA-SM-168/E-3.

Ehrlich, K.

Das Schwellverhalten eines 16Cr-13Ni-Nb stabilisierten Stahls (W.Nr. 1.4988) bei Neutronen- und Ionenbestrahlung.

Reaktortagung, Karlsruhe 1973.

Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 263-66.

Ehrlich, K., Götzmann, O., Hoffmann, H., Kleykamp, H., Zimmermann, H., Dienst, W.

UO₂-PuO₂-Brennstab-Bestrahlung im Trefoil-Einsatz DFR-304. Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten Brennstäben.
KfK-Bericht 1864.

Ehrlich, K., Packan, N.H.

Void resulting from fast neutron irradiation of a stabilized stainless steel.
Journal of Nuclear Materials, 46 (1973) S.77-85.

Elbel, H., Kummerer, K.

Weiterentwicklung der Schnellbrüter-Brennstäbe zu größerem Durchmesser.
Reaktortagung, Karlsruhe 1973
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 291-94.

Engelmann, P., Hüper, R., Karsten, G., Keßler, G., Schröder, R., Stamm, H.H.
Abschlußbericht über die Arbeiten der GfK in der Phase IIa des Projektes Schneller Brüter
KfK-Ext. 25/72-01.

Fehsenfeld, P., Jourdan, G., Pinter, M., Raberain, A.M., Scholtyssek, W.
Analysis of the SNEAK Assemblies 9B and 9A-0.

19. Annual Meeting of the American Nuclear Society, Chicago/Ill, June 10-14, 1973

Transactions of the American Nuclear Society, 16 (1973) S. 265-66.

Fiedler, H., Elbel, H., Vollath, D.

Ein Beitrag zur Auslegung von Karbidbrennstäben
Reaktortagung, Karlsruhe 1973
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 354-57.

Fischer, E.A., Helm, F., Jourdan, G., McGrath, P., Oosterkamp, W.J.

An Investigation of the Heterogeneity Effect in Sodium-Void Reactivity Measurements.

International Symposium on Physics of Fast Reactors, Tokyo, October 16-23, 1973.

Fischer, E.A., Küsters, H.

The Fast Reactor Physics Program in the Federal Republic of Germany.

International Symposium on Physics of Fast Reactors, Tokyo, October 16-23, 1973.

Fischer, E.A., Scholtyssek, W., Dorrouzet, M., Chaudat, J.P., Ingram, G., Sanders, J.E.

Studies of Unit k_{∞} Lattices in Metallic Uranium. Assemblies ZEBRA-8H, SNEAK-8, ERMINE and HARMONIE UK.

International Symposium on Physics of Fast Reactors, Tokyo, October 16-23, 1973.

Freund, D., Dippel, Th., Geithoff, D., Weimar, P.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UO₂/PuO₂-Brennstab-Bestrahlungsexperimente der FR2-Kapsel-Versuchsgruppe 4a.

KfK-Bericht 1523.

Gast, K., Beutel, H.

Large Scale FCI Experiments in Subassembly-Geometry - Test Facility and Model Experiments.

2. Specialist Meeting on Sodium Fuel Interactions in Fast Reactors, Ispra, Nov. 21-23, 1973.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Bewertung des Verträglichkeitsverhaltens von Oxidbrennstäben.

KfK-Bericht 1803.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Zur in-pile-Verträglichkeit von oxidischem Brennstoff mit austenitischen Stählen.

Reaktortagung, Karlsruhe 1973

Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 307-10.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Die chemische Verträglichkeit von Brennstoffen mit Hüllmaterialien.

KfK-Nachrichten, 5 (1973) No. 3, S.7-13.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Untersuchungen zum Reaktionsverhalten von austenitischen Stählen mit simulierten Spaltprodukten in Gegenwart von UO_2 und $(U,Pu)O_2$

KfK-Bericht 1831.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Comparison of In-pile Compatibility Behaviour of Oxide and Carbide Fuel Pins According to Simulation Tests.

Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2-6, 1973.

Günther, E., Dascalu, D.

Vergleichende Messungen über den Einfluß der Kalzinationsbehandlung auf die spezifische Oberfläche von UO_2 -Pulvern.

KfK-Ext. 06/73-01.

Habermann, F.W.A.

Deutsch-japanische Zusammenarbeit in der Schnellbrüter-Entwicklung.

KfK-Nachrichten, 5 (1973) No. 2, S.42.

Häfner, H.

Bestrahlungskapsel zur Untersuchung des Brennstoffschwellens.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 18 (1973) S. 76.

Helm, F.

Möglichkeiten und Grenzen der Vorhersage von Core-Parametern schneller Reaktoren mit Hilfe von Zonenanordnungen in kritischen Anlagen.

Fachtagung: Stand und Erfordernisse der Vorhersage physikalischer Kenngrößen für thermische und schnelle Leistungsreaktoren, Jülich, 23.-25. Januar 1973.

Helm, F., Böhme, R., Durance, G., Fehsenfeld, P., Pinter, M., Pilate, S., Wehmann, U.

Control Rod Measurements in an Uranium-Fueled Mock-up of the Fast Breeder-Prototype SNR.

International Symposium on Physics of Fast Reactors, Tokyo, October 16-23, 1973.

1973-7

Heusener, G., Keßler, G., Lauber, H.
Analysis of Hypothetical Accidents for SNR-300.
KfK-Bericht 1834.

Hoang, Y.S.
Three-dimensional Deformation and Reactivity Changes of a LMFBR-Core.
2. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin,
10.-14. September 1973.

Höbel, W.
Das Karlsruher nukleare Programmsystem KAPROS.
KfK-Nachrichten, 5 (1973) No. 3, S.25-30.

Hoffmann, H.
Analyse der Leervolumenumverteilung in oxidischem Kernbrennstoff während der Be-
strahlung.
Reaktortagung, Karlsruhe 1973
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 405-08.

Hoffmann, H.
Experimentelle Untersuchungen zur Kühlmittel-Quervermischung und zum Druckab-
fall in Stabbüdeln mit wendelförmigen Abstandshaltern. Einfluß der Ergebnisse
auf die Auslegung von Brennelementen Schneller Natrium-gekühlter Reaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973.
KfK-Bericht 1843.

Hoffmann, H., Baumgärtner, E.
Experimental Investigations of the Thermo- and Fluiddynamic Behavior of Fast
Breeder Reactor Fuel Elements with Different Spacer-Types.
Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2-6, 1973.

Hoffmann, H., Markfort, D., VOJ, P., Weinberg, D.
Experimentelle Untersuchungen zur Wärme- und Strömungstechnik von Schnellbrüter-
Kernelementen.
Fachtagung der Fachgruppen Reaktorphysik und Thermo-Fluiddynamik der Kerntechni-
schen Ges. Jülich, 23.-25. Januar 1973.

Hoffmann, H., Wertenbach, H.
Abbrandbestimmung an Kernbrennstoffprüflingen aus dem FR 2.
KfK-Bericht 1704.

Hofmann, F., Kramer, W., Kleefeldt, K., Meyder D., Kirsch, D., Hain, K.
Modellversuche zum tankinternen Notkühlssystem des Prototypreaktors SNR 300.
KfK-Bericht 1895.

Hofmann, P.
Untersuchungen zum Reaktionsverhalten von austenitischen Stählen mit simulier-
ten Spaltprodukten in Gegenwart von UC.
KfK-Bericht 1832.

Hofmann, P., Götzmann, O.
Über die Möglichkeiten der Verbesserung des Verträglichkeitsverhaltens von
oxidischen Brennstäben.
KfK-Bericht 1833.

1973-8

Huber, F., Mattes, K., Weinhold, H.
Selbstverschweißen von Strukturwerkstoffen in flüssigem Natrium.
KfK-Bericht 1903.

Huber, F., Mattes, K.
Self-Welding of Structural Materials in Liquid Sodium.
Liquid Alkali Metals. Proc. of the International Conf. org. by the British
Nuclear Energy Soc., Nottingham, 4-6 April 1973
London: British Nuclear Energy Soc. 1973. S. 183-89.

Hüper, R.
Statusbericht des Projektes Schneller Brüter
1973: Baubeginn des Prototyps.
Atom und Strom, 19 (1973) S. 73-75.

Hüper, R.
Das Projekt Schneller Brüter der Bundesrepublik und der Beneluxländer.
Nachrichten aus Chemie und Technik, 21 (1973) S. 231-33.

Huschke, H., Krieg, B.
MITRA - A Program for the Transformation of the Output of MIGROS-2 into an
Input for GRUMA.
KfK-Bericht 1810.

Huschke, H., Krieg, B. (Hrsg.)
MIGROS-2: A Program Written in FORTRAN for the Calculation of Microscopic Group
Constants from Nuclear Data.
KfK-Bericht 1784.

Jacobi, O.
Hüllrohre mit integralen Wendelrippen und deren geometrische Vermessung.
Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973.
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 271-74.

Jacobi, S., Lenhardt, H., Schneider, R.
Schutzsysteme für Schnelle Natriumgekühlte Reaktoren.
KfK-Bericht 1735.

Jacobs, H.
The calculation of the consequences of sodium-fuel interactions with allowance
for temperature gradients in the sodium.
2. Specialist Meeting on Sodium Fuel Interactions in Fast Reactors, Ispra, Nov.
21-23, 1973.

Kaiser, A., Pepler, W., Voeroess L.
Flow Pattern, Two-Phase Pressure Drop and Critical Heat Flux of Sodium under
Forced Convection Conditions.
International Meeting on Reactor Heat Transfer, Karlsruhe, Oct. 9-11, 1973.

Käppeler, F., Pflöschinger, E.
A Measurement of the Fission Cross Section of Plutonium-241 Relative to
Uranium-235.
Nuclear Science and Engineering, 51 (1973) S. 124-29.

1973-9

Karsten, G.

On the Threshold of Fuel Element Technology for SNR - Reflections on the Status of Development for Fast Reactors.

Irradiation Experimentation in Fast Reactors, Jackson Lake Lodge, Wyo., Sept. 10-12, 1973. Proc. Hinsdale, Ill.: American Nuclear Society 1973. S.54-77.

Kastenberg, W.E., Rumble, E.T.

On the Analysis of the Predisassembly Phase of the Unprotected Overpower Transient Accident for LMFBRs.

Nuclear Engineering and Design, 25 (1973) S. 248-56.

Kappler, F.W., Rusch, D., Wattecamps, E.

Detection efficiency of fast neutron time-of-flight detectors and reliability check by measuring tailored source spectra.

Nuclear Instruments and Methods, 111 (1973) S. 83-92.

Keller, K.

Das Aerosolverhalten in geschlossenen Behältern (PARDISEKO 2).

KfK-Bericht 1758.

Kiefhaber, E.

Fine Group Calculations for Reactivity Coefficients of Structural Materials in Fast Reactors.

KfK-Bericht 1759.

Kirsch, D.

Bestimmung mittlerer Kühlmitteltemperaturen im Totwasser hinter lokalen Kühlkanalblockaden in natriumgekühlten Reaktoren.

Reaktortagung Karlsruhe, 10.-13. April 1973.

Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 174-77.

Kirsch, D.

Untersuchungen zur Strömungs- und Temperatur-Verteilung im Bereich lokaler Kühlkanalblockaden in Stabbündel-Brennelementen.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973

KfK-Bericht 1794.

Kirsch, D.

The Temperature Distribution in the Recirculating Flow Downstream of Local Coolant Blockages in Rod Bundle Subassemblies.

International Meeting on Reactor Heat Transfer, Karlsruhe, Oct. 9-11, 1973.

Kleykamp, H.

Mikrosondenuntersuchungen an bestrahltem Urancarbid.

Journal of Nuclear Materials, 47 (1973) S. 271-77.

Kleykamp, H.

Nachuntersuchungen mit der Elektronenstrahl-Mikrosonde am Bestrahlungsexperiment Mol 7A.

Reaktortagung, Karlsruhe, 1973

Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 299-302.

1973-10

Krebs, L., Malang, S., Politzky, H.M., Rust, K.
Vor- und Nachteile von Thyristoranlagen zur Stromversorgung elektrisch
beheizter Stäbe hoher Leistungsdichte.
KfK-Bericht 1835.

Krebs, L., Weinkötz, G.
Messungen der Temperaturrauschsignale am Brennelementaustritt zur Detektion von
Kühlkanalblockaden.
International Meeting on Reactor Heat Transfer, Karlsruhe, October 9-11, 1973.

Kuczera, B.
A Contribution to the LMFBR Fuel Pin Behaviour during Transient Overpower
Conditions.
Jäger, T.A. (Hrsg.): Preprints of the 2. Internat. Conf. on Structural
Mechanics in Reactor Technology, Berlin, 10.-14. September 1973. Vol. 1.:
Reactor Core. P.C.D.
Brussels: Commission of the European Communities, Berlin: Bundesanstalt für
Materialprüfung (1973). Preprint D 2/4.

Kuczera, B.
Die Verformung des Brennstabes eines Na-gekühlten Schnellen Brutreaktors unter
transienter Belastung.
Reaktortagung Karlsruhe 1973
Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 350-53.

Kuczera, B., Struwe, D., Wirtz, P.
Ansätze zur Behandlung hypothetischer Störfälle in natriumgekühlten schnellen
Brutreaktoren. KfK-Nachr. 5. Jg. 1/73, S. 15-22.

Küsters, H. (Hrsg.)
Progress in Fast Reactor Physics in the Federal Republic of Germany.
KfK-Bericht 1632
EACRP-U-46

Kuhn, D.
A Transmission Method to Measure Capture Rates in Fast Reactors.
Annals of Nucl. Sc. and Engin. 1 (1974), 323-28.

Kummerer, K.
The Loop Irradiation Experiments Mol-7A and Mol-7B.
Symposium on the Results of 5 Years of BR2 Reactor Utilisation, Mol, December
4-5, 1973.

Kummerer, K.
Sind Abbrände um 100000 MWd/t mit Schnellbrüterelementen erreichbar?
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 18 (1973) S. 287-92.

Kummerer, K. Depisch, F., Elbel, H., Kämpf, H.
The SATURN Codes and Material Data Evaluation.
Farmakes, R. (Hrsg.): Proc. of the Conf. on Fast Reactor Fuel Element
Technology, New Orleans, La., April 13-15, 1971. Hinsdale, Ill.: American
Nuclear Soc. 1971 S. 211-25.

1973-11

Kummerer, K., Elbel, H.
Experimental and Modeling Results Concerning the Operational Behaviour of a
SNR-Type Fuel Pin.
Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2-6, 1973.

Kummerer, K., Geithoff, D.
Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UO_2 - PuO_2 -Brennstab-Prüflinge im
Versuch DFR-304.
KfK-Bericht 1814.

Lalovic, M.
Berechnung von Neutronenflüssen in Randbereichen Schneller Reaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973.
KfK-Bericht 1880.

Laßmann, K.
Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von zylindrischen Brennstäben eines
Kernreaktors.
Dissertation, TH Darmstadt 1973
KfK-Bericht 1853.

Malang, S., Möller, R., Rust, K., Tschöke, H.
Fehlermöglichkeiten bei der thermischen Simulation von Brennstäben durch Heiz-
stäbe und bei der Bestimmung lokaler Oberflächentemperaturen.
Fachtagung der Fachgruppen Reaktorphysik und Thermofluidynamik der Kerntechni-
schen Ges., Jülich, 23.-25. Januar 1973.

Malang, S., Politzky, H.M., Rust, K.
Verfahren zur Berechnung des thermischen Einlaufs bei Flüssigmetallkühlung.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 18 (1973) S. 247-49.

Malang, S., Rust, K., Tschöke, H.
The Influences of Heating Methods and Rod Eccentricities on the Measurement in
Sodium Experiments.
Heat Transfer in Liquid Metals. 1971
Internat. Seminar, Trogir, September 6-11, 1971
Progress in Heat and Mass Transfer, (1973) S. 207-17

McGrath, P.E.
KAPER - Lattice Program for Heterogeneous Critical Facilities (User's Guide).
KfK-Bericht 1893.

McGrath, P.E., Fischer, E.A.
KAPER - A Computer Program for the Analysis of Experiments Performed in
Heterogeneous Critical Facilities.
American Nuclear Society National Topical Meeting on Mathematical Models on
Computational Techniques for Analysis of Nuclear Systems, Ann Arbor/Mich.,
April 9-11, 1973.

Maubach, K., Rehme, K.
Pressure Drop for Parallel Flow through a Roughened Rod Cluster.
Nuclear Engineering and Design, 25 (1973) S. 369-78.

Pejsa, R., Hellriegel, W.
Metallografische Präparation und Untersuchung von hochabgebrannten Kernbrennstoffen in Heißen Zellen.
Metallographietagung 1973, Iserlohn, 12.-14. September 1973.

Peppler, W., Wirtz, P.
Vergleich theoretischer und experimenteller Untersuchungen zum Sieden in natriumgekühlten Schnellen Reaktoren.
Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973
Leopoldshafen 1973: ZAED. S.67-70.

Polifka, F., Schäfer, L., Kempe, H.
Das Zeitstandverhalten von Rohren aus austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen bei Belastung durch Innendruck.
KfK-Bericht 1882.

Pieroni, N., Rusch, D., Wattecamps, E.
Measurement of time-dependent fast neutron spectra with a NE 213 scintillator.
Nuclear Instruments and Methods 115 (1974) 317-23.

Rehme, K.
Simple Method of Predicting Friction Factors of Turbulent Flow in Non-circular Channels.
International Journal of Heat and Mass Transfer 16 (1973) S. 933-50
KfK-Bericht 1802.

Rehme, K.
Pressure Drop Correlations for Fuel Element Spacers.
Nuclear Technology, 17 (1973) S. 15-23.

Rehme, K., Marek, J., Maubach, K.
Heat Transfer and Pressure Drop Performance of Rod Bundles Arranged in Square Arrays.
International Journal of Heat and Mass Transfer, 16 (1973) S. 215-228.

Sameith, H.
Untersuchungen zur Ausbreitung von Stoßwellen in relaxierenden Zweikomponenten-Blasengemischen.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973
KfK-Bericht 1796.

Savatteri, C.
Helium Turbine Design for a 1000 MWe Gas-cooled Fast Breeder Reactor with Closed Gas Turbine Cycle.
KfK-Bericht 1760
EUR 4853 e.

Savatteri, C.
NISA I. Ein Programm zur Berechnung der Reibungsbeiwerte in rauhen Stabbündeln in hexagonaler Anordnung.
KfK-Bericht 1714
EUR 4848d
EURFNR 1089

Schirra, M.

Das Zeitstand- und Kriechverhalten der Legierung Inconel 625 in drei verschiedenen Vorbehandlungszuständen.

KfK-Bericht 1925.

Schleisiek, K.

Natriumexperimente zur Untersuchung lokaler Kühlungsstörungen in brennelement-ähnlichen Testanordnungen.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973.

KfK-Bericht 1914.

Schneider, H.

Über das Verhalten des Bors in dem Werkstoff 1.4970 bei Wärmebehandlungen in verschiedenen Medien.

Journal of Nuclear Materials, 49 (1973/74) S. 113-16.

Schneider, H., Borgstedt, H.U.

Determination of Various Impurities in Sodium Metal by X-Ray Fluorescence Spectroscopy. Liquid Alkali Metals. Proc. of the International Conf. org. by the British Nuclear Energy Soc., Nottingham, 4-6 April 1973.

London: British Nuclear Energy Soc. 1973. S. 77-80.

Scholz, H.

Einfluß der Korngröße auf das Zeitstand- und Kriechverhalten des austenitischen CrNi-Stahls X8CrNiMoVNb 1613.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973.

KfK-Bericht 1855.

Smidt, D., Inyutin, E.I.

Safety and Reliability of Liquid Metal Fast Breeder Reactors.

Atomic Energy Review, 11 (1973) S. 171-77.

Stamm, H.-H.

Determination of Cs-135 in sodium from an in-pile loop by activation analysis.

Journal of Radioanalytical Chemistry, 14 (1973) 367-373.

Stamm, H.H., Clauss, H., Nolte, K.

Aktivierungsanalytische Bestimmung von metallischen Verunreinigungen in KNK-Primärnatrium.

Zeitschrift für analytische Chemie, 266 (1973) 337-340.

Stein, E.

ASB71. Beschreibung des zweidimensionalen Abbrand- und Managementprogramms für schnelle Reaktoren.

KfK-Bericht 1819.

Struwe, D.

Das dynamische Verhalten schneller natriumgekühlter Brutreaktoren.

Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973

Leopoldshafen 1973: ZAED. S. 205-08.

1973-14

Wild, E., Dietz, W., Weber, H.
Friction Behavior of Inconel 718 and Stellite 6 as Fuel Assembly Duct Pad Materials.

Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors, Brüssel, July 2_6, 1973.

Wild, E., Mack, K.J.

Friction Characteristics of Steels and Alloys in Liquid Sodium.

Liquid Alkali Metals. Proc. of the International Conf. org. by the British Nuclear Energy Soc., Nottingham, 4-6 April 1973.

London: British Nuclear Energy Soc. 1973. S. 191-96.

Wirtz, K.

Lectures on Fast Reactors.

Karlsruhe: GfK 1973, 307 S.

Wirtz, K.

Fast Reactor Development in the Federal Republic of Germany. An Example of Cooperation between Science, Government and Industry in the Field of Research and Development.

Jornadas Internacionales de Organizacion Cientifica, Madrid, 11-14 Abril 1973.

Wirtz, P.

Ein Beitrag zur theoretischen Beschreibung des Siedens unter Störfallbedingungen in natriumgekühlten schnellen Reaktoren.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1973.

KfK-Bericht 1858.

Zyszkowski, W.

Experimental-Theoretical Investigation of Thermal Explosion.

2. Specialist Meeting on Sodium Fuel Interactions in Fast Reactors, Ispra, Nov. 21-23, 1973.

1974

Alexas A., Lindner, W., Schikarski, W.

Out-of-pile Simulation of Fuel Pin Behaviour in Sodium Cooled Fast Breeder Reactors by UO₂-Rods heated by Electrical Current.

ANS Topical Meeting Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Angerer, G.

Transport von Kernmaterialien während Unfällen in Schnellen Natriumgekühlten Brutreaktoren (Slumping).

KfK-Bericht 1935.

Angerer, G., Fischer, E.A., Kuczera, B., Royl, P., Struwe, D., Wirtz, P.

Simulation des gleichzeitigen Ausfalls aller Kühlmittelpumpen in einem natriumgekühlten schnellen Brutreaktor.

Fachtagung der Fachgruppen Thermo- und Fluidodynamik und Reaktorphysik der KTG/DAtF, Karlsruhe, 29.-31. Januar 1974

KfK-Bericht 1931 S. 213-19.

Angerer, G., Struwe, D.

Theoretische Behandlung des Brennstabslumpings während eines Kühlmittelverlustunfalls bei schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 90-93.

Baekmann, A. von, Ertel, D., Neuber, J.

Determination of Actinide Elements in Nuclear Fuels by X-Ray Analysis.

23. Annual Denver Conference on Applications of X-Ray Analysis, Denver, Colo., August 7-9, 1974 - AEC-Conf-74-334-018.

Barleon, L.

Der Schnelle Brüter, physikalische Grundprinzipien und Bedeutung für die Energieversorgung.

Physikalisches Institut der Univ. Tübingen, Tübingen, 22. Mai 1974.

Bober, M., Karow, H.U., Schretzmann, K.

Evaporation Experiments to Determine the Vapor Pressure of UO₂ Fuel (3000 to 5000K).

Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials, Wien, October 21-25, 1974

AEC-Conf-74-545-002.

Bober, M., Kleykamp, H., Schumacher, G.

Spaltstoffentmischung in bestrahlten Mischoxidbrennstäben.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 257-60.

Bober, M., Schumacher, G.

Erhöhung der Zentraltemperatur durch Uran-Plutonium-Entmischung in Mischoxid-Brennstäben schneller Reaktoren.

KfK-Bericht 1904.

Bocek, M.

Effect of Cold Work on the Stress Components of Cu, V-20Ti-10Nb, and Austenitic Steel Type 1616 at Elevated Temperatures.

Zeitschrift für Metallkunde, 65 (1974) S. 388-95.

Böhm, H.

Stand der Arbeiten für die Auswahl von Hüllmaterialien für den SNR 300.
KfK-Bericht 2003 S. 65-79.

Böhm, H., Dienst, W., Kummerer, K.

Arbeiten zur Brennelement-Entwicklung für den Schnellen Brutreaktor SNR-300.
KfK-Bericht 1999.

Böhm, H., Schirra, M.

Das Kriechverhalten eines kaltverformten austenitischen Stahles während der Erholung und Rekristallisation.
Deutsche Gesellschaft für Metallkunde, Bonn, 4.-8. Juni 1974.

Böhm, H., Wassilew, C.

Creep Rupture Behaviour of a Neutron Irradiated 15/15 CrNiTiB Steel under Constant and Increasing Load.
Vol. 2. Vienna: IAEA 1974. S. 169-78. SM-173/23.

Böhm, L., Jordan, S., Schikarski, W.

The Off-Gas Filter System of the SNR-300.
13. USAEC Air Cleaning Conference. San Francisco/Calif., August 12-15, 1974
AEC-Conf-74-333-019.

Böhm, L., Jordan, S., Schikarski, W.

Experiments on Filtration of Sodium-Aerosols by Sand-Bed-Filters.
ANS Topical Meeting Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Böhm, L., Jordan, S., Schikarski, W.

Versuche zum Verhalten von Faser- und Sandbettfiltern gegenüber Natrium- bzw. Natriumoxid-Aerosolen.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 494-97.

Böhme, R., Helm, F., Pilate, S., Pinter, M., Scholtyssek, W.

Critical Experiments at SNEAK in Support of Fast Reactor Design.
Meeting on Advanced Reactors: Physics, Design and Economics, Atlanta, Ga., September 8-11, 1974
AED-Conf-74-394-003.

Bogensberger, H.G., Fischer, E.A., Schmuck, P.

On the Equation of State of Mixed Oxide Fuel for the Analysis of Fast Reactor Disassembly Accidents
ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Bogensberger, H.G., Ronchi, C., Wickenhäuser, A.

Ein Programmsystem zur Berechnung des Einflusses der Spaltgaskonzentration bei Transienten in schnellen Reaktoren.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 110-13.

Bogensberger, H.G., Ronchi, C.

Calculation of the Effects of Fission Gas in a LMFBR, for the Analysis of an Unprotected Overpower Transient.
KfK-Bericht 1990
EUR 4975 e.

Borgstedt, H.U., Dietz, W.
Korrosions- und mechanisches Langzeitverhalten von Hüllrohren in Natrium von 700 °C.
KfK-Bericht 1932.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Drechsler, G.
Nachuntersuchungen an Schweißnähten in einer Natriumanlage aus dem Stahl Werkstoff-Nr. 1.4571.
2. Internationales Kolloquium: Schweißen in der Kerntechnik, Düsseldorf, 23.-24. November 1974
.AED-Conf-74-538-002.

Borgstedt, H.U., Peric, Z., Wittig, G.
Anlage zur Natriumdestillation für analytische Zwecke 'NADESTAN 4'
KfK-Bericht 1941.

Borgstedt, H.U., Wittig, G., Frees, G., Drechsler, G.
Erfahrungen mit elektrischen Sauerstoffsonden in Natrium-Kreisläufen
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 19 (1974) S. 357-59.

Borgstedt, H.U., Wittig, G., Drechsler, G., Frees, G.
Erfahrungen mit dem Sauerstoffmeßgerät für Flüssigmetalle von Gulf United Nuclear Fuel Corporation in Natriumkreisläufen.
KfK-Ext. 06/74-03.

Brandstetter, A., Engelmann, P., Koop, W.
SNR 300
International Conference on Fast Reactor Power Stations, London, UK, March 11-14, 1974
AED-Conf-74-122-015.

Brucklacher, D., Dienst, W.
Experimental Results Concerning the Mechanical Interaction between Oxide Fuel and Cladding.
Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors. Proc. of a Symp., Brussels, July 2-6, 1973.
Vol. 1. Vienna: IAEA 1974. S. 147-61.

Caldarola, L.
Current Status of Knowledge of Molten Fuel/Sodium Thermal Interactions.
Meeting of the European Safety Working Group
Brussels, February 26-27, 1974
KfK-Bericht 1944
EUR-4973 e.

Caldarola, L., Ferranti, P., Mitzel, F.
Fast Reactor Transfer Functions with Special Reference to the Nonlinearities and to the Spatial Dependence of the Heat Transfer Process.
KfK-Bericht 2027
EUR 4978 e

Cierjacks, S.W.
Fast Neutron Measurements with the Time-of-Flight Spectrometer of the Karlsruhe Cyclotron and their Interpretation.
Laboratory for Neutron Physics, Joint Institute of Nuclear Research, Dubna, April 22, 1974.

Class, G.

Dynamisches Modell der heterogenen kollektiven Siedekeimbildung.
KfK-Bericht 2007.

Class, G., Hoang, Y.S.

Probleme der Strukturverformung und der Kernhalterung bei schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren.

KfK-Nachrichten, 6 (1974) No. 1, S.13-18.

Cloß, K.D., Herschbach, K., Schneider, W.

Experimentelle Untersuchungen zum bestrahlungsinduzierten Kriechen an stabilisierten Stählen.

European Conference on Irradiation Behaviour of Fuel Cladding and Core Component Materials, Karlsruhe, December 3-5, 1974

Karlsruhe: GfK 1974. S.143-46.

Dalle Donne, M.

Review of Research and Development Work for the GCFR Pin Fuel Element.

NEA Coordinating Group on Gas Cooled Fast Reactors, GCRF Systems Review Meeting, Winfrith/England, November 20-22, 1974

AED-CONF-74-691-001.

Dalle Donne, M., Götzmann, C.A.

Gas Cooled Fast Breeder Reactor Design, Development, and Safety Features.

ANS Topical Meeting on Gas Cooled Reactors: HTGR and GCFBR, Gatlinburg, Tenn., May 7-10, 1974.

Dalle Donne, M., Marek, J., Meerwald, E., Pfriem, H.J., Rehme, K., Savatteri, C.

GCFR Heat Transfer Work at Karlsruhe.

ANS Topical Meeting on Gas Cooled Reactors: HTGR and GCFBR, Gatlinburg, Tenn., May 7-10, 1974.

Dötschmann, K.

Thesys - Ein FORTRAN-Programm zur Berechnung der dreidimensionalen nominellen Temperaturverteilung in schnellen Reaktorkernen.

KfK-Bericht 1997.

Ehrhardt, J., Edelmann, M.

Untersuchungen zum Nachweis von Natriumsiedern durch Analyse des Reaktorrauschens.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 151-54.

Ehrlich, K., Götzmann, O., Hoffmann, H., Kleykamp, H., Zimmermann, H., Dienst, W.

UO₂-PuO₂-Brennstab-Bestrahlung im Trefoil-Einsatz DFR-304. Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten Brennstäben.

KfK-Bericht 1864.

Ehrlich, K., Götzmann, O., Kleykamp, H., Schäfer, L., Schulz, B., Zimmermann, H., Dienst, W.

UO₂-PuO₂-Brennstabbündel-Bestrahlung DFR-350. Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten Brennstäben.

KfK-Bericht 1960.

Ehrlich, K., Groß, R.

Das neutroneninduzierte und simulierte Schwellverhalten stabilisierter Stähle.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 348-51.

Ehrlich, K., Groß, R.

Temperature Dependence of Void Formation in Different Stabilized Stainless Steels.

Vol. 2. Vienna: IAEA 1974. S. 179-95. SM-173/30.

Elbel, H.

Erläuterungen zur Anwendung des Rechenprogrammes SATURN - L.
KfK-Ext. 6/74-06.

Elbel, H., Hoffmann, H.

Analyse der Brennstoff- und Hüllrohrverformungen bei DFR-304 und DFR-350.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974.
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 380-83.

Engelmann, P.

Stand und Zukunftsaussichten des natriumgekühlten Schnellen Brütters. VDI-Berichte Nr. 208: Energieumwandlung in thermischen Kraftwerken. Vorträge der VDI-Tagung, Düsseldorf, 8.-9. Oktober 1973, Düsseldorf: VDI-Verl. 1974, S.29-39.

Engelmann, P.

Stand der brüterbezogenen Arbeiten.
KfK-Bericht 2003 S. 4-20.

Engelmann, P., Mausbeck, H.

Stand und Tendenzen der Schnellbrüterentwicklung 1974.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 19 (1974) S. 397-404.

Evrard, G., Fröhlich, R., Schmuck, P., Thiem, D.

Sensitivity Studies for Fast Reactor Whole Core Accidents. Part II - Disassembly Calculations.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 118-21.

Fischer, E.A., Chaudat, J.P., Darrouzet, M.

Experiments in Pure Uranium Lattices with unit k (infinite). Assemblies SNEAK-8/8Z; UK 1 and UK 5 in ERMINE and HARMONIE.

KfK-Bericht 1865
CEA-R-4552.

Fischer, E.A., McGrath, P.E. (Hrsg.)

Physics Investigations of Two Pu-Fueled Fast Critical Assemblies: SNEAK-7A and 7B.

KfK-Bericht 1939.

Freund, D., Fiedler, H.

Das Karbidbestrahlungsexperiment Mol-11.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5.4.1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 392-95.

Fröhlich, R.

Methodenentwicklung zur Analyse hypothetischer Unfälle.
KfK-Bericht 2003 S. 143-64
AED-Conf-74-066-011.

Fröhlich, R., Struwe, C., Väth, L.

Fast Reactor Transient Analysis with Space- and Energy-Dependent Kinetics Methods.

Expert Group on Whole Core Accidents Codes, Fast Reactor Coordinating Committee, Brüssel, May 13-14, 1974.

Ganguly, C., Vollath, D.

Quantitative Phase Analysis in the U,Pu-C-System by X-Ray Diffraction.
KfK-Bericht 2049.

Gast, K., Liebe, R., Will, H., Zehlein, H., Rees, N.J.M., Warren, G.R.

Simulated Vapor Explosion Experiments and Dynamic Elastoplastic Response of SNR Core.

ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Gast, K., Peppler, W., Smidt, D.

Sodium Boiling Experiments and their Importance for the Reactor Safety.

ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Gast, K., Smidt, D.

Single Subassembly Fault Detection System-Functional Requirements and Shut-off Criteria.

ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Gast, K., Will, H.

Verformung eines Schnellbrüter-Cores infolge einer simulierten Brennstoff-Natrium-Reaktion in einem Brennelement.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 82-85.

Geithoff, D.

Plutonium-Segregation in Mixed Oxide Fuel Pins with Center Melting.

Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors.

Proc. of a Symp., Brussels, July 2-6, 1973. Vol. 1. Vienna: IAEA 1974. S. 39-56.

Gerken, A.

Modelltheoretische Analyse der Brennstabbelastungen durch zyklischen Leistungsbetrieb anhand des experimentellen Datenmaterials der KVE Vg. 4a, 4b, 5b und Mol 8B.

KfK-Bericht 1913.

Ghosh, J.K., Vollath, D.

Metallography of Uranium Carbides and Uranium-Plutonium Mixed Carbides.

KfK-Bericht 1976.

Götzmann, O., Hofmann, P.

Comparison of In-pile Compatibility Behaviour of Oxide and Carbide Fuel Pins According to Simulation Tests.

Vol. 1. Vienna: IAEA 1974. S. 233-45.

1974-7

Götzmann, O., Hofmann, P.

Chemical Interactions of Fission Products with Stainless Steel Claddings. Behaviour and Chemical State of Irradiated Ceramic Fuels. Proc. of a Panel, Vienna, August 7-11, 1972. Vienna: IAEA 1974. (IAEA-STI/PUB/303) S. 237-54.

Götzmann, O., Hofmann, P., Sarikaya, Y.

Die mechanischen Eigenschaften von Hüllmaterialien nach Glühung mit carbidischen Brennstoffen.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5.4.1974

Leopoldshafen 1974: ZAED S. 396-99.

Götzmann, O., Hofmann, P., Thümmeler, F.

Attack upon the Cladding of Oxide Fuel Pins by Fuel and Fission Products.

Journal of Nuclear Materials, 52 (1974) S. 33-50.

Götzmann, O., Ohse, R.W.

Fuel - Cladding Compatibility of Stainless Steels with Gas and Sodium-Bonded Uranium Plutonium Carbide Fuels.

Behaviour and Chemical State of Irradiated Ceramic Fuels. Proc. of a Panel,

Vienna, August 7-11, 1972. Vienna: IAEA 1974. (IAEA-STI/PUB/303) S. 255-68

EUR 4892 e.

Grötzbach, G., Kußmaul, G., Meyder, R., Struwe, D.

Verhalten des Kerns eines schnellen natriumgekühlten Reaktors nach schweren hypothetischen Unfällen.

KfK-Bericht 1928.

Günther, E.

Die neue Herstellungslinie für carbidische Kernbrennstoffe im Plutonium-Labor des IMF.

KfK-Nachrichten, 6 (1974) No 4, S.33-37.

Häfele, W., Starr, Ch.

A Perspective on Fusion and Fission Breeders.

Journal of the British Nuclear Energy Society, 13 (1974) S. 131-39.

Häfner, H.E.

Bestrahlungseinrichtungen zur Erfassung des Kriechens und Schwellens von Schnellbrüterbrennstoffen.

KfK-Nachrichten, 6 (1974) No. 4, S.31-33.

Häfner, H.E.

Instrumentierte Bestrahlungskapsel VADIA zur Messung von Hüllrohraufweitungen. Atomwirtschaft - Atomtechnik, 19 (1974) S. 359-60.

Häfner, H.E., Philipp, K., Kimmer, I., Boorn, H.van den, Schmidt, L.

Brennstoff-Bestrahlungen in Kapseln.

KfK-Bericht 1985 S. 43-96.

Haubold, W., Stade, K.Ch., Stamm, H.H.

Chemie in natriumgekühlten Kernkraftwerken - Erfahrungen in der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK.

VGB-Konferenz Chemie im Kraftwerk 1974;

VGB-Speisewassertagung 1974, Essen, 29.-30. Oktober 1974

AED-Conf-74-497-002.

Haug, H.O.

Calculation and Compilations of Composition, Radioactivity, Thermal Power, Gamma and Neutron Release Rates of Fission Products and Actinides of Spent Power Reactor Fuels and their Reprocessing Wastes.

KfK-Bericht 1945.

Heinzel, V.

Untersuchungen zu Abschaltstäben mit Moderatorfüllung für schnelle Reaktoren.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1974

KfK-Bericht 2018.

Helm, F.

Stand der reaktorphysikalischen Arbeiten zum SNR.

KfK-Bericht 2003 S. 115-25

AED-Conf-74-066-002.

Herschbach, K., Schneider, W.

Interconnection between Irradiation-Creep and Interstitial Loop Formation in fcc Metals.

Journal of Nuclear Materials, 51 (1974) S. 215-20.

Hoffmann, H.

Crack Formation, Crack Healing and Porosity Redistribution During Irradiation of UC_2 and $(U,Pu)O_2$.

Journal of Nuclear Materials, 54 (1974) S.9-23.

Hoffmann, H.

Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen zur Kernelementauslegung.

KfK-Bericht 2003 S. 100-14

AED-Conf-74-066-008.

Hoffmann, H., Hofmann, F., Markfort, D., Rehme, K., Voj, P.

Thermal Performance and Hydraulic Activities with Respect to the Fast Breeder Reactor Development (Survey).

Internat. Conference on Fast Reactor Power Stations, London, March 11-14, 1974.

Hofmann, P.

Untersuchungen zum Reaktionsverhalten von Stählen mit simulierten Spaltprodukten in Gegenwart von UO_2 , $(U,Pu)O_2$ und UC und Möglichkeiten zur Verbesserung des Verträglichkeitsverhaltens von oxidischen Brennstäben.

KfK-Bericht 1831.

Holleck, H., Smailos, E.

Reaction Behaviour of Fission Products in Carbides.

Behaviour and Chemical State of Irradiated Ceramic Fuels, Proc. of a Panel, Vienna, August 7-11, 1972. Vienna: IAEA 1974. (IAEA-STI/PUB/303) S. 361-78.

Holleck, H., Smailos, E., Thümmeler, F.

Reaktionsverhalten der Spaltprodukte in Carbidbrennstoff und Auswirkungen auf das Kohlenstoffpotential bei hohem Abbrand.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 384-87.

Huber, F., Mattes, K., Weinhold, H.

Selbstverschweißen von Strukturwerkstoffen in flüssigem Natrium.

KfK-Bericht 1903.

1974-9

Huber, F., Menzenhauer, P., Peppler, W., Till, W.
Verhalten von Natrium-Bränden und Erprobung von Schutzsystemen.
KfK-Bericht 1970.

Huber, R., Peppler, W., Till, W.
Behavior of Sodium Area Conflagration and Suitable Protecting Systems.
ANS Topical Meeting Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Hüper, R.
Statusbericht des Projektes Schneller Brüter 1974. Weiterentwicklung der
SNR-Linie.
Atom und Strom, 20 (1974) S. 88-90.

Hüper, R., Faude, D.
Die Entwicklung von Schnellen Brutreaktoren und die langfristige Versorgung mit
Energie.
Energie, 26 (1974) S.358-64.

Jacobi, S., Schneider, R.O., Weber, G.G.
Reliability and Availability of a Safety Shutdown System.
Annual Reliability and Maintainability
Symposium, Los Angeles/Calif., January 29-31, 1974.

Jordan, H., Schikarski, W., Wild, H.
The Behavior of Nuclear Aerosols in the Post Accident Atmosphere of Fast
Breeder Reactor Containments - Experimental and Theoretical Results.
7. Congrès International, Société Française de Radioprotection, Versailles,
28-31 Mai, 1974.

Jordan, H., Schikarski, W., Wild, H.
Nukleare Aerosole im geschlossenen System.
KfK-Bericht 1989.

Jordan, S., Böhm, L., Schikarski, W.
Untersuchungen zur Erzielung leistungsfähiger Sandbettfilter für Natriumoxid-
aerosole.
Jahrestagung der Gesellschaft für Aerosolforschung, Bad Soden, 16.-19.Oktober
1974.

Jourdan, G. (Hrsg.)
Physics Investigations of Sodium Cooled Fast Reactors: SNEAK-Assembly 9B. Part
1.
KfK-Bericht 2012.

Kämpf, H.
Theoretische Abhängigkeit des Gasschwellens und der Gasfreisetzung von Betriebs-
parametern.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5.April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 261-64.

Käppeler, F.
The Status of Neutron Cross Section Data for the Fissile and Fertile Isotopes
at Thermal and Fast Neutron Energies.
Interregional Review Course on Reactor Burn-up Physics, C.E.N. Mol, October
7-10, 1974.

1974-10

Kaiser, A., Peppler, W., Schleisiek, K., Wirtz, P.
Pump Coast Down Experiments and their Interpretation by the Model BLOW 3.
Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Grenoble, April 25-26, 1974.

Kaiser, A., Peppler, W., Voeroess, L.
Type of Flow, Pressure Drop, and Critical Heat Flux of a Two-Phase Sodium Flow.
Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Grenoble, April 25-26, 1974.
Nuclear Engineering and Design, 30 (1974), S.305-15.

Kaletta, D., Ehrlich, K.
Ein Modell für die Berechnung von Defekterzeugungsraten.
Journal of Nuclear Materials, 51 (1974) S.227-31.

Karsten, G.
Status of Fuel Element Development for Fast Reactors.
Kerntechnik, 16 (1974) S. 126-29.

Karsten, G.
Stand und weitere Ziele der SNR Brennelemententwicklung.
KTG-Tagung: Brennelemente für LWR, HTR, SNR, GSB. Statusbericht der Fachgruppe
Brennelemente, Jülich, 12.-13.November 1974
KfK-Bericht 2110.

Karsten, G.
Between Science and Technology - Results and Reflections on the Status of Fuel
Element Development for Fast Reactors.
Symposium on the Results of Five Years of BR2 Reactor Utilisation, Mol/Belgium,
December 4-5, 1973.

Karsten, G.
The Current SNR Advanced Fuels and Materials Program.
ANS 1974 Winter Meeting, Washington, D.C., October 27-31, 1974
Transactions of the American Nuclear Society, 19 (1974) S. 84-86.

Karsten, G.
Standort der Brennelemententwicklung.
KfK-Bericht 2003, S. 47-52
AED-Conf-74-066-007.

Karsten, G., Mühling, G., Plitz, H.
Motivations and Performances of Carbide Fuel Development.
ANS 1974 Winter Meeting, Washington, D.C., October 27-31, 1974
KfK-Bericht 2111.

Karsten, G., Mühling, G., Plitz, H.
Karbiddbrennstoff für Schnelle Brutreaktoren.
Internationaler Stand der Entwicklungsarbeiten.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5.April 1974, KTG/DaF, Leopoldshafen 1974: ZAED. S.
388-91.

Keller, K.
Temperaturverteilungen in einem Brennstab bei verschiedenen Belastungsarten.
KfK-Bericht 1916.

Keßler, G.

Fast Reactor Safety Research Needs within the DeBeNeLux-Project SNR
ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Keßler, G.

Stand der Untersuchungen zur Problematik der Brennstoff-Kühlmittel-Wechselwirkung bei schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren.

Fachtagung der Fachgruppen Thermo- und Fluidodynamik und Reaktorphysik der KTG/DAtF, Karlsruhe, 29.-31. Januar 1974.

KfK-Bericht 1931 S. 93-103.

Kirsch, D.

Investigations on the Flow and Temperature Distribution Downstream of Local Coolant Blockages in Rod Bundle Subassemblies.

Nuclear Engineering and Design, 31 (1974) S. 266-79.

Kirsch, D., Basmer, P., Grötzbach, G.

Neue Ergebnisse experimenteller Untersuchungen zur Strömungs- und Temperaturverteilung im Bereich lokaler Kühlkanalblockaden in natriumgekühlten Reaktoren.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974.

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 71-74.

Kleykamp, H.

Formation of Phases and Distribution of Fission Products in an Oxide Fuel. Behaviour and Chemical State of Irradiated Ceramic Fuels, Proc. of a Panel, Vienna, August 7-11, 1972. Vienna: IAEA 1974. (IAEA-STI/PUB/303.) S. 157-66.

Kleykamp, H.

Nachuntersuchungen mit der Elektronenstrahl-Mikrosonde an Mischoxid-Brennstoff nach sehr hohem Abbrand.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 253-56.

Koch, G.

Chemische Aspekte der Plutonium-Technologie.

Festvortrag anlässlich des 60. Geburtstages von Frau Prof. Dr. Margot Becke, Max-Planck-Ges., Heidelberg, 10. Juni 1974.

Korthaus, E.

Ein Protonenrückstoß-Spektrometer für in-pile-Messungen im Energiebereich zwischen 500 keV und 3 MeV.

KfK-Bericht 1994.

Krieg, R.

Nonsymmetric Transient Pressure Load on Reactor Vessel Caused by Point Sources Simulating Fuel Sodium Interaction.

ANS-Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974

Transactions of the American Nuclear Society.

Krieg, R., Crawford, R.M.

Deformations in a 19-pin Bundle Due to a Sudden Fluid Expansion.

ANS-Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974

Transactions of the American Nuclear Society.

Kuczera, B.

Modelltheoretische Untersuchungen zum transienten Verhalten von natriumgekühlten Schnellbrüter-Brennstäben unter Einbeziehung spezieller Abbrandeinfüsse.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1974

KfK-Bericht 1964.

Kummerer, K.

Plutonium, ein Kernbrennstoff der Zukunft.

Eigenschaften, Anwendungen, Probleme.

2. Workshop 'Kernenergie', Walldorf, 5.-7. November 1974.

Kummerer, K.

Auslegung, Spezifikation und Kontrolle von SNR-Brennstäben.

KfK-Bericht 2003 S. 80-92

AED-Conf-74-066-004.

Kummerer, K., Geithoff, D.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UO_2 - PuO_2 -Brennstab-Prüflinge im Versuch DFR-304.

KfK-Bericht 1814.

Liebe, R., Zehlein, H.

Nonlinear Transient Response of Fast Reactor Subassemblies.

International Symposium on Discrete Methods in Engineering, Mailand, September 16-20., 1974.

Malmberg, T.

Dynamisch plastisches Verhalten von Metallen.

KfK-Bericht 2023.

Marten, K.

Experimentelle Untersuchungen des Druckabfalles, der Durchsatzverteilung und des Aufschwimmverhaltens am Absorbermodell des SNR-300.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 227-30.

Matzke, Hj., Politis, C.

Diffusion von Uran und Plutonium in UC , U_2C_3 und UC_2 .

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 269-72.

McGrath, P.E.

Radioactive Waste Management Potentials and Hazards from a Risk Point of View.

KfK-Bericht 1992.

Menzenhauer, P.

Umgang mit Natriumbränden.

Brandschutz - Deutsche Feuerwehrzeitung, 28 (1974) S.36-41.

Meyder, R.

Bestimmung des Geschwindigkeits- und Temperaturfeldes in Stabbündeln mit Hilfe eines krummlinig orthogonalen Koordinatensystems.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 134-37.

Mitzel, F., Hoppe, P.

Analyse von Rauschmessungen an der KNK mit Hilfe eines neuen thermohydraulischen Modells zur Berechnung von Übertragungsfunktionen.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 155-58.

Ochsenfeld, W.

Die Schließung des Brennstoffkreislaufs für SNR.

KTG-Tagung: Brennelemente für LWR, HTR, SNR, Brennelemente, Jülich, 12.-13. Nov. 1974.

Ondracek, G., Schulz, B.

Die gemessene Porositätsverteilung bestrahlter oxidischer Brennstoffe und ihr Einfluß auf das Temperaturprofil.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 265-68.

Ottmar, H., Matussek, P., Piper, I.

Radiative Capture of Thermal and Epithermal Neutrons in ^{235}U .

2. International Symposium on Neutron Capture Gamma Ray Spectroscopy, Petten/Holland, September 2-6, 1974.

Pieroni, N., Rusch, D., Wattecamps, E.

Measurement of time-dependent fast neutron spectra with a NE 213 scintillator.

Nuclear Instruments and Methods, 115 (1974) S. 317-23.

Pinter, M.

Physics Investigations of Sodium Cooled Fast Reactors. SNEAK-Assembly 9A.

KfK-Bericht 2028.

Pinter, M., Böhme, R., Durance, G., Fehsenfeld, P., Giese, H., Pilate, S. Wehmann, U.

Control Rod Worth and Power Distribution Measurements in the SNR Mock up SNEAK Assembly 9A.

KfK-Bericht 2077.

Pinter, M., Giese, H., Pilate, S.

Messung und Berechnung des Reaktivitätswertes von simulierten Kontrollstäben in einem Mock-up des SNR-300. Reaktortagg. Berlin 1974, S. 142-46.

Rehme, K.

Turbulent Flow in Smooth Concentric Annuli with Small Radius Ratios.

Journal of Fluid Mechanics, 64 (1974) S. 263-87.

Reiser, H., Deckers, H., Piel, D.

Brennstoff-Bestrahlungen in Loops.

KfK-Bericht 1985, S. 97-129.

Riethmüller, R.

Experimental Investigation of the Time Delay prior to the Inception of Sodium Boiling.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Grenoble, April 25-26, 1974.

1974-14

Rohrbacher, H.A., Bartholomay, R.
Ultrasonic and Acoustic Detection Methods for LMFBR's.
Internat. Conference on Fast Reactor Power Stations, London, March 11-14, 1974
AED-Conf-74-122-001.

Royle, P., Smith, L.L., Stevenson, M.G.
Simulation of a Mild Unprotected Overpower Accident in the SNR-300 with the
SAS3A Code.
ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Royle, P., Watanabe, A., Agrawal, A.
Transient Fuel-Cladding Deformation Analysis of the In-Pile H3 'TREAT' Test
with the AS2A/DEFORM-II' Code.
Nuclear Engineering and Design, 27 (1974) S. 299-314.

Sarikaya, Y., Götzmann, O.
Die Änderung der mechanischen Eigenschaften von Hüllmaterialien für Brennstäbe
von Kernreaktoren nach Reaktion mit karbidischen Brennstoffen.
KfK-Bericht 1993.

Savatteri, C.
NISA-II - Ein Fortran-Programm zur thermischen Berechnung von Stabbündeln für
Gasgekühlte Schnelle Brutreaktoren mit beliebiger Stabzahl in hexagonaler An-
ordnung.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974, KTG/DatF, Leopoldshafen 1974: ZAED. S.
665-68.

Schäfer, L., Cloß, K.D., Bergmann, H.J., Dietz, W.
Das mechanische Verhalten von Hüllrohren aus dem austenitischen Stahl
X8CrNiMoVnb 1613 in verschiedenen Bestrahlungsexperimenten.
European Conference on Irradiation Behaviour of Fuel Cladding and Core
Component Materials, Karlsruhe, December 3-5, 1974.
Karlsruhe: GfK 1974, S. 173-76.

Schikorr, W.
Reaktorstrategie zu einer autarken Primärenergieversorgung.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974.
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 691-94.

Schirra, M.
Der Einfluß des Vorbehandlungszustandes auf das Zeitstand- und Kriechverhalten
des Stahles X8CrNiMoVnb 1613.
KfK-Bericht 2040.

Schleisiek, K.
Experimentelle Untersuchungen zum Ablauf und zur Detektion lokaler Siedevor-
gänge in Brennelementen natriumgekühlter Reaktoren.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 75-77.

Schleisiek, K.
Stand der Arbeiten zum Propagationsstörfall.
KfK-Bericht 2003, S. 165-84.
AED-Conf-74-066-001.

Schmidt, L.

Hüll- und Strukturmaterial-Bestrahlungen.
KfK-Bericht 1985, S. 1-42.

Schmieder, H., Baumgärtner, F., Goldacker, H., Hausberger, H., Warnecke, E.
Electrolytic Methods for Application in the Purex Process.

Internat. Solvent Extraction Conference, Lyon, September 8-14, 1974
AEC-Conf-74-364-012.

Schultheiss, G.F. (Hrsg.)

Stand und Erfordernisse der Vorhersage physikalischer Kenngrößen für thermische und schnelle Leistungsreaktoren. 2. Themenkreis: Reaktordynamik. Zusammenstellung der Vorträge von der KTG-Fachtagung, 29.-31.1.1974.

Smailos, E.

Reaktionen von Spaltprodukten in Carbid- und Nitrid-Brennstoff auf Grund von Simulationsuntersuchungen.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1974
KfK-Bericht 1953.

Smidt, D.

Selection of Safety Design Basis of Fast Reactors in the Federal Republic of Germany.

ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Sotic, O.

Interpretation of substitution experiments performed in the fast critical facilities MASURCA and SNEAK.

KfK-Bericht 1930.

Spencer, R.R., Käppeler, F.

Preliminary Results of a Shape Measurement of the ^{238}U Capture Cross Section in the Neutron Energy Range 6-200 keV.

Specialists' meeting on 'Resonance parameters of fertile nuclei (^{232}Th , ^{238}U , ^{240}Pu) and ^{239}Pu ', Saclay, May 20-22, 1974.

Struwe, D., Fischer, E.A., Royl, P., Wirtz, P., Zimmerer, W.

Das dynamische Verhalten des Mark-I-Kerns des SNR-300 während der Predisassembly-Phase schwerer hypothetischer Unfälle.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 86-89.

Struwe, D., Royl, P., Wirtz, P., Kuczera, B., Angerer, G., Fischer, E.A.

CAPRI - A Computer Code for the Analysis of Hypothetical Core Disruptive Accidents in the Predisassembly Phase.

ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

Thümmeler, F.

Brennstoffeinfluß auf das Verhalten von SNR-300-Brennstäben bei hohem Abbrand.

KfK-Bericht 2003, S. 53-64.

AED-Conf-74-066-003.

Vollath, D., Elbel, H., Fiedler, H.

Calculations of the In-Pile Behaviour of Carbide Fast Breeder Fuel Pins by Means of SATURN-1.

Vo. 2. Vienna: IAEA 1974. S. 85-94. SM-173/24.

Wassilew, Ch., Schirra, M.

Untersuchungen über den Einfluß von Neutronenbestrahlung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten verschiedener Ti-stabilisierter austenitischer Stähle.

European Conference on Irradiation Behaviour of Fuel Cladding and Core Component Materials, Karlsruhe, December 3-5, 1974.

Karlsruhe: GfK 1974. S. 169-72.

Wassilew, Ch., Schirra, M.

Einfluß von Neutronenbestrahlung bei hohen Temperaturen auf das Zeitstand- und Kriechverhalten des austenitischen Stahls 1.4970.

Reaktortagung, Berlin, 1974.

Wedemeyer, H.

Ein neues Verfahren zur Herstellung von einphasigen Karbiden und Nitriden. (Beispiel: UC und UN)

Tagung Oberflächeneigenschaften keramischer Werkstoffe, Erlangen, 21.-22. Februar 1974

AED-CONF-74-029-001.

Wedemeyer, H., Günther, E., Esteban, J.

Möglichkeiten zur Herstellung nachsinterstabiler, oxidischer Kernbrennstofftablettendefinierter Porosität.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 241-44.

Weimar, P., Dippel, Th., Freund, D.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UO_2/PuO_2 -Brennstab-Bestrahlungsexperimente der FR-2-Kapsel-Versuchsgruppe 4b.

KfK-Bericht 1952.

Weimar, P., Fiedler, H.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung des Mischkarbid-Kurzzeit-Bestrahlungsexperimentes. Loop-Versuchsgruppe 4a.

KfK-Bericht 1919.

Weimar, P., Kleykamp, H., Politis, C.

Über das Bestrahlungsverhalten von Mischkarbid in der Anfahrphase.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 19 (1974) S. 235-37.

Wiberg, D.M.

Identification of the LMFBR Dynamic State for Detection of Coolant Boiling.

KfK-Bericht 1911.

Wild, E., Mack, K.J.

Untersuchungen zur Lösung tribologischer Probleme im Kernbereich des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors SNR-300.

Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974

Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 563-66.

Wilhelmi, M.

Literaturstudie über die Verbreitungsmechanismen von freigesetztem Plutonium.

KfK-Bericht 1974.

Wirtz, K.

Development of Advanced Power Reactors in the Federal Republic of Germany.
Meeting on Advanced Reactors: Physics, Design and Economics, Atlanta/Ga.,
September 8-11, 1974
AED-Conf-74-394-002.

Wright, S.A., Albrecht, R.W., Edelmann, M.

Cross Correlation of Neutronic and Acoustic Noise Signals from Local Boiling.
Specialist Meeting on Reactor Noise, Rom, October 21-25, 1974.
KfK-Bericht 2069.

Zehlein, H.

Direkte Integration strukturdynamischer Probleme.
VDI-Zeitschrift, 116 (1974) S. 1251-64.

Zimmermann, H.,

Spaltgasverhalten in Oxidbrennstoffstäben für Schnelle Brüter.
Reaktortagung, Berlin, 2.-5. April 1974
Leopoldshafen 1974: ZAED. S. 372-75.

Zimmermann, H.

Spaltgasverhalten in Oxid-Brennelementen für Schnelle Brüter.
KfK-Bericht 2057.

Zyskowski, W.

On the Initiation Mechanism of the Explosive Interaction of Molten Reactor Fuel
with Coolant.
ANS Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, April 2-4, 1974.

1975

Aberle, J., Kaiser, A., Rohrbacher, H.
Boiling Instrumentation and Signal Analysis of the 7-pin Bundle Experiment.
6. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Risley, October 1-3, 1975.

Alexas, A., Lindner, W.
Untersuchungen zum Verhalten direkt elektrisch beheizter UO_2 -Brennstäbe unter simulierten Reaktorleistungstransienten.
KfK-Bericht 2152.

Alexas, A., Lindner, W., Schikarski, W.
Out-of-pile Simulation des Brennstabverhaltens schneller Brutreaktoren bei Unfällen durch Verwendung direkt elektrisch beheizter UO_2 -Stäbe.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 113-16.

Angerer, G.
Computational Simulation of Cladding Motion after Melting Including Resolidification Processes.
3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London, September 1-5, 1975.

Bachmann, H., Buckel, G., Höbel, W., Kleinheins, S.
The Modular Program System KAPROS for Efficient Management of Complex Reactor Calculations.
Proceedings of the Conference on Computational Methods in Nuclear Engineering, Charleston, S.C., April 15-17, 1975
Conf-750413, Vol.2, S.VI-V10.

Baeckmann, A. von
Chemische Analyse von Kernbrennstoffen.
KfK-Nachrichten, 7 (1975) No. 2, S. 33-35.

Baeckmann, A. von, Koch, L., Berg, R.
Some Trends and Advances in the Analytical Chemistry of Irradiated Nuclear Fuels.
170. National Meeting of the American Chemical Society, Chicago, Ill., August 24-29, 1975.

Beer, H., Spencer, R.R., Käppeler, F.
High Energy γ -Ray Transitions of ^{56}Fe -Resonances in the Energy Range 7-70 keV.
4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7, 1975.

Beer, H., Spencer, R.R.
KeV Neutron Radiative Capture and Total Cross Section of $^{50,52,53}Cr$, $^{54,57}Fe$, and $^{62,64}Ni$.
KfK-Bericht 2063
Nuclear Physics A240 (1975) S. 29-53.

1975-2

Beutel, H., Liebe, R., Will, H., Zehlein, H.
Mechanische Auswirkungen einer Brennstoff-Natrium-Reaktion auf die Corestruktur
eines Schnellen Brutreaktors.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 221-24.

Bluhm, H., Fieg, G., Kappler, F., Rusch, D., Werle, H.
Spektrometrie schneller Neutronen in der Reaktorphysik und Kerntechnik.
Beiträge zur Kerntechnik. Karl Wirtz gewidmet zum 65. Geburtstag
KfK-Bericht 2200, S. 97-148
JUEL-1178.

Bluhm, H., Böhnelt, K., Kuchle, M., Werle, H.
Design Characteristics of the CABRI Neutron Hodoscope.
Information Meeting on Fuel and Clad Motion Diagnostics for LMFBR Safety Test
Facilities, Albuquerque, N.M., November 11-12, 1975.

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Schretzmann, K.
Dampfdruck über Oxidbrennstoff unter Störfallbedingungen (3000...5000 K).
KfK-Bericht 2148
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 20 (1975) S. 175-77.

Bober, M., Karow, H.U., Schretzmann, K.
Vapor Pressure Measurements of Oxide Fuel Between 3000 and 5000 K Using Laser
Heating.
Nuclear Technology, 26 (1975) S. 237-41.

Bober, M., Kleykamp, H., Schumacher, G.
Investigation of Radial Plutonium Redistribution in Mixed Oxide Fuels
Irradiated in a Fast Flux.
Nuclear Technology, 26 (1975) S. 172-82.

Bober, M., Schumacher, G.
Berechnungen der vom Abbrand abhängigen Stöchiometrieverschiebungen und der
radialen Sauerstoffverteilung in unterstöchiometrischen Mischoxid-Brennstäben.
KfK-Bericht 1965.

Bober, M., Schumacher, G.
Thermodiffusion in oxidischen Kernbrennstoffen.
Beiträge zur Kerntechnik. Karl Wirtz gewidmet zum 65. Geburtstag
KfK-Bericht 2200 S. 149-91
JUEL-1178.

Bocek, M., Ehrlich, K.
The Influence of Irradiation Induced Voids on the Yield Stress of Some
Austenitic Stainless Steels.
Journal of Nuclear Materials, 58 (1975) S. 247-56.

Böhm, L., Jordan, S.
Aerosolerzeugung und Filterverhalten bei Natriumbränden.
KfK-Bericht 2202.

Böhnel, K.

Die Plutoniumbestimmung in Kernbrennstoffen mit der Neutronenkoinzidenzmethode.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1975
KfK-Bericht 2203.

Bogensberger, H.G., Oosterkamp, W.J., Wintzer, D., Caldarola, L., Mitzel, F.
Analysis of SEFOR Experiments.

KfK-Bericht 2095
EUR-5200e.

Borgstedt, H.U.

The Corrosion Problems in Fast Sodium Cooled Reactors.
KfK-Ext. 06/75-01.

Borgstedt, H.U.

Korrosion in Alkalimetallkreisläufen. I. Mechanismen und Phänomene.
Werkstoffe und Korrosion, 26 (1975) S. 104-14.

Borgstedt, H.U., Huber, H.J.

Anwendung des Rasterelektronenmikroskops mit energiedispersen Röntgenspektrometer zur Untersuchung von Natriumkorrosion und Massetransport.
KfK-Bericht 2137.

Borgstedt, H.U., Mattes, K., Wild, E.

Selbstverschweiß-, Reib- und Verschleißverhalten spezieller Werkstoffe in Natrium unter korrodierenden Bedingungen.
KfK-Ext. 07/75-01.

Breitung, W.

Berechnung der Dampfdrücke von oxidischen Brennstoffen bis 5000K bei Gleichgewichts- und Nichtgleichgewichtsverdampfung.
KfK-Bericht 2091.

Caldarola, L.

A Theoretical Model with Variable Masses for the Molten Fuel-Sodium Thermal Interaction in a Nuclear Fast Reactor.
Nuclear Engineering and Design, 34 (1975) S. 181-201.

Cierjacks, S., Schmalz, G., Spencer, R.R., Voss, F., Töpke, R.

Resonanzanalyse des totalen Neutronenwirkungsquerschnitts von Eisen im Bereich der intermediären Struktur bei 750 keV.
Frühjahrstagung DPG, Kernphysik, Den Haag, 7.-11. April 1975. Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, R.6, Bd 10 (1975) S. 828-29.

Cierjacks, S., Schmalz, G., Töpke, R., Spencer, R.R., Voss, F.

Thick Sample Transmission Measurement and Resonance Analysis of the Total Neutron Cross Section of Iron.
4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7, 1975.

Cloß, K.D.

Warmfestigkeit von Hüll- und Strukturwerkstoffen für Brennelemente unter Neutronenbestrahlung.

Bericht zum Symposium der DGM über Warmumformung und Warmfestigkeit, Bad Nauheim, 11.-12. Dezember 1975

AECCConf-75-657-001.

Cloß, K.D.

Creep and Creep Rupture of Internally Pressurized Tubes under Varying Temperatures.

Transactions of the 3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London, September 1-5, 1975. Comp. by T.A. Jäger, Vol. 1. Part C. Luxemburg: Commission of the European Communities 1975. S.C 3/1, 1-10.

Cloß, K.D.

Untersuchungen zum Zeitstand- und Kriechverhalten des Stahls X8 CrNiMoivNb 1613 (W.-Nr. 1.4988) bei konstanten und wechselnden Temperaturen.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1974

KfK-Bericht 2112.

Cloß, K.D., Schäfer, L., Schirra, M., Wassilew, Ch.

Vergleich der Festigkeitseigenschaften von SNR-Hüllwerkstoffen unter Neutronenbestrahlung.

Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975

Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 416-19.

Coquerelle, M., Götzmann, O., Pickering, S.

Inner Cladding Attack in Mixed-Oxide Fuel Pins.

European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975.

Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 287-89.

Cramer, M., Dorr, B.

Modellexperimente zum Brennstabverhalten unter Siedeverzug in Natrium.

KfK-Ext. 08/75-03.

Dalle Donne, M., Dorner, S.

Problematik eines Core-Catchers für einen gasgekühlten Schnellen Brüter.

Vortrag am Institut für Kernenergetik der Akademie der Wissenschaften der Weisrussischen Sowjetischen Sozialistischen Republik, Minsk, November 1975

KfK-Bericht 2246

EUR-5207 d.

Dalle Donne, M., Ferranti, M.P.

The Growth of Vapor Bubbles in Superheated Sodium.

International Journal of Heat and Mass Transfer, 18 (1975) S. 477-93.

Dalle Donne, M., Meyer, L.

Experimental Heat Transfer and Pressure Drops of Rods with Three-Dimensional Roughnesses in Annuli.

NEA-GCFR-Collaborative Development Programme, Specialist Meeting on Heat Transfer, Petten, September 17-19, 1975.

1975-5

Deckers, H., Drexler, H., Lehning, H., Piel, D., Reiser, H.
Natrium-Loopanlage zur Untersuchung der Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung mit elektrisch beheizten UO_2 -Stäben.
KfK-Bericht 2196.

Dienst, W., Ehrlich, K.
Material Problems in Oxide Fuel Pins for Fast Breeder Reactors.
European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975. Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 283-84.

Dienst, W., Götzmann, O., Schulz, B.
 UO_2 - PuO_2 -Brennstab-Kapselbestrahlungen der Versuchsgruppe FR2-5a. Auswertung von Nachbestrahlungsuntersuchungsergebnissen.
KfK-Bericht 2134.

Edelmann, M.
Ortsabhängige Unterschiede zwischen den Übertragungsfunktionen eines schnellen Brutreaktors und des Punktreaktormodells.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 173-76.

Ehrlich, K., Kaletta, D.
The Influence of Implanted Helium on Swelling Behavior and Mechanical Properties of Vanadium and V-Alloys.
Internat. Conference on Radiation Effects and Tritium Technology for Fusion Reactors Gatlinburg, October 1-3, 1975
AED-Conf-75-498-026.

Ehrhardt, J.
Detection of Oscillatory Components in Noise Signals and its Application to Fast Detection of Sodium Boiling in LMFBRs.
9. Informal Noise Meeting, Würenlingen, September 18-19, 1975.

Ehrhardt, J.
Detektion oszillatorischer Komponenten in verrauschten Signalen und Anwendung zum schnellen Nachweis von Kühlmittelsieden in natriumgekühlten Reaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1975
KfK-Bericht 2158.

Elbel, H., Lopez Jimenez, J.
Ein Beitrag zur Analyse des thermischen Verhaltens von Schnellbrüter-Brennstäben mit UO_2 - PuO_2 -Brennstoff.
KfK-Bericht 2216.

Elbel, H., Lopez Jimenez, J.
Über den Einfluß von Umverteilungssphänomenen auf das thermische Verhalten SNR-300 typischer Brennstäbe.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 443-46.

Evrard, G., Fröhlich, R., Renard, A., Schmuck, P.
Influence of Improved Data Transfer to the Disassembly Phase for Whole Core Accident Analysis of the SNR-300.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975, DATF, KTG/DATF, Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 129-32.

- Fieg, G.
Messungen von Geschwindigkeits- und Temperaturfeldern in laminaren und turbulenten Grenzschichten bei Naturkonvektion.
KfK-Bericht 1981.
- Fröhlich, R., Royl, P., Schmuck, P., Düsing, R., Senglaub, M.
Analysis of TOP-Accidents Using a Consistent FCI Model for Predisassembly Phases.
22. Annual Meeting of the American Nuclear Society, San Francisco, November 16-21, 1975.
- Fröhlich, R., Royl, P., Schmuck, P., Düsing, R., Senglaub, M.
Analysis of Loss of Flow Accidents for the SNR-300 MARK IA Core.
21. Annual Meeting of the American Nuclear Society, New Orleans, La., June 8-13, 1975.
- Fröhlich, R., Royl, P., Schmuck, P., Düsing, R., Senglaub, M.
Einfluß der axialen Expansionsrückwirkung auf den Verlauf des Kühlmitteldurchsatzstörfalls im SNR 300.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 137-40.
- Fröhlich, R., Schmuck, P., Thiem, D., Evrard, G., Renard, A., Stievenart, M.
Sensitivity Studies for Fast Reactor Whole Core Accidents.
KfK-Bericht 2086.
- Fröhlich, R., Schmuck, P., Evrard, G., Renard, A.
Analysis of Transient Overpower Accidents for the SNR-300 Mark-1 and Mark-1A-Cores.
KfK-Bericht 2115.
- Geithoff, D.
Die Bestrahlungsnachuntersuchung von 15 UO_2/PuO_2 -Brennstäben aus dem Experiment DFR-350.
KfK-Bericht 1877.
- Geithoff, D.
Brennstoff-Ausschwemmungen aus defekten UO_2/PuO_2 -Mischoxid-Brennstäben.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 455-58.
- Glauner, W., Karsten, G., Plitz, H.
Untersuchungen zum Betrieb von natriumgekühlten Reaktoren mit defekten Brennstäben.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11.4.1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 742-45.
- Goel, B.
Graphical Representation of the German Nuclear Data Library KEDAK. Part 1: Nonfissile Materials.
KfK-Bericht 2233
NEANDC (E) 170 'U'.

1975-7

Goel, B., Krieg, B.
Status of the Nuclear Data Library KEDAK-3 October 1975.
KfK-Bericht 2234
NEANDC (E) 171 'U'.

Goel, B., Küsters, H., Weller, F.
Neuauswertungen für die Karlsruher Kerndatenbibliothek KEDAK und deren Einfluß
auf physikalische Reaktorparameter.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 264-68.

Götzmann, O.
Materialfragen zum externen Core-Catcher für natriumgekühlte Reaktoren.
KfK-Bericht 2135.

Götzmann, O.
Contribution to the Specialist Meeting on Fuel Failure Mechanisms.
IWGFR Specialists' Meeting on Fuel Failure Mechanisms, Seattle, May 12-16,
1975.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Mechanische Eigenschaften austenitischer Stähle nach Korrosion mit Oxidbrenn-
stoff und Spaltprodukten.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 420-22.

Haubold, W., Stade, K.Ch., Stamm, H.H.
Chemie in natriumgekühlten Kernkraftwerken - Erfahrungen in der Kompakten
Natriumgekühlten Kernreaktoranlage (KNK).
VGB Kraftwerkstechnik, 55 (1975) S. 94-104.

Helm, F., Jourdan, G.
Die kompakte Anordnung - eine neue Methode zur Simulation schneller Brutreak-
toren in kritischen Anlagen.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 233-36.

Helm, F., Spenke, H.
Zur Vorhersage physikalischer Kenngrößen für das Langzeitverhalten schneller
Reaktoren.
KTG-Fachtagung 'Langzeitverhalten' Stuttgart, 25.-26. Februar 1975
AED-Conf-75-023-002
Atomkernenergie, 25 (1975) S. 153-57.

Herbert, R., Kirsch, D.
A Comparison of Temperature Distributions Calculated by the SABRE Programme
with Experimental Results.
KfK-Bericht 2205
AEEW-R987.

Heusener, G.
Fortschritte und Probleme der Schnellbrüter-Entwicklung.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 20 (1975) S. 261-62.

1975-8

Heusener, G., Keßler, G., Knuth, H.
Sicherheitsbezogene in-pile Experimente für natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren.

Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 746-49.

Heusener, G., Schikorr, W.M., Schröder, R.
Zur Einführung des natriumgekühlten schnellen Brutreaktors.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975. ZAED. S. 718-21.

Heusener, G., Schröder, R., Schikorr, M.
Der Beitrag schneller Brutreaktoren zur Versorgungssicherheit mit Primärenergie.

Nuclex 75, Basel, 7.-11. Oktober 1975.
Fachtagung Nr. 1, Paper 10, 10 S.

Hoffmann, H.
Ergebnisse der Vergleichsrechnungen von Temperaturfeldern bei Natriumkühlung.
KTG-Tagung Thermo- und fluiddynamische Unterkanalanalyse der Schnellbrüter-Brennelemente und ihre Relation zur Brennstabmechanik, Bensberg, 11. März 1975,
KfK-Bericht 2232.

Hoppe, P.
Comparison of Neutron Noise Measurements Performed at KNK I with In-Core- and Ex-Core-Instrumentation.
9. Informal Noise Meeting, Würenlingen, September 18-19, 1975.

Hüper, R.
Schnelle Brutreaktoren in internationaler Sicht.
Atom und Strom 21 (1975), S. 133-136.

Hüper, R.
Schnelle Brutreaktoren zur langfristigen Energieversorgung.
Umschau in Wissenschaft und Technik, 75 (1975) S. 153-54.

Hüper, R.
Statusbericht des Projektes Schneller Brüter 1975. Europäischer Rahmen für Demonstrationsbrüter-Kernkraftwerke.
Atom und Strom, 21 (1975) S. 75.

Jacobi, S., Kramer, W., Krieg, R., Schleisiek, K.
Local Failure Propagation in LMFBRs.
European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975
Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 543-45.

Jacobi, S., Kramer, W., Schleisiek, K.
Zur Frage der Pin-zu-Pin-Schadenspropagation in natriumgekühlten Schnellen Brutreaktoren.
KfK-Bericht 2047.

Jacobi, S., Schmitz, G., Stade, K.Ch., Stamm, H.H.
Failed Fuel Detection Systems at the KNK Nuclear Power Station.
IAEA Specialists Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in Primary Circuits of LMFBR's, Dimitrovgrad, September 8-11, 1975.

1975-9

Jacobs, H.

Die Analyse der thermischen Wechselwirkung von Brennstoff und Natrium unter Verwendung eines exakten thermo- und hydrodynamischen Modelles.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1975.

Jacobs, H.

Prediction of the Pressure Time History due to Fuel-Sodium Interaction in a Subassembly.
3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London, September 1-5, 1975.

Jordan, H., Sack, Chr.

Paradiseko III. A Computer Code for Determining the Behavior of Contained Nuclear Aerosols.
KfK-Bericht 2151.

Jourdan, G., Böhme, R., Fehsenfeld, P., Scholtyssek, W.

Experimentelle Bestimmung der Bruttoreate in einem Plutonium-Core.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 237-40.

Käppeler, F., Bandl, R.E.

The average number of prompt neutrons, $\bar{\nu}$, from neutron induced fission of ^{235}U between 0.2 and 1.4 MeV.
4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7, 1975.

Kaiser, A., Pepler, W.

Steady State Boiling Experiments in a 7-Pin Bundle.
6. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Risley, October 1-3, 1975.

Kaiser, A., Pepler, W., Voerdess, L.

Untersuchungen der Strömungsform, des Druckabfalls und des kritischen Wärmeflusses einer Zweiphasenströmung mit Natrium.
KfK-Bericht 2085.

Kappler, F.

Measurement and Calculation of Neutron Spectra at a Sodium-Iron Interface.
Nuclear Technology, 27 (1975), S. 224-32.

Keßler, G., Bailly, J., Teague, N.J.

Essais de sûreté en pile sur combustibles pour reacteurs a neutrons rapides.
In-pile safety tests on fast reactor fuels.
1. European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975. Transactions of the American Nuclear Society, 20 (1975) S. 527-28.

Kiefhaber, E.

Evaluation of Integral Physics Experiments in Fast Zero Power Facilities.
Advances in Nuclear Science and Technology.
Ed. by E.J. Henley, J.Lewins, Vol.. 8. New York (usw.): Academic Pr. 1975. S. 47-113.

1975-10

Kleefeldt, K.

Natriumkühlung von Kernreaktoren.

VDI-Nachrichten, 29 (1975) No. 14, S. 28-29.

Kleefeldt, K.

Über die Verwendung von Wälzlagern in der Natriumtechnik.

KfK-Nachrichten, 7 (1975) No. 2, S. 5-13.

Kleefeldt, K., Gering, G.

Reibung und Verschleiß von Kugellagern in flüssigem Natrium. 1. Teil: Vergleichsversuche zur Werkstoffauswahl.

KfK-Bericht 2157.

Kleykamp, H.

Folgerungen aus den Mikrosondenuntersuchungen an bestrahlten UO_2 - PuO_2 -Brennstäben für das SNR-300-Brennstabverhalten.

Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.

Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 451-54.

Korn, H.E.

Messung der Energieverteilung der Gammastrahlung in einem schnellen Brüter.

Diplomarbeit, Univ. Karlsruhe 1975

KfK-Bericht 2211.

Krieg, R., Liebe, R., Will, H., Zehlein, H.

Mechanical Behavior of the LMFBR Core Structure under Transient Pressure due to Local Failure.

3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London, September 1-5, 1975.

Kuczera, B.

Simulation of Different Transient Clad Failure Mechanisms in Fuel Pin Modelling.

IWGFR Specialists' Meeting on Fuel Failure Mechanisms, Seattle, May 12-16, 1975.

Kuczera, B.

Simulation of the Transient Behaviour of LMFBR Fuel Pins under Consideration of Special Burn-up Phenomena Using the BREDA-II-Model.

Nuclear Engineering and Design, 31 (1975) S. 294-307.

Kuczera, B., Elbel, H.

Fuel Pin Modelling Related to LMFBR Safety Analysis

European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975. Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 525-27.

Kuczera, B., Royl, P.

Application of Different Failure Criteria in Fuel Pin Modelling and Consequences for Overpower Transients in LMFBRs.

3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London, September 1-5, 1975.

Kummerer, K.

General Characteristics of Fast Reactor Fuel Pins.
European Nuclear Conference Paris, April 21-25, 1975.
Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 301-04.

Kummerer, K.

Dichteabhängige Strukturänderungen in UO_2 - PuO_2 -Brennstofftabletten beim Abbrand.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 403-06.

Kummerer, K., Weimar, P.

Brennstab-Bestrahlungsversuch mit integrierter Variation der Brennstoffdichte.
FR-2-Kapsel-Versuchsgruppe 5a.
KfK-Bericht 1886.

Liebe, R.

Experimental Verification of Structural Models to Analyze the Nonlinear Dynamics of LMFBR Fuel Elements.
Extreme Load Conditions and Limit Analysis Procedures for Structural Reactor Safeguards and Containment Structures, Berlin, September 8-11, 1975.

Liebe, R.

Nonlinear Transient Deformation of Fast Reactor Fuel Elements under Impulsive Loading.
3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London, September 1-5, 1975.

Liebe, R., Will, H., Zehlein, H.

Mechanical Response of LMFBR Cores under Transient Pressure Loading.
European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975.
Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 539-43.

Marek, J., Rehme, K.

Wärmeübergang unter Abstandshaltern in glatten und rauhen Stabbündeln bei Gas-kühlung.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975, KTG/DAtF, Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 46-49.

Marek, J., Rehme, K.

Heat Transfer Near Spacer Grids in Gas-Cooled Rod Bundles.
NEA-GCFR-Collaborative Development Programme, Specialist Meeting on Heat Transfer, Petten, September 17-19, 1975.

Marek, J., Rehme, K.

Experimentelle Untersuchung der Temperaturverteilung unter Abstandshaltern in glatten und rauhen Stabbündeln.
KfK-Bericht 2128.

Maschek, W., Schmuck, P.

KADIS Results from Comparative LOF Accident Analysis for the 'Europe' Reactor.
Fast Reactor Coordinating Committee Working Group Safety Whole Core Accident Codes Group, Brüssel, July 17-18, 1975.

Mitzel, F.

Investigations Performed at the Power Reactor KNK I Concerning the Effect of the Control System on Measurements of Neutronic Noise and of the Reactor Transfer Function.

9. Informal Noise Meeting, Würenlingen, September 18-19, 1975.

Mitzel, F., Hoppe, P.

Messung und Analyse der Übertragungsfunktion zwischen der Reaktivität und der Leistung an der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage Karlsruhe (KNK).

Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975

Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 177-80.

Müller, R.A., Schnauder, H.

The Evolution of Heat-Exchanger Design for Sodium-Cooled Reactors.

Atomic Energy Review, 13 (1975) S. 215-324.

Ochsenfeld, W., Baumgärtner, F., Bleyl, H.J., Ertel, D.

Versuche zur Wiederaufarbeitung hochabgebrannter Brennstoffe in der Laboranlage MILLI.

Hauptversammlung der Gesellschaft Deutscher Chemiker, Köln, 8.-13. Sept. 1975.

Peppler, W., Schleisiek, K.

Boiling Experiments in a 7-Pin Bundle under Loss of Flow Conditions.

6. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Risley, October 1-3, 1975.

Pinter, M., Scholtyssek, W., Fehsenfeld, P., Kamp, H.A.J. van, Quaadvliet, W.H.J., Fabry, A., de Leeuw, G., de Leeuw, S., Cops, F., Grundl., J.A., Gilliam, D., Eisenhauer, C.

Interlaboratory comparison of absolute fission rate and uranium-238 capture rate measurements in the MOL- Σ secondary intermediate-energy standard neutron field.

4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7, 1975.

Prüssmann, M., Räßple, B., Weinert, E.

Versuche zur Wärmeabfuhr von einem SNR-Brennelement in einer mit Natrium gefüllten Transportbüchse.

KfK-Bericht 2174.

Rehme, K.

Experimentelle Untersuchung der Strömungs- und Turbulenzverteilung in Ringspalten.

Seminar für Kerntechnik, Univ. Berlin, 10. Januar 1975.

Rehme, K.

Turbulence Measurements in Smooth Concentric Annuli with Small Radius Ratios.

Journal of Fluid Mechanics, 72 (1975) S. 189-206.

Rehme, K.

Turbulente Strömung in konzentrischen Ringspalten.

Habilitationsschrift, Univ. Karlsruhe 1974

KfK-Bericht 2099 (1975).

Rehme, K.

Wärmeabfuhr in Stabbündeln bei Gaskühlung.

Seminar 'Thermo- und fluiddynamische Unterkanalanalyse der Schnellbrüter-Brennelemente und Relation zur Brennstabmechanik', Bensberg, 11. März 1975.

Rehme, K., Marek, J.

Experimental Investigation of Heat Transfer in a Bundle of 19 Rods Roughened by Transverse Rectangular Ribs.

NEA-GCFR-Collaborative Development Programme, Specialist Meeting on Heat Transfer, Petten, September 17-19, 1975.

Riethmüller, R.

Influence of Nitrified Stainless Steel Layers and High Frequency Pressure Pulsations on Incipient Boiling Superheat.

6. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Risley, October 1-3, 1975.

Rohrbacher, H.A., Aberle, J.

Akustische Messungen im KNK-I-Reaktor.

KfK-Bericht 2156.

Rohrbacher, H.A., Bartholomay, R.

Ultraschall-Tastarm für natriumgekühlte Reaktoren.

KfK-Bericht 2117.

Rohrbacher, H.A., Bartholomay, R.

Ultraschallmesstechnik in Natrium-Systemen.

KfK-Bericht 2116.

Rohrbacher, H.G., Gast, K.

Einrichtung zum Positionieren eines Reaktorbrennelementes.

OS 24 23 782.

Schäfer, L.

Mechanische Eigenschaften der Hüllrohre aus dem Stahl 1.4988 nach dem Einsatz im Brennstabstrahlungs-Trefoil DFR-304.

KfK-Ext. 06/75-04.

Schatz, B., Küsters, H. (Hrsg.)

Neutron Capture in the keV Energy Range in Structural Materials for Fast Reactors.

Proceedings of a NEACRP/NEANDC Specialist Meeting, held in May 1973 at the Kernforschungszentrum Karlsruhe.

KfK-Bericht 2046 (1975)

NEACRP-U-61

NEANDC-U-98.

Schiesser, D.

Erzeugung und Freisetzung von Sr-89, Sr-90, Re-103, Ru-106, Cs-134, Cs-135, Cs-137, Ce-141 und Ce-144 durch Kernreaktoren und Wiederaufarbeitungsanlagen und die voraussichtliche radiologische Belastung bis zum Jahr 2000.

Diplomarbeit, Univ. Karlsruhe 1975

KfK-Bericht 2153.

Schikorr, W.M.

Langfristige Reaktorstrategien und deren Einfluß auf den Uranerzbedarf der BRD.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 722-25.

Schirra, M., Seith, B., Solano, R.R., Rivas, M.de Las
Vergleichende Zeitstand- und Kriechversuche an drei titanstabilisierten
15/15CrNi-Stählen mit unterschiedlichen Gehalten an W-Mn-Mo und Bor.
KfK-Bericht 2180.

Schneider, H., Borgstedt, H.U., Frees, G.
Zum Kohlenstoffaustausch zwischen stabilisierten austenitischen Stählen und
flüssigem Natrium.
Journal of Nuclear Materials, 56 (1975) S. 336-40.

Schleisiek, K.
Experimentelle Untersuchungen zum Natriumsieden in einem elektrisch beheizten
Sieben-Stab-Bündel.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 157-60.

Schneider, H.
Über die spektralanalytische Untersuchung von Korrosions- bzw. Diffusionszonen
natriumkorrodierter austenitischer Stähle unter Verwendung einer Glimmlampe.
Spektroskopische Diskussionstagung, Steinebach, 11.-13. Juni 1975.

Shouky, I., Cierjacks, S., Brotz, P., Gröschel, D., Leugers, B.
Absolute Neutron Flux Determination in Fast Neutron Spectra.
4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7,
1975.

Schröder, R., Wagner, J. (Hrsg.)
Überlegungen zur Einführung Schneller Brutreaktoren im DeBeNelux-Bereich.
KfK-Ext. 25/75-01.

Schultheiss, G.F.
Investigation of the Flow Distribution within an Artificial Local Blockage.
6. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Risley, October 1-3,
1975.

Schultheiss, G.F.
Effects of Surface Material and Oxide Concentration upon Incipient Boiling
Superheat.
6. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Risley, October 1-3,
1975.

Spencer, R.R., Käppeler, F.
Measurement of the ^{238}U Capture Cross Section Shape in the Neutron Energy
Region 20 to 550 keV.
4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7,
1975.

Stamm, H.H.

Radionuklide im KNK-Primärsystem.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 730-33.

Stamm, H.H., Stade, K.Ch.

Corrosion Product Behavior in the Primary Circuit of the KNK Nuclear Reactor Facility.
IAEA Specialists' Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in Primary Circuits of LMFBR's, Dimitrovgrad, September 8-11, 1975.

Steinbock, L.

Das Brennstab-Auslegungs- und Überwachungssystem MERKUR.
KfK-Bericht 2163.

Struwe, D., Grötzbach, G., Meyder, R.

Thermohydraulic Core Debris Behaviour in the SNR-300 Reactor Vessel after HCDAs.
European Nuclear Conference, Paris, April 21-25, 1975.
Transactions of the ANS, 20 (1975) S. 545-46.

Thümmler, F.

Der Brennstoff für Schnellbrüterbrennelemente.
Arlbergkolloquium, Montanistische Hochschule Leoben/Österr., 7.-9. April 1975.

Väth, L.

Analysis of the results for a two-dimensional kinetic benchmark problem typical for a fast reactor.
Specialists' Meeting on New Developments in Three-Dimensional Neutron Kinetics and Review of Kinetics Benchmark Calculations, Garching, January 22-24, 1975.

Väth, L., Struwe, D., Fröhlich, R.

Stand der Methodenentwicklung zur ortsabhängigen Störfallanalyse schneller Reaktoren.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 165-68.

Venker, H., Ehrlich, K.

Simulation Experiments to Study the Dilatation of Fast Breeder Fuel Cladding by Formation of Uranates.
Journal of Nuclear Materials, 56 (1975) S. 115-20.

Vollath, D.

Strukturänderungen in UO_2 - PuO_2 während des Kriechens.
Journal of Nuclear Materials, 55 (1975) S. 335-44.

Vollath, D.

Recovery Processes in Quenched and Neutron Irradiated Uranium Dioxide.
5. Internat. Conference on Plutonium and Other Actinides, Baden-Baden, 10.-13. September 1975.

Vollath, D.

Ein zerstörungsfreies Verfahren zur Bestimmung des Sauerstoff/Metall-Verhältnisses in oxidischen plutoniumhaltigen Kernbrennstoffen.
KfK-Bericht 2097.

Vollath, D., Freund, D.

Some Experimental Highlights on Carbide Fuel Production and Irradiation.

77. Annual Meeting of the American Ceramic Society, Washington, May 3-8, 1975
AED-Conf-75-241-019.

Voss, F., Cierjacks, S., Erbe, D., Schmalz, G.

Measurement of the gamma-Ray Production Cross Sections from Inelastic Neutron Scattering in some Chromium and Nickel Isotopes between 0.5 and 10 MeV.

4. Conference on Nuclear Cross Sections and Technology, Washington, March 3-7, 1975.

Wassilew, Ch., Cloß, K.D.

Untersuchungen über den Einfluß von Neutronenbestrahlung auf das Zeitstand- und Kriechverhalten des Nb-stabilisierten austenitischen Stahls 1.4981.

Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.

Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 431-34.

Wedemeyer, H., Günther, E.

Zur Herstellung von Uran-Plutonium-Mischkarbid.

KfK-Bericht 2238

Weimar, P., Sebening, H.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung des UO_2/PuO_2 -Brennstab-Bestrahlungsexperimentes Mol 8-B.

KfK-Bericht 2106.

Weinberg, D.

Temperaturfelder in Bündeln mit Na-Kühlung.

Fachtagung Thermo- und Fluiddynamische Unterkanalanalyse der Schnellbrüter-Brennelemente und ihre Relation zur Brennstabmechanik, Bensberg, 11. März 1975,

KfK-Bericht 2232.

Werle, H.

^{252}Cf fission neutron spectrum and use of ^{252}Cf sources to examine neutron cross sections by neutron spectrum measurements.

IAEA Seminar on the Uses of Cf-252 in Teaching and Research, Karlsruhe, April 14-18, 1975.

Werle, H., Bluhm, H., Fieg, G.

Neutron Spectrometry Techniques for the Energy Region 0.1 to 10 MeV.

1. Internat. Symposium on Reactor Dosimetry: Developments and Standardization, Petten, September 22-25, 1975.

Werle, H., Bluhm, H., Fieg, G., Kappler, F., Kuhn, D., Lalovic, H.

Messung und Berechnung der Neutronenleckage - Spektren von Eisenkugeln mit einer ^{252}Cf -Quelle im Zentrum.

KfK-Bericht 2219.

Wertenbach, H.

Problems Encountered in Burnup Determination of Oxide Fuel Specimens with a High Rod Power.

IAEA 169: Fission Product Nuclear Data (FPND), Vol. 3. Proceedings of a Panel on Fission Product Nuclear Data, Bologna, 26-30 November 1973, Vienna: IAEA 1974, S. 83-90.

Will, H.

Sprengversuche an Core-Modellen des SNR 300.
KfK-Nachrichten, 7 (1975) No. 2, S. 14-18.

Wild, E., Mack, K.J.

Tribology in the Core of a Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor.
3. Internat. Tribology Conference, Tribology for the Eighties, Paisley,
September 22-25, 1975
Wear, 34 (1975) S. 331-40.

Woll, D.

GRUCAL. Ein Programmsystem zur Berechnung makroskopischer Gruppenkonstanten.
KfK-Bericht 2108.

Yen, C.S.

Messungen des Verhältnisses der Wirkungsquerschnitte von ^{235}U für Einfang und
Spaltung im Neutronenenergiebereich von 200 eV bis 20 keV.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1975
KfK-Bericht 2191.

Venker, H., Ehrlich, K.

Simulationsversuche zur Untersuchung der Aufweitung von Brüterbrennstäben durch
Uranatbildung.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975.
Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 459-62.

Zehlein, H.

Discretization and Time Integration Techniques for Transient Nonlinear Dynamics
of Fast Reactor Subassemblies.
3. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, London,
September 1-5, 1975.

Zimmermann, W.

Transferzelle und Kernelementelager für den SNR 2.
KfK-Bericht 2132.

Zyszkowski, W.

Results of Measurements of Thermal Interaction between Molten Metal and Water.
KfK-Bericht 2193.

1976

Aberle, J., Bartholomay, R., Rohrbacher, H.
Akustische Meßverfahren in Natrium-Systemen.
In: KfK-1276/3, S. 124/7-9.

Aberle, J., Brook, A.J., Peppler, W., Rohrbacher, H., Schleisiek, K.
Sodium boiling experiments in a 7-pin bundle under flow rundown conditions.
KfK-Bericht 2378.

Alexas, A., Benkert, J., Raes, K.H., Stegemann, D., Zeller, M.
Störfallverhalten von Brennstäben.
In: KfK-1276/1, S. 123/23-30.

Alexas, A., Bottoni, M., Elbel, H., Jacobs, H., Kuczera, B., Struwe, D.
Störfallverhalten von Brennstäben.
In: KfK-1276/2, S. 123/15-32.

Alexas, A., Lindner, W.
On the simulation of LOF-accidents with direct electrical heated UO₂-pins.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Alsmeyer, H., Barleon, L.
Untersuchung zur Kühlung von Kernschmelzen in einem Kernfänger.
In: KfK-1276/3, S. 123/62-65.

Anderko, K.
Zur Weiterentwicklung von Hüll- und Kernstrukturwerkstoffen.
In: Das Brennelement des Natriumbrüters.
Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe,
28.-29. Oktober 1976.
KfK-Bericht 2416, S. 89-94.

Anderko, K., Wassilew, C.
Betrachtungen zur Weiterentwicklung von Hüll- und Kernstrukturwerkstoffen für
Schnelle Brüter.
KfK-Bericht 2369.

Angerer, G., Royl, P., Fröhlich, R., Schmuck, P., Düsing, R., Essig, C.,
Thurnay, K.
Untersuchungen zur Reaktordynamik.
KfK-1276/1, S. 123/1-19.

Arnecke, G., Fischer, E.A., Royl, P., Fröhlich, R., Schmuck, P., Düsing, R.,
Essig, C., Maschek, W., Struwe, D., Buchner, H., Angerer, G.
Sicherheit Schneller Reaktoren: Methoden- und Rechenprogrammentwicklung.
In KfK-1276/3, S. 123/1-28.

Bachmann, H., Kleinheins, S.
Das Karlsruher Programmsystem KAPROS.
Teil Ia
Kurzes KAPROS-Benutzerhandbuch.
KfK-Bericht 2317.

Bachmann, H., Kleinheins, S.
Das Karlsruher Programmsystem KAPROS.
Teil II
Dokumentation des Systemkerns.
KfK-Bericht 2254.

Baetsle, L.H., Broothaerts, J., Ochsenfeld, W., Schröder, R., Stamm, H.H.
Zur Situation der F+E-Arbeiten auf dem Gebiet der Aufarbeitung von Schnellbrüter-Brennstoff im DEBENELUX-Bereich.
KfK-Ext. 25/75-02.

Barleon, L., Frick, H., Hame, W., Müller, U.
Calculation Models for the thermodynamic design of a core retention vessel.
12. Biennale Fluid Dynamics, Symposium,
Advanced Problems and Methods in Fluid Dynamics, Bialowieza, Polen, September 7-14, 1975.

Basmer, P., Huber, F., Brüggemann, H., Jenes, E., Kornelson, I., Mattes, K., Till, W., Weinhold, H.
Untersuchungen von Kühlungsstörungen.
In: KfK-1275/4, S. 123/26-28.

Baumann, W., Dalle Donne, M., Marek, J., Martelli, A., Meyer, L., Rehme, K.
GCFR heat transfer experiments at Karlsruhe.
GCFR Gas Loop Experimenter's Meeting, Washington, D.C., November 19-20, 1976.

Baumann, W., Roth, A.
Thermo- und fluiddynamische Arbeiten für den gasgekühlten schnellen Brüter.
KfK-1276/3, S. 127/1-5.

Baumgärtner, E., Marten, K., Müller, St., Krebs, L., Weinkötz, G.
Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.
In: KfK-1276/2, S. 124/1-4.

Beer, H., Ernst, A., Käppeler, F., Roller, D., Rupp, G., Schreiber, H., Wisshak, K., Cierjacks, S., Erbe, D., Kari, K., Lügers, B., Schmalz, G., Schouky, I., Voss, F.
Wirkungsquerschnittsmessungen.
In: KfK-1275/4 S. 121/1-6.

Beer, H., Ernst, A., Käppeler, F., Roller, D., Rupp, G., Schreiber, H., Wisshak, K.
Wirkungsquerschnittsmessungen.
In: KfK-1276/3 S. 121/1-4.

Berrie, P.G., Bogensberger, H.G., Fischer, E.A., Kinsman, P.R., Ohse, R.W.
Vapour pressure measurements to 7000 K and equation of state of oxide fuels for fast reactor safety analysis.
KfK-Bericht 2272.

Beutel, H., Bojarsky, E., Caldarola, L., Jacobs, H., Reiser, H., Zyszkowski, W.
Current status of experimental and theoretical work on sodium/fuel interaction (SFI) at Karlsruhe.
3. Specialist Meeting on Sodium/Fuel Interaction in Fast Reactors, Tokyo, March 22-26, 1976.
PNC-N251-76-12 (Vol.1) S. 179-86 und 443-65
PNC-N251-76-12 (Vol.2) S. 819-38.

1976-3

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Schretzmann, K.
Evaporation studies of liquid oxide fuel at very high temperatures using laser beam heating.

Gordon Research Conference on High Temperature Chemistry, Tilton, N.H., July 5-9, 1976

KfK-Bericht 2366.

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Schretzmann, K.

Untersuchungen zum Brennstoff-Dampfdruck für die Schnellbrüter-Sicherheitsanalyse.

Atomwirtschaft - Atomtechnik, 21 (1976) S. 365-67.

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Schretzmann, K.

On the interpretation of vapor pressure measurements on oxide fuel at very high temperatures for fast reactor safety analysis.

Journal of Nuclear Materials, 60 (1976) S. 20-30.

Bober, M., Karow, H.U., Schretzmann, K.

Bereitstellung von thermodynamischen Daten von Kernbrennstoffen und Strukturmaterialien.

In: KfK-1276/3 S. 123/29-31.

Böhm, L., Jordan, S.

On the filtration of sodium oxide aerosols by multilayer sand bed filters.

Journal of Aerosol Science, 7 (1976) S. 311-18.

Böhm, L., Jordan, S., Schikarski, W.

Optimierung von Sandbettfiltern für das Abgassystem des SNR-300.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30. März - 2. April 1976, Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 224-27.

Bönisch, G., Grötzbach, G., Heinzl, V., Kleefeld, K., Kühle, M., Müller, R.A., Royl, P., Schramm, K., Schmidt, D., Werle, H.

Considerations on a PAHR test facility.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Bogensberger, H.G., Fischer, E.A., Royl, P., Arnecke, G.

Analysis of LMFBR overpower accidents, including fission gas effects in the predisassembly and disassembly phase.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Bogensberger, H.G., Ronchi, C.

Effects due to fission gas during unprotected overpower transients in a Liquid-Metal Fast Breeder Reactor.

Nuclear Technology, 29 (1976) S. 73-85.

Bojarsky, E.

Das Karbid-Brennelement für die KNK-II-Nachladung.

In: Das Brennelement des Natriumbrüters.

Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe, 28.-29. Oktober 1976.

KfK-2416, S. 108-10.

1976-4

Bojarsky, E., Deckers, H., Drexler, H., Gross, S., Lehning, H., Piel, D., Reiser, H.

Effects of fuel sodium interaction in top tests with electrically heated fuel pins.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G.

Korrosion austenitischer Stähle.

In: KfK-1276/3, S. 114/1-3.

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G., Schneider, H., Nold, E., Schumann, H., Schlindwein, D.

Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen.

In: KfK-1276/2, S. 114/1-8.

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G., Schneider, H., Nold, E., Schumann, H.

Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen: Chemische Analytik.

KfK-1276/1, S. 114/3-11.

Borgstedt, H.U., Frees, G.

The influence of sodium corrosion on the mechanical properties of fuel element cladding.

Internat. Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion, Pa., May 3-6, 1976.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Schanz, G.

Korrosion und Massetransport in Natrium.

In: KfK-1276/1, S. 114/1-3.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Schneider, H.

Charakterisierung der chemischen Aktivitäten von in flüssigen Alkalimetallen gelösten Nichtmetallen.

Diskussionstagung Frühjahr 1976 'Physikalische Chemie flüssiger Metalle', Königstein/Ts., 10.-12. März, 1976.

AED-CONF-76-087-006

Berichte der Bunsen-Gesellschaft für physikalische Chemie, 80 (1976) S. 740-45.

Borgstedt, H.U., Schanz, G., Drechsler, G., Frees, G.

Korrosion austenitischer Stähle.

In: KfK-1275/4, S. 114/1-4.

Borgwaldt, H.

Untersuchungen zur Signalverarbeitung für das Reaktorschutzsystem.

In: KfK-1276/3, S. 124/10-13.

Brandl, V.

Monte-Carlo-Berechnung von Heterogenitätseffekten.

In: KfK-1276/3, S. 122/6-8.

Breitung, W.

Verdampfungskinetik von oxidischen Kernbrennstoffen und ihr Einfluß auf die Spaltstoffmischung in Reaktorbrandstäben und auf den Brennstoffdampfdruck unter Störfallbedingungen.

KfK-Bericht 2240.

Breitung, W.

Berechnung des Sauerstoffpotentials von $(U,Pu)O_{2+x}$ mittels Defektmodellen und gemessener Daten im Temperaturbereich von 1000 bis 1700 K.
KfK-Bericht 2363.

Brook, A.J., Huber, F., Pepler, W.

Temperature distribution and local boiling behind a central blockage in a simulated FBR-subassembly.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Buckel, G., Höbel, W.

Das Karlsruher Programmsystem KAPROS. Teil I.

Übersicht und Vereinbarungen für Benutzer und Programmierer.

KfK-Bericht 2253.

Buckel, G., Kufner, K., Woznicki, Z.

Rechenverfahren und Berechnung der Eigenschaften von Reaktoren.

In: KfK-1275/4, S. 122/15-17.

Caldarola, L., Beutel, H., Baraggioli, P., Ladisch, R.

Brennstoff-Natrium-Reaktion.

In: KfK-1276/3, S. 123/55-61.

Caldarola, L., Ferranti, P., Mitzel, F.

Fast reactor transfer functions with special reference to the nonlinearities and the spatial dependence of the heat transfer process.

Nuclear Technology, 31, S. 306-18.

Casal, V.

Development and Testing of High-performance Fuel Pin Simulators for Boiling Experiments in Liquid Metal Flow.

Internat. Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion, Pa., May 3-6, 1976.

Casal, V., Graf, E., Hartmann, H.

Heizstäbe zur Simulation von Brennstäben für einphasige Wärmeübergangsversuche in Flüssigmetallströmungen.

KfK-Bericht 2258.

Cierjacks, S.

Neutron induced fission of ^{235}U , ^{238}U and ^{239}Pu .

Vortrag vor der Nuclear Physics und der Neutron Physics Division des Oak Ridge National Laboratory, July 2, 1976.

Cierjacks, S., Erbe, D., Kari, K., Leugers, B., Schmalz, G., Schouky, O., Voss, F.

Messung von Wirkungsquerschnitten.

In: KfK-1276/2, S. 121/1-5.

Cierjacks, S., Leugers, B., Kari, K., Brotz, B., Erbe, D., Gröschel, D., Schmalz, G., Voss, F.

Measurements of neutron induced fission cross section ratios at the Karlsruhe Isochronous Cyclotron.

Specialists Meeting on Fast Neutron Fission Cross Sections, Argonne, Ill., June 28-30, 1976.

Closs, K.D., Herschbach, K.
Untersuchungen zum In-Pile Kriechen des Werkstoffes Nr. 1.4981 im Temperaturbereich von 350 bis 700 °C.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März-2.April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 790-93.

Closs, K.D., Herschbach, K., Schmidt, L., Boorn, H.van den
Irradiation induced creep experiments in the BR 2 reactor using the resonant cavity method.
Internat. Colloquium on Measurement of Irradiation Enhanced Creep in Nuclear Materials, Petten, May 5.-6., 1976.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schretzmann, K., Jacobs, G.
Entwurfstudien für gasgekühlte Brutreaktoren.
In: KfK-1275/4, S. 128/1-14.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schumacher, G.
Preliminary design of a borax internal core-catcher for a gas cooled fast reactor.
KfK-Bericht 2352
EUR-5505 e.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schumacher, G., Artnik, I., Götzmann, C.A., Rau, P.
Post-accident heat removal for gas cooled fast reactors.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schumacher, G.
Entwurfs- und Sicherheitsuntersuchungen zu gasgekühlten schnellen Brutreaktoren (GSB).
In: KfK-1276/3, S. 128/1-3.

Deckers, H., Drexler, H., Gross, S., Lehning, H., Piel, D., Reiser, H.
Experimente zur thermischen Wechselwirkung zwischen geschmolzenem UO₂ und Natrium bei Leistungstransienten an elektrisch beheizten Brennstäben.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 216-19.

Deckers, H., Drexler, H., Gross, S., Lehning, H., Piel, D., Reiser, H.
Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung (BNR).
In KfK-1275/4 S. 123/39-41,
und KfK-1276/1, S. 123/35-38,

Dienst, W.
Nachuntersuchung und Auswertung bestrahlter Oxidbrennstäbe.
KfK 1276/3, S. 112/17-19.

Dienst, W.
Irradiation-induced creep of mechanically blended porous UO₂-PuO₂ fuel.
Journal of Nuclear Materials, 61 (1976) S. 185-91.

1976-7

Dienst, W.

Irradiation-induced creep of ceramic nuclear fuels.

Internat. Colloquium on Measurement of Irradiation Enhanced Creep in Nuclear Materials, Petten, May 5-6, 1976.

Dienst, W.

Fast Breeder Oxide Fuel Irradiation Results Relevant to Light Water Reactor Fuel. Enlarged Halden Program Group Meeting on Water Reactor Fuel and Core Performance.

Sanderstølen, Norway, March 8-12, 1976.

Dienst, W., Goetzmann, O., Kleykamp, H., Zimmermann, H.

UO₂-PuO₂-Brennstab-Bestrahlung DFR-435.

Auswertung der Untersuchungsergebnisse an den bestrahlten Brennstäben
KfK-Bericht 2218.

Dienst, W., Müller, I.

Mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle in Schnellbrüter-Brennstäben.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30. März - 2. April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 470-73.

Dienst, W., Wertenbach, H., Bernhard, H., Bolz, E., Deutsch, H., Gantner, E., Kirste, E., Matern, K., Mostafa, M., Müller, H.

Nachuntersuchung und Auswertung bestrahlter Oxidbrennstäbe.

In: KfK-1276/2, S. 112/28-37.

Dienst, W., Zimmermann, H.

UO₂-PuO₂-Brennstab-Kapselbestrahlungen der Versuchsgruppe Mol 8 B und C.

Auswertung von Mess- und Nachuntersuchungsergebnissen.

KfK-Bericht 2355.

Drechsler, G., Frees, G., Gschlecht, R., Schlindwein, D.

Beurteilung der Sicherheit von Schweißkonstruktionen in Natriumsystemen.

In: KfK-1275/4, S. 114/9-10.

Drechsler, G., Frees, G., Schlindwein, D.

Natriumeinfluß auf das Kriechverhalten von Strukturwerkstoffen.

In: KfK-1276/1, S. 114/12.

Edelmann, M.

Rauschmessungen an der KNK und Erprobung von Neutronenflußdetektoren.

In: KfK-1275/4 S. 124/7-9.

Edelmann, M., Ehrhardt, J., Hoppe, P., Massier, H., Mitzel, F., Väh, W.

Die Analyse des Reaktorrauschens - Hintergründe, Methoden und Zielsetzung.

KfK-Nachrichten, 8 (1976) No 2/3, S. 34-41.

Eggenberger, O., Geiger, W., Lemperle, W., Nehmer, J., Voges, U.

Untersuchungen zur Signalverarbeitung für das Reaktorschutzsystem.

In: KfK-1275/4, S. 124/5-6.

1976-8

Ehrhardt, J.

Detection of sodium boiling in Liquid-Metal Fast Breeder Reactors by monitoring neutron noise signals for oscillatory components.
Nuclear Technology, 31 (1976) S. 123-32.

Ehrlich, K., Dietz, W.

Stand und Tendenzen in der Entwicklung von Hüll- und Kernstrukturwerkstoffen.
Status Report Fast Breeder Project SNR
Utrecht, March 16, 1976
AED-CONF-76-051-004
Atoomenergie en haar toepassingen, 18 (1976), S. 189-94.

Ehrlich, K., Gross, R.

Zyklotronbestrahlungen zur Simulation der Porenbildung in metallischen Werkstoffen.
Frühjahrstagung DPG, Festkörperphysik, Freudenstadt, 5.-9. April 1976.
Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, R.6. Bd. 11 (1976) S. 632.

Elbel, H.

Brennstabmodelltheorie.
In: KfK-1275/4, S. 112/29-34 und
KfK-1276/2 S. 112/1-10.

Elbel, H., Matthews, J.R.

A comparison of the computer codes FRUMP and SATURN-1.
KfK-Ext.06/76-04.

Essig, C., Fröhlich, R., Schmuck, P.

Influence of fuel-coolant-interactions on loss of flow type core disruptive accidents for the SNR-300.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Fabian, H., Krugmann, U., Lassmann, K., Schwarz, R.

Jahresbericht der Arbeitsgruppe Brennstab- und Brennelementmechanik des Instituts für Reaktortechnik der Technischen Hochschule Darmstadt (Prof. Dr. W. Humbach).
KfK-Bericht 2274.

Farago, Z.

Entwurfsstudien zu Na-gekühlten Brutreaktoren.
In: KfK-1275/4 S. 129/1-4.

Farago, Z., Grötzbach, G.

Forschungsarbeiten zur Reaktorkernauelegung.
In: KfK-1276/2 S. 129/1-11.

Fieg, G.

Ergebnisse von out-of-pile-Experimenten zur Untersuchung der Kühlbarkeit geschmolzener Kernmassen mit innerer Wärmeproduktion.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30. März - 2. April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 268-71.

Fieg, G.

Experimental investigations of heat transfer characteristics in liquid layers with internal heat sources.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Fieg, G., Günther, C., Bönisch, G., Grötzbach, G., Kleefeldt, K., Müller, R.A., Royl, P., Schramm, K., Smidt, D., Heinzel, V., Küchle, M., Werle, H.

Untersuchungen zur Kühlung von Kernschmelzen.

In: KfK-1276/2 S. 123/50-62.

Fieg, G., Hame, W.

Untersuchung zur Kühlung von Kernschmelzen.

In: KfK-1275/4, S. 123/42-52.

Fischer, E.A., Arnecke, G., Essig, C., Fröhlich, R., Schmuck, P.

Untersuchungen zur Reaktordynamik.

In: KfK-1276/2, S. 123/1-10.

Fischer, E.A., Helm, F.

Recent improvements in the prediction of reactivity coefficients relevant to LMFBR accident analysis.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Fischer, E.A., Kinsman, P.R., Ohse, R.W.

Critical Assessment of Equation of State Data for UO_2 .

Journal of Nuclear Materials, 59 (1976) S. 125-36.

Freund, D., Elbel, H., Steiner, H.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UC- und (U,Pu)C-Brennstäbe der Versuchsgruppen Mol-11/K1 und Mol 11/K2.

KfK-Bericht 2268.

Frey, H., Weinberg, D., Fröhlich, R., Schmuck, P., Fischer, E.A., Struwe, D.

Entwurfsstudien für große Natriumbrüter.

In: KfK-1276/2 S. 129/12-19.

Fröhlich, R., Kußmaul, G., Schmuck, P.

Analyse hypothetischer nuklearer Exkursionen im tankexternen Kern-Rückhaltesystem.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 288-91.

Fröhlich, R., Pena, J., Schmuck, P.

Critical configurations and secondary excursions for high temperature fuel/steel mixtures.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Fröhlich, R., Royl, P., Schmuck, P., Düsing, R., Senglaub, M.

Der Einfluß der Einleitungsrampe auf den Verlauf des Leistungsstörfalls im Mark 1A Kern des SNR 300.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 284-87.

Fröhlich, R., Royl, P., Schmuck, P., Düsing, R., Senglaub, M.
Analyse schwerer hypothetischer Störfälle für den SNR 300 Mark 1A Reaktorkern.
KfK-Bericht 2310.

Fröhner, F.H., Broeders, C., Goel, B., Weller, F.
Kerndaten.
In: KfK-1275/4, S. 122/1-14.

Fröhner, F.H., Goel, B.
Revised definitions in KEDAK-3.
KfK-Ext. 04/76-37.

Fröhner, F.H., Goel, G., Weller, F.
Kerndaten.
In: KfK-1276/1, S. 122/1-4.

Gasteiger, R., Papp, R.
Wiederaufbereitungsbedarf aus der Perspektive der Einführung Schneller
Brutreaktoren.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,
KTG/DatF, Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 826-28.

Geithoff, D.
Das Bestrahlungsverhalten von Brennstäben in Leistungsreaktoren.
Chemiker-Zeitung, 100 (1976) S. 483-95.

Geithoff, D.
Nachuntersuchung und Auswertung bestrahlter Oxid-Brennstäbe und Absorberwerk-
stoffe.
KfK-1276/1, S. 112/19-20.

Glauner, H.W.
Survey of in-pile instrumentation and related data processing work at GfK-Karls-
ruhe.
Golder, J.A. (Hrsg.): Proc. of the Specialists Meeting on the In-Core and
Primary Circuit Instrumentation of LMFB Reactors, Warrington, Cheshire,
England, January 27-29, 1976.
Risley: UKAEA 1976, S. 91.

Goedkoop, J.A., Braun, A.R., Coehoorn, J., Dejonghe, P., Kessler, G.
Future work in the DeBeNeLux research centres on the sodium cooled fast
reactor.
Status Report Fast Breeder Project SNR, Utrecht, March 16, 1976
Atomenergie en haar toepassingen, 18 (1976) S. 219-24.

Goel, B.
Kerndaten.
In: KfK-1276/3 S. 122/1-5.

Götzmann, O., Hofmann, P.
Mechanical Properties of Austenitic Steels After Corrosion by Uranium Dioxide
and Fission Product Elements.
Journal of Nuclear Materials, 59 (1976) S. 192-98.

Gross, S.

Sicherheitsbetrachtungen zu den Kühlmittelblockade-Experimenten Mol 7C.
KfK-Ext. 06/76-02.

Günther, E.

Eine Herstellungslinie für karbidische Kernbrennstoffe.
Chemie für Labor und Betrieb, 27 (1976) S. 129-31.

Häfner, H.E.

Bestrahlungseinrichtungen zur Erfassung des Kriechens und Schwellens von
keramischen Brennstoffen.

Internat. Colloquium on Measurement of Irradiation Enhanced Creep in Nuclear
Materials, Petten, May 5.-7., 1976. Meeting of the Euratom Working Group
Irradiation Devices, Risö, Denmark, May 20-21, 1976.

Häfner, H., Heckert, K., Philipp, K.

Karbidbrennstoff.

In: KfK-1276/2 S. 112/38-40.

Häfner, H.E., Jacobi, O.

Bestrahlungsversuche mit karbidischen Brennstäben.

In: KfK-1276/3, S. 112/29-31.

Häfner, H.E., Müller, I., Baumgärtner, E., Hoffmann, H., Jacobi, O., Plitz, H.

Bestrahlungsexperimente - Oxidbrennstäbe.

In: KfK-1276/1, S. 112/10-18.

Helm, F., Giese, H.

Measurements at SNEAK on Control Rod Worths and Control Rod Influence on Power
Distributions in Fast Reactors.

Specialists' Meeting on Control Rod Measurement Techniques:

Reactivity Worth and Power Distribution, Cadarache, April 21-22, 1976.

Henneges, G., Fischer, E.A.

SNEAK.

In: KfK-1276/1, S. 121/1-10.

Hennies, H.H.

Die Schnellen Brüter.

Informationstagung: Aussichten der verschiedenen Reaktorsysteme, Zürich,
25.-27. Januar, 1976, AEC-CONF-76-005-001.

Hennies, H.H.

Künftige Entwicklung und internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der
Schnellen Brüter in Europa.

Status Report Fast Breeder Project SNR, Utrecht, March 16, 1976, AED-
CONF-76-051-001.

Herschbach, K.

Simulationsversuche am Zyklotron zum In-Pile-Kriechen von metallischen Werk-
stoffen.

Frühjahrstagung DPG, Festkörperphysik, Freudenstadt, 5.-9. April 1976.

Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, R.6. Bd 11 (1976) S.
632-33.

Heusener, G.

Energie aus Brutreaktoren. Statusbericht 1976 über das Projekt Schneller Brüter.

VDI-Nachrichten, 30 (1976) No. 16, S.8.

Heusener, G., Hübel, H.

Aktuelle Schwerpunkte der Sicherheitsanalyse des KKW Kalkar.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976, KTG/DatF, Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 280-83.

Heusener, G., Kiefhaber, E., Kleefeldt, K., Pilate, S., Spenke, H.
Core-Design Studies for SNR-2.

PSB-Statusbericht, Utrecht, 16.März 1976

Atoomenergie en haar toepassingen, 18 (1976) S. 161-224.

Hill, H., Jacobi, O., Scherwinsky, R.

Hüllrohr- und Brennstabprüfung.

In: KfK-1276/2, S. 113/6-7.

Hoang, Y.S.

Untersuchung der dreidimensionalen thermoelastischen Verformung des Kernverbandes eines schnellen Brutreaktors unter stationären Betriebsbedingungen.

KfK-Bericht 1874.

Hoang, Y.S., Malmberg, T.

Verhalten von Reaktorbauteilen unter dynamischer Belastung.

In: KfK-1276/3 S. 123/32-33.

Höbel, W.

Proposal for module chaining in a modular code scheme.

Fast Reactor Coordinating Committee, Whole Core Accident Codes Group, Bruxelles, June 17-18, 1976

CCGS(76) WAC-D-103.

Hörle, M., Enderlein, H., Pejsa, R., Dünner, PH.

Ergebnisse zu einem Bestrahlungsexperiment an SNR-Absorbermaterialien.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976, Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 778-81.

Hörle, M., Schulz, B.

Wärmeleitfähigkeit und thermisches Verhalten von Absorberwerkstoffen für Schnelle Brüter.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 782-85.

Hoffmann, G., Jacobi, S., Letz, K.D., Schmitz, G.

Hüllenüberwachung an Brennelementen.

In: KfK-1276/1 S. 124/3-6.

Hoffmann, G., Jacobi, S., Letz, K.D., Schmitz, G., Stamm, H.H.

Hüllenüberwachung an Brennelementen.

In: KfK-1276/2 S. 124/6-14.

Hofmann, P., Eckstein, H., Kleykamp, H., Gottschalg, H.D., Späte, H.

Oxidischer Brennstoff - Laboruntersuchungen.

In: KfK-1276/1 S. 112/1-9

Hoppé, P., Mitzel, F.

Comparison of flow-meter-measurements with coolant-outlet-temperature measurements.

Golder, J.A. (Hrsg.): Proc. of the Specialists Meeting on the In-Core and Primary Circuit Instrumentation of LMFB Reactors, Warrington, Cheshire, England, January 27-29, 1976.

Risley: UKAEA 1976. S. 97-104.

Hoppé, P., Mitzel, F.

Rauschmessungen an der KNK.

In: KfK-1276/1 S. 124/7-10.

Huber, F., Mattes, K., Till, W.

KNS - der kompakte Natriumsiedekreislauf für sicherheitstechnische Untersuchungen im Rahmen des Schnellen-Brüter-Programms.

KfK-Nachrichten, 8 (1976) No 2/3, S. 24-29.

Huber, F., Mattes, K.

Investigation into the Self-welding Behavior of Metallic Materials Exposed to Sodium.

Internat. Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion, Pa., May 3-6, 1976.

Huber, F., Mattes, K., Peppler, W., Till, W.

Untersuchung von Kühlungsstörungen.

In: KfK-1276/2 S. 123/11-14.

Huber, F., Menzenhauer, P., Peppler, W.

Investigation of Sodium Area Conflagrations and Testing of a Protective System.

Nuclear Engineering and Design, 35 (1975) S. 155-62.

Hüper, R.

Schnelle Brutreaktoren in internationaler Sicht.

Fachtagung Nr. 1 der Nuclex 75 in Basel.

Atom und Strom, 21 (1975) S. 133-136.

Hüper, R.

Keine Alternative zu schnellen Brutreaktoren.

Brüter-Statusbericht in Utrecht und DATF-Reaktortagung in Düsseldorf.

Atom und Strom, 22 (1976) S. 98-102.

Hüper, R. (Hrsg.)

Projekt Schneller Brüter.

4. Vierteljahresbericht 1975.

KfK-1275/4.

Hüper, R. (Hrsg.)

Projekt Schneller Brüter.

1.-3. Vierteljahresbericht 1976.

KfK-1276/1, 1276/2, 1276/3.

Hüper, R. (Hrsg.)

Liste der von 1972 bis Ende 1975 im Rahmen der SNR-Linie von GfK veröffentlichten Berichte und Vorträge.

KfK-Ext. 25/76-01.

Jacobi, O., Hill, H., Scherwinsky, R.
Hüllrohr- und Brennstabprüfung.
In: KfK-1276/3 S. 113/5-7.

Jacobi, S., Letz, K., Schmitz, G.
Messungen in der KNK I zur Brennstabhüllenüberwachung an natriumgekühlten Kern-
reaktoren.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 601-604.

Jacobi, S., Schleisiek, K., Smidt, D., Straka, M.
Kühlungsstörungen in Brennelementen natriumgekühlter Reaktoren und davon ab-
geleitete Anforderungen an das Brennelement-Schutzsystem.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 312-15.

Jacobi, S., Schleisiek, K., Straka, M.
Shut down criteria and data processing algorithm for LMFBR fuel element
supervision. (Techniques for subassembly outlet temperature surveillance).
Golder, J.A. (Hrsg.): Proc. of the Specialists Meeting on the In-Core and
Primary Circuit Instrumentation of LMFBR Reactors, Warrington, Cheshire,
England, January 27-29, 1976.
Risley: UKAEA 1976. S. 110-117.

Jacobs, H.
Die Analyse der thermischen Wechselwirkung von Brennstoff und Natrium unter Ver-
wendung eines exakten thermo- und hydrodynamischen Modelles.
KfK-Bericht 2260.

Jacobs, H.
Computational analysis of fuel-sodium interactions with an improved method.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.
October 5-8, 1976.

Jacobs, H.
Der Einfluß unterschiedlicher Stoffeigenschaften auf thermische Wechselwirkun-
gen.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2. April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 300-303.

Jacobs, H., Thurnay, K., Menzenhauer, P., Peppler, W., Will, H., Deckers, H.,
Drexler, H., Gross, S., Lehning, H., Piel, D., Reiser, H., Caldarola, L.
Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung (BNR).
In: KfK-1276/2 S. 123/39-49.

Jordan, S.
Versuche zur Spaltproduktrückhaltung und -freisetzung durch heißes und brennen-
des Natrium.
Fachtagung der Fachgruppe Reaktorsicherheit der Kerntechnischen Gesellschaft,
Karlsruhe, 1.-2.Juni 1976.

Jordan, S.
Versuche zum Natriumbrand.
In: KfK-1276/1 S. 125/1-3.

Jordan, S.

Release of fission products from contaminated sodium fires.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Jordan, S., Ozawa, Y.

Fuel particle and fission product release from LMFBR-core catcher.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Jordan, S., Ozawa, Y., Schütz, W.

Aerosol- und Spaltproduktfreisetzung aus heißen und siedenden Natriumlachen.
In: KfK-1276/3 S. 125/1-3.

Käppeler, F.

A Method for Capture Cross Section Measurements of ^{241}Am in the keV Region.
Neutron Interlab. Seminar CBNM, Geel/Belgien, November 12-14, 1975.

Käppeler, F., Brandl, R.E.

The average number of prompt neutrons from neutron induced fission of ^{235}U
between 0.2 and 1.4 MeV.
Annals of Nuclear Energy, 3 (1976) S. 31-39.

Käppeler, F., Ly Di Hong, Rupp, G.

The Total Cross Section of ^{240}Pu and ^{242}Pu between 20 and 560 keV Neutron
Energy.
Neutron Interlab. Seminar CBNM, Geel/Belgien, November 12-14, 1975.

Kaiser, A., Peppler, W., Straka, M., Dorr, B., Schleisiek, K.

Untersuchung von Kühlungsstörungen.
In: KfK-1276/3 S. 123/34-41.

Kaiser, A., Peppler, W., Straka, M.

Decay heat removal from a pin bundle.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Karsten, G.

KTG-Fachtagung über Brüter-Brennelemente und -Brennstoffkreislauf.
KfK-Nachrichten, 8 (1976) No. 2/3, S. 54.

Karsten, G.

Leitgedanken zur SNR-Brennelementforschung.
In: Das Brennelement des Natriumbrüters.
Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe,
28.-29. Oktober 1976.
KfK-Bericht 2416 S. 5-11.

Karsten, G.

Entwicklungsstand und Herstellungstechnologien der Brüter-Brennelemente -
Zusammenfassung.
In: Das Brennelement des Natriumbrüters.
Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe,
28.-29. Oktober 1976.
KfK-Bericht 2416 S. 2-4.

Karsten, G., Mühling, G.

Vorrangige Forschungsschwerpunkte zur Steigerung der Zuverlässigkeit von SNR-Brennelementen.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

KTG/DAtF Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 913-16.

Karsten, G., Plitz, H., Mühling, G.

Strategy, Design Basis, and Results of the Carbide Program for SNR.

Nuclear Technology, 28 (1976) S. 208-15.

Kessler, G., Bailly, J., Petit, J., Teague, H.

Experimental Safety Research for LMFBR's.

Internat. Conference on Advanced Nuclear Energy System, Pittsburgh, Pa., March 14-17, 1976.

Kessler, G., Schmidt, K.

Stand der F+E Arbeiten für den SNR 300.

Status Report Fast Breeder Project SNR, Utrecht, March 16, 1976

Atoomenergie en haar toepassingen, 18 (1976) S. 179-85.

Kleefeldt, K.

Experimental Investigation of the Frictional and Wear Behavior of Tungsten Carbide Cermet Ball Bearings under Axial Load in Liquid Sodium.

Internat. Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion, Pa., May 3-6, 1976.

Kleykamp, H.

Mikrosondenuntersuchungen an Oxidbrennstoffen.

KfK-1275/4 S. 112/13-16.

Kleykamp, H., Gottschalg, H.D., Späte, H., Zimmermann, H.

Nachuntersuchung bestrahlter Karbid-Brennstäbe.

In: KfK-1276/3 S. 112/32-40.

Kramer, W., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A., Bottoni, M., Fries,

W., Jocham, W., Struwe, D.

Störfallverhalten von Brennstäben.

In KfK-1276/3 S. 123/42-52.

Krebs, L., Weinkötz, G.

Indication of a coolant blockage in a fuel element of a sodium-cooled reactor by temperature fluctuation measurements with steel-sodium thermocouples.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill, October 5-8, 1976.

Krebs, L., Weinkötz, G.

Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.

In: KfK-1276/3 S. 124/1.

Krebs, L., Weinkötz, G.

Temperature measurements with intrinsic TC's at the fuel element outlet.

Golder, J.A. Hrsg.: Proc. of the Specialists Meeting on the In-Core and Primary Circuit Instrumentation of LMFB Reactors, Warrington, Cheshire, England, January 27-29, 1976.

Risley: UKAEA 1976. S. 92-93.

Kroebel, R.

Neue Techniken der Wiederaufarbeitung für LWR und oxidische SBR-Brennelemente. Entsorgung der Kerntechnik. Berichte des Symp. am 19. u. 20. Januar 1976 in Mainz.

Hrsg.: DATF mit Unterstützung des BMFT. Bonn: DATF 1976 S. 149-68.

Krugmann, U.

Kriechen von Brennstabhüllrohren des Brutreaktors bei hoher Temperatur unter Innen- bzw. Außendruck. Entwicklung eines theoretischen Modells und eines Verfahrens zur kontinuierlichen Messung der Verformung.

KfK-Bericht 2336.

Kuczera, B., Heusener, G., Roysl, P., Struwe, D.

The CABRI Experimental Programme.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976, Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 304-307.

Kuczera, B., Kramer, W., Bartholomay, R., Jacobi, S., Rohrbacher, H.A., Schleisiek, K., Schmidt, L., Drexler, H., Gross, S., Lehning, H., Müller, K., Mönnich, E., Borgwaldt, H., Lolich, J.

Störverhalten von Brennstäben.

In: KfK-1275/4 S. 123/29-38.

Küfner, K., Buckel, G., Borgwaldt, H., Brandl, V.

Rechenverfahren und Berechnung der Eigenschaften von Reaktoren.

In: KfK-1276/2 S. 122/1-8.

Küsters, H.

Baufortschritte des SNR 300 und weiterführende Arbeiten.

Status-Bericht über das Projekt Schneller Brüter am 16.3.76 in Utrecht/Niederlande.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 8 (1976) S. 407-08.

Kummerer, K.

Brennelemente für Brüter-Kraftwerke - Internationaler Stand.

In: Das Brennelement des Natriumbrüters.

Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe, 28.-29.Oktober 1976.

KfK-Bericht 2416 S. 19-26.

Kummerer, K.

Neuere Entwicklungen in der Brennelement-Modelltheorie.

Seminar über neuere Arbeiten auf dem Gebiet der Reaktortechnik, Aachen, 24.Juni 1976.

AED-CONF-76-216-001.

Leugers, B., Cierjacks, S., Brotz, P., Erbe, D., Gröschel, D., Schmalz, G., Voss, F.

The ^{235}U and ^{238}U neutron induced fission cross sections relative to the $\text{H}(n,p)$ cross section.

Specialists Meeting on Fast Neutron Fission Cross Sections, Argonne, Ill., June 28-30, 1976.

Liebe, R.

Experimental verification of structural models to analyse the nonlinear dynamics of LMFBR fuel elements.

Nuclear Engineering and Design, 38 (1976) S. 29-41.

Liebe, R., Negele, G.

Reaktorkernverformung infolge lokaler Störfälle.

In: KfK-1276/2 S. 123/33-38.

Liebe, R., Negele, G., Will, H., Zehlein, H.

Spannungs- und Verformungsanalysen an Reaktorbauteilen.

In: KfK-1275/4 S. 123/17-24.

Lindner, W.

Aerosolphysikalische Untersuchungen am Reventinggebläse des SNR 300.

In: KfK-1276/2 S. 125/1-4.

Lopez-Jimenez, J., Elbel, H.

Brennstabmodelltheorie, -auslegung und -spezifikation.

In: KfK-1276/3 S. 112/1-6.

Malang, S., Rust, K.

Verfahren zur Berechnung des Einflusses von Gasblasen bei Flüssigmetallkühlung.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 21 (1976) S. 579-81.

Marek, J., Mensinger, E., Rehme, K., Roth, A.

Thermo- und fluiddynamische Versuche in Gas.

In: KfK-1275/4 S. 127/1-5.

Marin, A., Borgstedt, H.U.

Veränderungen am Strukturwerkstoff eines Natriumkühlkreislaufts durch Natriumkorrosion und Massetransport.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 766-69.

Maschek, W., Schmuck, P.

KADIS preliminary results from comparative TOP accident analysis for the 'Europe' reactor.

Fast Reactor Coordinating Committee, Working Group Safety, Whole Core Accident Codes Group, Brüssel, January 223, 1976 CCGS(76) WAC-D-87.

Maschek, W., Schmuck, P.

KADIS. Results from the comparative 1Dollar/sec TOP accident analysis for the 'Europe' reactor.

Fast Reactor Coordinating Committee, Working Group Safety, Whole Core Accident Codes Group, Brüssel, May 24-26, 1976

CCGS(76)WAC-D-97.

Matzke, H., Politis, C.

The defect structure of uranium carbides.

5. Internat. Conference on Solid Compounds of Transition Elements, Uppsala, June 21-25, 1976

AED-CONF-76-286-001.

Miemczyk, H., Geithoff, D., Haas, D.

Zum Betrieb mit defekten Stäben, ein 18-Stab-Bündel mit SNR-Brennstäben (Mol 7B).

April 1976, DATF

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 478-81.

Mitzel, F., Hoppé, P.

Untersuchungen zum Ansprechvermögen von Brennelementdurchflußmessern und Thermoelementen für den Nachweis von lokalen Kühlungsstörungen in natriumgekühlten Reaktoren.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 593-96.

Mitzel, F., Hoppé, P.

Integral and local coolant temperature fluctuations with regard to safety and control of sodium cooled reactors.

10. Informal Meeting on Reactor Noise Analysis, Jülich 11.-12.November 1976.

Möller, R., Kolodziej, M., Tschöke, H., Dres, K., Seeger, W., Trippe, G., Chung, M., Khan, M., Marten, K., Müller, St.

Lokale thermo- und fluiddynamische Untersuchungen an Bündelgeometrien.

In: KfK-1276/2 S. 126/4-13.

Möller, R., Tschöke, H.

Experimentelle Bestimmung von Temperaturfeldern in natriumdurchströmten Stab-bündeln.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 51-54.

Mühling, G.

Stand der Karbid-Brennelement-Entwicklung.

In: Das Brennelement des Natriumbrüters.

Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe, 28.-29.Oktober 1976.

KfK-Bericht 2416 S. 60-70.

Müller, I.

Untersuchungen zur mechanischen Wechselwirkung zwischen Oxidbrennstoff und Hülle bei Leistungswechseln in Schnellbrüterbrennstäben.

KfK-Bericht 2376.

Müller, St.

Parmanent magnet flowmeters.

Golder, J.A. (Hrsg.): Proc. of the Specialists Meeting on the In-Core and Primary Circuit Instrumentation of LMFB Reactors, Warrington, Cheshire, England, January 27-29, 1976.

Risley: UKAEA 1976. S. 94-96.

Müller, St., Thun, G.

Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.

In: KfK-1276/1 S. 124/1-2.

1976-20

Müller, St., Thun, G., Krebs, L., Weinkötz, G.
Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.
In: KfK-1275/4 S. 124/1-4.

Müller, U., Hoffmann, H.
Beiträge zur thermo- und fluiddynamischen Auslegung von Kernelementen schneller natriumgekühlter Reaktoren.
KfK-Nachrichten, 8 (1976) No 2/3, S. 29-34.

Ohse, R.W., Berrie, P.G., Bogensberger, H.G., Fischer, E.A.
Extension of Vapour Pressure Measurements of Nuclear Fuels (U,Pu)O₂ and UO₂ to 7000 K for Fast Reactor Safety Analysis.
Journal of Nuclear Materials, 59 (1976) S. 112-24.

Papp, R., Schikorr, M.
Umweltbelastung durch eine Schnellbrüterwirtschaft.
In: KfK-1276/1 S. 125/4-10.

Pena, J., Hame, W.
Untersuchungen zur Kühlung von Kernschmelzen.
In: KfK-1276/1 S. 123/39-47.

Peppler, W., Menzenhauer, P.
Burning Characteristics of Liquid Sodium. (Film)
7. Internationales Festival wissenschaftl. und techn. Filme, Bruxelles, 8.-13. März 1976.

Pilate, S., Wouters, R. de, Wehmann, U., Helm, F., Scholtyssek, W.
Use of ZPPR measurements as a support of criticality prediction for SNR 300. Joint Meeting of the American Nuclear Society, The Atomic Industrial Forum and the European Nuclear Society, Washington, D.C., November 15-19, 1976
Transactions of the ANS, 24 (1976) S. 483-84.

Plitz, H.
Erfahrungen mit defekten (U,Pu)O₂-Brennstäben und Konsequenzen für den Betrieb Na-gekühlter Reaktoren.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 474-77.

Plitz, H.
Defektstab- und Störfallexperimente.
In: Das Brennelement des Natriumbrüters.
Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe, 28.-29.Oktober 1976.
KfK-Bericht 2416 S. 50-59.

Rehme, K.
Wärmeabfuhr aus gasgekühlten Reaktorbrennelementen.
Vortrag im Energetischen Kolloquium des Instituts für Kerntechnik, TU Hannover, 20.Dezember 1976.

Rehme, K.

Experimentelle thermo- und fluiddynamische Untersuchungen an einem 19-Stab-Bündel mit künstlichen Oberflächenrauigkeiten.

KfK-Bericht 2313.

Rehme, K., Baumann, W., Roth, A.

Thermo- und fluiddynamische Arbeiten für den gasgekühlten Schnellen Brüter.

In: KfK-1276/1 S. 127/1-10.

Rehme, K. Wörner, G., Mensinger, E.

Thermo- und fluiddynamische Arbeiten für den gasgekühlten Schnellen Brüter.

In: KfK-1276/2 S. 127/1-6.

Riethmüller, R.

Experimentelle Untersuchung zur Bildung kritischer Siedekeime in überhitztem Natrium.

KfK-Bericht 2334.

Rodrian, D., Scheibe, W., Schmitt, R.

Untersuchungen am SNR-Anlagen-Strukturwerkstoff.

In: KfK-1276/1 S. 113/18-20.

Rohrbacher, H.

Acoustic surveillance of the KNK-I-reactor.

Golder, J.A.(Hrsg.): Proc. of the Specialists Meeting on the In-Core and Primary Circuit Instrumentation of LMFBR Reactors, Warrington, Cheshire, England, January 27-29, 1976.

Risley: UKAEA 1976. S. 105-107.

Royle, P., Kuczera, B.

Investigation of the Overdriving Effect on TOP Experiments in the CABRI Reactor Using the HOPE Computer Model.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 308-11.

Royle, P., Kuczera, B.

Effect of failure incoherence in a LMFBR hypothetical overpower accident.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Sari, G., Schumacher, G.

Untersuchung thermodynamischer und chemischer Eigenschaften (Mischoxide).

In: KfK-1275/4 S. 112/7-12.

Sari, G., Schumacher, G.

Oxygen redistribution in fast reactor oxide fuel.

Journal of Nuclear Materials, 61 (1976) S. 192-202.

Sari, G., Schumacher, G.

Radiale Sauerstoffverteilung in unter- und überstöchiometrischen Mischoxidbrennstäben.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 546-49.

1976-22

Schäfer, L., Schirra, M., Schnitzer, E.

Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen.

In: KfK-1276/1 S. 113/1-4.

Schäfer, L., Wassilew, Ch., Closs, K.D., Ehrlich, D., Herschbach, K.,
Schneider, W., Venker, H., Gross, R.

Bestrahlungsversuche.

In: KfK-1275/4 S. 113/6-15.

Schäfer, L., Wassilew, C., Closs, K.D., Ehrlich, K., Herschbach, K., Schneider,
W., Venker, H.

Bestrahlungsversuche.

In: KfK-1276/1 S. 113/5-18.

Schäfer, L., Wassilew, C., Anderko, K., Herschbach, K., Ehrlich, K., Schneider,
W., Venker, H.

Bestrahlungsversuche.

In: KfK-1276/2 S. 113/7-10.

Scheibe, W., Schmitt, R.

Untersuchungen am Strukturwerkstoff.

In: KfK-1275/4 S. 113/5-6.

Scheibe, W., Anderko, K., Rodrian, D., Schmitt, R., Sen, S.

Untersuchungen am SNR-Anlagen-Strukturwerkstoff.

In: KfK-1276/2 S. 113/10-13.

Scheibe, W., Schmitt, R., Rodrian, D., Preininger, D.

Untersuchungen am SNR-Anlagen-Strukturwerkstoff.

In: KfK-1276/3 S. 113/17-20.

Schikarski, W.

On the state of the art in aerosol modelling for LMFBR safety analysis.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Schikarski, W.

Aktivitätsfreisetzung im Störfall des SNR.

Übersicht und Stand der Kenntnis.

Fachtagung der Fachgruppe Reaktorsicherheit der KTG, Karlsruhe, 1.-2. Juni 1976.

Schikarski, W.

The aerosol behavior in LMFBR accidents: results of TUNA experimental program
and comparison with PARDISEKO-code.

14. Air Cleaning Conference, Sun Valley, Idaho, August 2-4, 1976.

Schirra, M.

Einachsige Kriechversuche an Rohrproben der Legierungen X10NiCrMoTiB 1515
(1.4970) und X8CrNiMoVNb 1613 (1.4988)

KfK-Bericht 2296.

Schirra, M., Schnitzer, E., Rodrian, D., Scheibe, W.

Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen.

In: KfK-1275/4 S. 113/1-5.

Schirra, M., Schäfer, L., Schnitzer, E.
Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen.
In: KfK-1276/2 S. 113/1-6.

Schirra, M., Schnitzer, E.
Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen.
(Hüll- und Strukturwerkstoffe).
In: KfK-1276/3 S. 113/1-5.

Schirra, M., Solano, R.R., Seith, B., Rivas, M.de Las
Das Zeitstandfestigkeits- und Kriechverhalten des Stahles X6CrNi 1811(1.4948).
KfK-Ext. 06/76-05.

Schneider, H.
Moderne Analysenverfahren zur Nachuntersuchung natriumkorrodierter Werkstoffe.
KfK-Nachrichten, 8 (1976) No 2/3, S. 18-23.

Schneider, H., Grünhäuser, M., Nagel, G., Nold, E., Schäfer, A., Schumann, H.
Zur Bestimmung verschiedener metallischer und nichtmetallischer Verunreinigungen in Natrium-Metall.
KfK-Bericht 2267.

Schneider, H., Lessle, E., Nold, E., Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G.
Korrosionsversuche und Kühlmittelanalyse: Chemische Analytik.
In: KfK-1276/3 S. 114/4-10.

Schneider, H., Schumann, H., Nold, E.
Reinheit und Reinheitskontrolle des Natriums.
Nachuntersuchung Na-korrodierter Proben.
In: KfK-1275/4 S. 114/4-8.

Schultheiss, G.F.
Analyse der Bildung lokaler Kühlungsstörungen in schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren.
KfK-Bericht 2331.

Schulz, B.
Gefügeuntersuchungen und thermische Analyse an Brennstäben.
KfK-1275/4 S. 112/17-20.

Schulz, B., Biel, J., Münzenmaier, A.
Charakterisierung und Wärmeleitfähigkeit von Absorbermaterialien.
KfK-1276/2 S. 112/18-27.

Stamm, H.H.
Systemkontamination natriumgekühlter Kernreaktoren.
In: KfK-1275/4 S. 125/1-5 und
KfK-1276/2 S. 125/5-6.

Stamm, H.H.
Sorption of radionuclides on sodium sampling vessels.
Internat. Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion, Pa., May 3-6, 1976.

Stamm, H.H.

Bestimmung von Spaltprodukten in der KNK.

Fachtagung der Fachgruppe Reaktorsicherheit der KTG, Karlsruhe, 1.-2.Juni 1976.

Stamm, H.H.

Hüllüberwachung an Brennelementen.

In: KfK-1276/3 S. 124/2-6.

Steiner, H.

Auslegung von Karbid-Stäben.

In: Das Brennelement des Natriumbrüters.

Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe, 28.-29.Oktober 1976.

KfK-2416 S. 102-107.

Steiner, H., Vollath, D., Laub, W., Häfner, H.E.

Karbidische Brennstäbe.

In: KfK-1276/1 S. 112/21-30.

Struwe, D., Bottoni, M., Elbel, H., Jacobs, H.

Theoretical Interpretation of SCARABEE IV

In-pile Boiling Experiments.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 296-99.

Struwe, D., Maschek, W., Heusener, G., Kiefhaber, E., Kleefeldt, K., Hübel, H.

Safety analysis aspects of a 2000 MWe LMFBR core.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, October 5-8, 1976.

Thümmel, F., Dienst, W.

Chemische und mechanische Wechselwirkung im Oxidbrennstab.

In: Das Brennelement des Natriumbrüters.

Fachgruppe der KTG, Thema Brennelemente und Brennstoffkreislauf, Karlsruhe, 28.-29.Oktober 1976.

KfK-Bericht 2416, S. 72-79.

Väth, L.

Calculation of group constants for use in the two dimensional dynamics code KINTIC-2.

KfK-Bericht 2289.

Väth, L., Willerding, G., Royl, P., Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Schretzmann, K.

Untersuchungen zur Reaktordynamik.

In: KfK-1275/4 S. 123/1-16.

Vaughan, G.J., Caldarola, L., Todreas, N.E.

A model for fuel fragmentation during molten fuel/coolant thermal interactions.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill., October 5-8, 1976.

Vollath, D.

A non-destructive method of determination of the oxygen/metal ratio in plutonium bearing nuclear oxide fuel.

Internat. Seminar on Nuclear Fuel Quality Assurance, Oslo, May 24-27, 1976
AED-CONF-76-180-021.

Vollath, D.

Die Verteilung von Plutonium in oxidischen Brennstofftabletten.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 554-57.

Vollath, D.

Charakterisierende Untersuchungen und Qualitätskontrolle an Mischoxid.

In: KfK-1275/4 S. 112/1-6

Vollath, D.

Recovery processes in quenched and neutron irradiated uranium dioxide.

Blank, H., Lindner, R.(Hrsg.): Plutonium and Other Actinides.

Amsterdam: North-Holland Publ. Co. 1976, S. 843-50.

Vollath, D., Laub, W., Kleykamp, H., Späte, H.

Oxidbrennstoff - Laboruntersuchungen.

KfK-1276/2 S. 112/11-17.

Vries, J.E. de, Höbe, J.C., Dorr, B.

Recent results of a local blockage experiment in a sodium cooled electrically heated bundle.

Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Wassilew, Ch., Schäfer, L., Preininger, D., Anderko, K., Gross, R., Ehrlich, K., Stubbins, J.

Bestrahlungsversuche.

In: KfK-1276/3 S. 113/7-17.

Wedemeyer, H., Günther, E., Hanselmann, R., Heger, J., Nagel, H., Wittmann, M.
Herstellung von Karbidbrennstoffen.

In: KfK-1276/3 S. 112/20-28.

Weimar, P., Freund, D., Steiner, H.

FR-2-Kapselversuchsgruppe 5b. Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der UO₂/PuO₂-Brennstabprüflinge.

KfK-Bericht 2222.

Weimar, P., Kleykamp, H.

Brennstoffverhalten in dünnen Mischoxid-Brennstäben mit extremer Leistungsdichte.

Reaktortagung, Düsseldorf, 30.März - 2.April 1976,

Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 550-53.

Weimar, P., Steiner, H., Boorn, H.van den

BR-2-Kapselversuchsgruppe Mol-8C.

Zerstörungsfreie Nachuntersuchung.

KfK-Bericht 2267.

Weinberg, D., Frey, H.H., Möller, R., Kolodziej, M., Tschöke, H.
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen im Natrium.
In: KfK-1276/3 S. 126/3-7.

Weinberg, D., Ulmanu, D., Möller, R., Kolodziej, M., Tschöke, H., Marten, K.,
Rust, K., Baumgärtner, E.
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen in Natrium.
In: KfK-1275/4 S. 126/4-17.

Weinberg, D., Ulmanu, D., Möller, R., Kolodziej, M., Tschöke, H., Casal, V.,
Demski, A., Graf, E., Hartmann, W.
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen.
In: KfK-1276/1 S. 126/4-12.

Wild, E., Mack, K.J.
Friction and Wear in Liquid Metal Systems: Comparability Problems of Test
Results Obtained from Different Test Facilities.
Internat. Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion,
Pa., May 3-6, 1976.

Wild, E., Mack, K.J.
Verschleißuntersuchungen in Natrium.
In: KfK-1275/4, S. 126/1-3,
KfK-1276/1, S. 126/1-3,
KfK-1276/2, S. 126/1-3,
KfK-1276/3, S. 126/1-2.

Wilhelm, D.
Entwurfstudien für gasgekühlte Brutreaktoren.
In: KfK-1276/2 S. 128/1-6.

Wilhelm, D.
Beitrag zur Störfallanalyse von gasgekühlten Schnellen Brutreaktoren mit
digitalen Simulationsprogrammen.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1976,
KfK-Bericht 2299.

Will, H.
Explosion tests on LMFBR-core models; an evaluation for reactor safety.
Internat. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Ill.,
October 5-8, 1976.

Woźnicki, Z.
The AGA two-sweep iterative methods and their application in the HEXAGA-II
programme for solving the two-dimensional multi-group neutron diffusion
equation for a uniform triangular mesh.
Reaktortagung, Düsseldorf, 30. März - 2. April 1976,
Leopoldshafen 1976: ZAED. S. 83-86.

Woźnicki, Z.
HEXAGA-II. A two-dimensional multi-group neutron diffusion programme for a
uniform triangular mesh with arbitrary group scattering for the IBM/370-168
computer.
KfK-Bericht 2293.

1976-27

Zehlein, H.

Dynamic plastic deformation of fast reactor core structure under transient pressure loading.

Dynamic Response of Plastic Structures and Continua.

EUROMECH 83 Colloquium, Matrafuered, Hungary, November 1-3, 1976.

Zehlein, H., Negele, G.

Coreverformung infolge lokaler Störfälle.

In: KfK-1276/3 S. 123/53-54.

Zehlein, H., Negele, G.

Auswirkungen der Brennstoff-Natrium-Reaktion auf den Kernverband.

In: KfK-1276/1 S. 123/31-34.

Zimmermann, H., Dienst, W.

Nachuntersuchung bestrahlter Oxidbrennstäbe.

KfK-1275/4 S. 112/21-28.

1977

Aberle, J., Bartholomay, E., Rohrbacher, H., Reimann, G.

Akustische Meßverfahren in Natrium-Systemen.

In: KfK-1277/1 S. 124/10-12.

Alexas, A.

On the simulation of fast breeder reactor pin behavior using UO₂ pins with direct electrical heating.

Nuclear Technology, 36(1977) S. 129-38.

Alsmeyer, H., Barleon, L., Günther, C., Müller, U., Reimann, M.

Some concepts on heat transfer from molten pools to underlying sacrificial beds.

Annual Post-Accident Heat Removal Information Exchange Meeting, Argonne, Ill., November 2-4, 1977.

Anderko, K.

Entwicklungslinien bei Hüll- und Strukturwerkstoffen für Schnellbrüter-Reaktoren.

Werkstoffkolloquium, Univ. Karlsruhe, 18. Januar 1977; Werkstoffwissenschaftliches Kolloquium, Univ. Erlangen-Nürnberg, 27. Juni 1977.

Anderko, K., Ehrlich, K.

Internationale Konferenz über Bestrahlungseffekte in Strukturmaterialien für Brutreaktoren, Scottsdale (USA), 19.-23.6.1977.

KfK-Nachrichten, 9(1977) No 2, S. 60-61.

Anderko, K., Preininger, D., Schäfer, L., Wassilew, C., Bürkle, G., Ehrlich, K., Schneider, W., Herschbach, K.

Bestrahlungsversuche.

In: KfK-1276/4 S. 113/9-19.

Anderko, K., Schäfer, L., Wassilew, C., Ehrlich, K., Bergmann, H.J.

Mechanical properties of irradiated austenitic stainless steel 1.4970.

Internat. Conference on Radiation Effects in Breeder Reactor Structural Materials, Scottsdale, Ariz., June 19-23, 1977.

Basmer, P.

Untersuchung von Kühlungsstörungen.

In: KfK-1276/4 S. 123/11-12.

Basmer, P. (Hrsg.), Dötschmann, K., Amendola, A. (Mitarb.)

THECA - Ein Programmsystem zur dreidimensionalen thermohydraulischen Auslegung schneller Reaktorkerne.

Benutzeranleitung.

KfK-Bericht 2372.

Baumann, W.

Pressure drop and velocity profiles for artificial roughness in the transition region.

4. Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Beer, H., Ernst, A., Käppeler, F., Kazerouni, M.A., Roller, D., Rupp, G., Schreiber, H., Wisshak, K.
Wirkungsquerschnittsmessungen.
In: KfK-1277/1 S. 121/12-17.

Beer, H., Käppeler, F.
A measurement of the capture to fission cross section ratio, of ^{235}U in the energy range 10 to 500 keV.
Neutron Interlab Seminar, Karlsruhe, 14.-16. September 1977.

Bergmann, H.J., Haas, D., Herschbach, K.
Irradiation induced creep and swelling of cold-worked W.-Nr. 1.4981 irradiated in the Rapsodie reactor.
Internat. Conference on Radiation Effects in Breeder Reactor Structural Materials, Scottsdale, Ariz., June 19-23, 1977.

Beutel, H., Liebe, R., Will, H., Zehlein, H., Rees, N.J.M., Warren, G.R.
Transient deformation of LMFBR cores due to local failure: experimental and theoretical investigation.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 381-410.

Bluhm, H., Böhnel, K.
The detector system of the CABRI neutron hodoscope.
Specialists Meeting on Fuel and Clad Motion Diagnostics for Fast Reactor Safety Test Facilities, Los Alamos, N.M., December 5-7, 1977.

Bluhm, H., Böhnel, K., Kühle, M.
Das CABRI-Neutronenhodoscop.
Reaktortagung, Mannheim, 29. März - 1. April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 346-50.

Board, S.J., Caldarola, L.
Fuel coolant interaction in fast reactors.
ASME Symposium on the Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety, Winter Annual Meeting, New York, N.Y., November 13-17, 1977.

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Schumacher, G.
Calculational and experimental approaches to the equation of state of irradiated fuel.
IAEA Specialists Meeting on the Role of Fission Products in Whole Core Accidents, Harwell, UK, June 28 - July 1, 1977
IWGFR/19 S. 16-30
KfK-Bericht 2493.

Bober, M., Karow, H.U.
Measurements of spectral emissivity of UO_2 up to temperatures above the melting point.
Internat. Colloquium on Refractory Oxides for High Temperature Energy Sources, Odeillo, Fontromeu, France, June 28 - July 1, 1977.

Bober, M., Karow, H.U.
Measurements of spectral emissivity of UO_2 above the melting point.
Symposium on Thermophysical Properties, Gaithersburg, Md., May 10-12, 1977.

Bober, M., Kleykamp, H., Schumacher, G.
Investigation of radial plutonium redistribution in mixed oxide fuels irradiated in a fast flux.
Nuclear Technology, 26(1975) S. 172-82.

Böhme, R.
Integrale Transporttheorie mit linearer Anisotropie der Streuung zur Berechnung der Neutronenverteilung in endlichen Plattenanordnungen Schneller Reaktoren.
KfK-Bericht 2501.

Borgstedt, H.U.
Aktuelle Probleme der Korrosion durch flüssige Alkalimetalle.
Werkstoffe und Korrosion, 28 (1977) S. 262-63.

Borgstedt, H.U.
Korrosion austenitischer Stähle.
In: KfK-1276/4, S. 114/1-2.

Borgstedt, H.U.
Corrosion and mass transfer in fast sodium cooled reactors.
Reviews on Coatings and Corrosion, 2 (1977) S. 121-41.

Borgstedt, H.U., Dietz, W.(Hrsg.) Braun, H., Drechsler, G., Frees, G., Kammerichs, B., Nold, E., Peric, Z., Schanz, G., Schlindwein, D., Schneider, H., Schumann, H., Weinert, K.H., Wittig, G. (Mitarb.)
Korrosions- und Kriecheigenschaften von Druckkapseln aus stabilisierten austenitischen Stählen im Natriumkreislauf bei 873K und 973K bis zu 10000 Stunden.
KfK-Bericht 2516.

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G., Schneider, H., Nold, E., Schäfer, A.
Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen: Chemische Analytik.
In: KfK-1276/4 S. 114/2-6.

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G., Schneider, H., Schäfer, A., Gosnath, Ch.
Korrosionsversuche und Kühlmittelanalysen: Chemische Analytik.
In: KfK-1277/2 S. 114/1-6.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Schneider, H.
Corrosion and creep of pressurized stainless-steel tubes in liquid sodium at 873 and 973 K.
Nuclear Technology, 34(1977) S. 290-98.

Borgstedt, H.U., Marin, A.
Natriumkorrosionsversuche im Kreislauf ML 1,
KfK-Nachrichten, 9(1977) No 1, S. 20-22.

Bottoni, M., Pepler, W., Struwe, D.
Theoretical interpretation of sodium boiling experiments in a 7-pin bundle under flow rundown conditions with the computer code BLOW-3A.
Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Petten, June 1-3, 1977.

Braun, J., Kiefhaber, E.
Auswertung und Überprüfung von Kerndaten, Erstellung von Gruppenkonstanten.
In: KfK-1276/4 S. 122/1-9.

Breitung, W.
Berechnung des Sauerstoffpotentials von $(U,Pu)O_{2\pm x}$.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 514-17.

Broeders, I., Krieg, B. (Hrsg.), Broeders, C., Broeders, I., Fröhner, F.H.,
Krieg, B., Stein, E., Wiese, H.W. (Mitarb.)
MIGROS-3: A code for the generation of group constants for reactor calculations
from neutron nuclear data in KEDAK format.
KfK-Bericht 2388.

Buchner, H., Franke, A., Schultheiss, G.F.
Simulationsversuche zum Blockadewachstum an Wabenabstandshaltern in SNR-typischen
BE-Bündeln.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 22 (1977) S. 36-38.

Buckel, G., Kufner, K., Stehle, B.
Benchmark calculations for a sodium-cooled breeder reactor by two- and three-
dimensional diffusion methods.
National Topical Meeting on Improved Methods for Analysis of Nuclear Systems,
Tucson, Ariz., March 28-30, 1977
Nuclear Science and Engineering, 64(1977) S. 75-89.

Casal, V., Demski, A., Graf, E., Hartmann, W.
Heizstäbe zur Simulation von Brennstäben für Natrium-Siedeexperimente.
Teil I. KfK-Bericht 2368.
Teil II. KfK-Bericht 2474.

Cierjacks, S., Erbe, D., Kari, K., Leugers, B., Schmalz, G., Schouky, I., Voss,
F.
Kerndatenmessungen am Zyklotron.
In: KfK-1276/4 S. 121/1-5.

Closs, K.D., Herschbach, K., Schmidt, L., Boorn, H. van den
Irradiation induced creep experiments in the BR 2 reactor using the resonant
cavity method.
Journal of Nuclear Materials, 65 (1977) S. 244-49.

D'Annuncci, P., Sari, C., Schumacher, G.
Migration of metallic fission products in reactor oxide fuels.
Nuclear Technology, 35(1977) S. 80-86.

Dalle Donne, M.
Wärmeübergang von rauhen Oberflächen.
KfK-Bericht 2397
EUR-5506d
Habilitation, Univ. Karlsruhe 1977.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schumacher, G.
Alkaliborat - ein Auffangmittel für Kernschmelzen.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977, KTG/DAtF Leopoldshafen 1977:
ZAED. S. 334-37.

Dalle Donne, M., Götzmann, C.A.
Safety considerations for large GCFRs.
Nuclear Engineering and Design, 40(1977) S. 69-80.

Dalle Donne, M., Marek, J., Martelli, A., Rehme, K.
BR 2 bundle mockup heat transfer experiments.
Nuclear Engineering and Design, 40(1977) S. 143-56.

Dalle Donne, M., Meyer, L.
Turbulent convective heat transfer from rough surfaces with two-dimensional rectangular ribs.
International Journal of Heat and Mass Transfer, 20(1977) S. 583-620.

Dalle Donne, M., Meyer, L.
A new transformation method for heat transfer and friction data of rough surfaces.
4. Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Dalle Donne, M., Meyer, L.
A general correlation of friction and heat transfer for surfaces roughened with two-dimensional rectangular ribs.
4. Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Däunert, U., Kessler, G.
Status and programme of development of the Fast Breeder Reactor System in the Federal Republic of Germany.
International Conference on Nuclear Power and its Fuel Cycle, Salzburg, May 2-13, 1977
Vienna: IAEA 1977.

Dienst, W.
Irradiation induced creep of ceramic nuclear fuels.
Journal of Nuclear Materials, 65 (1977) S. 1-8.

Dienst, W.
Bestrahlungsexperimente - Oxidbrennstäbe.
In: KfK-1277/1 S. 112/28-31.

Dietz, W., Ehrlich, K., Huet, J.J.
Research and development programme in the DEBENE-area for Fast Breeder materials development.
Internat. Conference on Radiation Effects in Breeder Reactor Structural Materials, Scottsdale, Ariz., June 19-23, 1977.

Dienst, W., Götzmann, O.
Mechanical interaction fuel/cladding.
Technical Committee Meeting on Fuel and Cladding Interaction, Tokyo, February 21-25, 1977
IAEA-IWGFR/16, S. 40-43.

Dienst, W., Kleykamp, H., Mühling, G., Reiser, H., Steiner, H., Thümmeler, F., Wedemeyer, H., Weimar, P.

Advances in carbide fuel element development for fast reactor application.
International Conference on Nuclear Power and Its Fuel Cycle,
Salzburg, May 2-13, 1977, Vienna: IAEA 1977.

Dorr, B., Schleisiek, K.
Untersuchung von Kühlungsstörungen.
In: KfK-1277/1 S. 123/16-20.

Drechsler, G., Frees, G., Schlindwein, D.
Natriumeinfluß auf das Kriechverhalten von Strukturwerkstoffen.
In: KfK-1277/2 S. 114/7.

Dres, K., Seeger, W., Trippe, G., Möller, R., Kolodziej, M., Tschöke, H., Baumgärtner, E., Marten, K.
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen in Natrium.
In: KfK-1277/1 S. 126/3-11.

Dres, K., Seeger, W., Trippe, G., Weinberg, D.
Lokale thermo- und fluiddynamische Untersuchungen an Bündelgeometrien.
In: KfK-1277/2 S. 126/4.

Edelmann, M.
Noise and DC balanced outlet temperature signals for monitoring coolant flow in LMFBR fuel elements.
Specialists' Meeting on Reactor Noise (SMORN-II), Gatlinburg, Tenn., September 19-23, 1977.

Edelmann, M., Hoppé, P., Rohrbacher, H., Artz, D., Blasius, D., Olma, B.J.
Die physikalischen Versuche an der KNK II.
KfK-Nachrichten, 9 (1977) No 3/4, S. 62-63.

Ehrlich, K. Gross, R., Schneider, W.
Void formation in stabilized austenitic stainless steel.
Internat. Conference on Radiation Effects in Breeder Reactor Structural Materials, Scottsdale, Ariz., June 19-23, 1977.

Elbel, H., Lopez Jimenez, J.
A computer analysis of the influence of design parameters, materials properties and operation conditions on the irradiation behavior of fast breeder fuel rods with oxide fuel.

Jäger, T.A., Boley, B.A.(Hrsg.):
Transactions of the 4.Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, Calif., August 15-19, 1977.
Vol.D. Luxembourg: Commission of the European Communities 1977.
S.D. 1/6, 1-12.

Elbel, H., Lopez Jimenez, J.
Brennstabmodelltheorie, -auslegung und -spezifikation (Oxid)
In: KfK-1276/4 S. 112/1-8.

1977-7

Elbel, H., Vollath, D.
Über den Einfluß von Fertigungsschwankungen auf das Betriebsverhalten von Schnell-Brüter-Brennstäben.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977.

Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 526-29.

Ernst, W., Steinbock, L., Lalovic, M., Wiese, H.W.

Brennstab- und Brennelement-Modelltheorie.

KfK-1277/1 S. 112/1-9.

Farago, Z.

Thermofluiddynamische Unterkanalanalyse mit dem Programmsystem VERA-TERA unter Berücksichtigung der Wärmestromdichtenverteilung am Stabumfang.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,

Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 11-14.

Farago, Z., Grötzbach, G.

Forschungsarbeiten zur Reaktorkernauslegung.

In: KfK-1277/1 S. 129/1-10.

Faude, D. (Hrsg.)

Kernenergie und ihre Alternativen.

Ausgew. Referate eines Arbeitskreises 'Bewertung der Kernenergie' beim Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr Baden-Württemberg 1977. 146 S.

Faude, D., Gupta, D., Horsch, F., Hübschmann, W., Hüper, R., Krämer, R., Leichsenring, C.H., Nester, K.

Beiträge in: Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Eine Dokumentation der Bundesregierung.

Bonn-Bad Godesberg: BMFT 1977.

Faude, D., Helm, M., (Hrsg) Häfele, W., Holdren, J.P., Kessler, G., Kulcinski, G.L. (Mitarb.)

Fusion and Fast Breeder Reactors.

Laxenburg. Internat. Inst. for Applied Systems Analysis 1976 RR-77-8, S. 1-270, 271-506.

Feuerstein, H.

Hüllenüberwachung an Brennelementen.

In: KfK-1277/1 S. 124/5-9.

Fieg, G.

Messmethoden in out-of-pile-Simulationsexperimenten zur Untersuchung der Kühlbarkeit geschmolzener Kernmassen mit innerer Wärmeproduktion.

2. KTG-Fachtagung der Fachgruppe Thermo- und Fluidodynamik der KTG im DATF über Experimentiertechnik auf dem Gebiet der Reaktorthermodynamik, Hannover, 28.Feb.-2.März 1977.

Fieg, G., Werle, H.

Untersuchungen zur Kühlung von Kernschmelzen.

In: KfK-1276/4 S. 123/32-42.

Fieg, G., Werle, H., Müller, U.

Heat transfer measurements from internally heated liquids enclosed by nonmelting and melting boundaries.

Annual Post-Accident Heat Removal Information Exchange Meeting, Argonne, Ill., November 2-4, 1977.

Fischer, E.A.

The role of fission gas in the analysis of hypothetical core disruptive accidents.

IAEA Specialists Meeting on the Role of Fission Products in Whole Core Accidents, Harwell, UK, June 28-July 1, 1977

IWGFR/19 S. 30-40.

Fischer, E.A.

Integral measurements of the effective delayed neutron fractions in the fast critical assembly SNEAK.

Nuclear Science and Engineering, 62 (1977) S. 105-16.

Fischer, E.A., Kiesel, R., Brandl, V., Höbel, W., Kufner, K.

Reaktortheorie: Methoden- und Rechenprogrammentwicklung.

In: KfK-1277/2 S. 122/7-22.

Frees, G., Drechsler, G., Gschlecht, R., Schlindwein, D.

Natriumeinfluß auf mechanische Eigenschaften von Strukturwerkstoffen.

In: KfK-1276/4 S. 114/7-8.

Frey, H.H.

MIPL0. Ein Grafik-Programm zur Darstellung von Temperaturverteilungen in Bündeln mit hexagonaler Stabanordnung in Verbindung mit MISTRAL-II.

KfK-Bericht 2393.

Fröhner, F.H.

Evaluation of keV resonance data for Cr, Fe, Ni.

Specialist Meeting on Neutron Data for Structural Materials for the Fast Reactor, Geel, December 5-8, 1977.

Fröhner, F.H., Stein, E., Krieg, B.

Kerndaten.

In: KfK-1277/2 S. 122/1-6.

Fröhner, F.H. (Hrsg.) Broeders, C., Broeders, I., Goel, B., Langner, I., Meyer, R., Wiese, H.W. (Mitarb.)

The KEDAK program compendium. P.V.

KEDAK evaluation aids.

KfK-2387/V

Geiger, W., Voges, U.

Eine Prüfstrategie für sicherheitsrelevante Prozeßrechner-Software.

Informatik-Fachberichte, Bd.7. Hrsg.: W. Brauer. GMR-GI-GfK-Fachtagung Prozeßrechner 1977, Augsburg, 7.-8. März 1977.

1977-9

Geithoff, D., Zimmermann, H.
Nachuntersuchung und Auswertung bestrahlter Oxidbrennstäbe und Absorberwerkstoffe.

In: KfK-1276/4 S. 112/34-40.

Giese, H.

SNEAK.

In: KfK-1277/1 S. 121/1-11.

Goel, B.

Importance and status of (n, α) -cross sections for a reliable prediction of radiation damage in stainless steel.

KfK-Bericht 2473.

Goel, B.

Kerndaten.

In: KfK-1277/1 S. 122/1-6.

Goel, B.(Hrsg), Broeders, C., Goel, B., Meyer, R., Weller, F.(Mitarb.)

Evaluations for the German nuclear data library KEDAK-3.P.1.

Non-fissile materials.

KfK-Bericht 2386/II.

Goel, B., Weller, F.

Evaluations for the German nuclear data library KEDAK-3. P.2.

Fissile and fertile materials.

KfK-Bericht 2386/III.

Götzmann, O.

Fuel and cladding interaction, out-of-pile experiments.

Technical Committee Meeting on Fuel and Cladding Interaction, Tokyo, February 21-25, 1977

IAEA-IWGFR/16 S. 37-39.

Götzmann, O., Dünner, Ph.

Fuel and cladding interaction, irradiation results. Analysis of SNR-typical fast flux experiments.

Technical Committee Meeting on Fuel and Cladding Interaction, Tokyo, February 21-25, 1977

IAEA-IWGFR/16 S. 43-48.

Grötzbach, G.

Entwurfsstudien zu natriumgekühlten Brutreaktoren.

In: KfK-1276/4 S. 129/1-8.

Grötzbach, G.

Direct numerical simulation of secondary currents in turbulent flow through an infinite plane channel with lateral roughness discontinuities.

Symposium on Turbulence, Techn. Univ. Berlin, August 1-5, 1977.

Grötzbach, G.

Numerische Experimente zur Untersuchung des Wärmetransports in turbulenter Flüssigmetallströmung.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,

Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 7-10.

Grötzbach, G., Schumann, U.
 Direct numerical simulation of turbulent velocity-, pressure- and temperature-fields in channel flows.
 Symposium on turbulent shear flows, University Park, Pa., April 18-20, 1977.

Häfner, H.E.
 Irradiation devices for the study of creep and swelling in ceramic fuels.
 Journal of Nuclear Materials, 65(1977) S. 65-71.

Hassan, M.A., Rehme, K.
 Heat transfer near spacer grids in gas-cooled rod bundles for small Reynolds numbers.
 4.Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Heck, M., Elbel, H., Götzmann, O.
 Nachuntersuchung und Auswertung bestrahlter Oxid-Brennstäbe und Absorberwerkstoffe.
 In: KfK-1277/2 S. 112/23-29.

Heckert, K., Müller, St., Thun, G., Krebs, L., Weinkötz, G.
 Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.
 In: KfK-1276/4 S. 124/1-11.

Heckert, K.
 Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.
 In: KfK-1277/2 S. 124/1-5.

Hennies, H.H., Brandstetter, A.
 Stand und Aussichten des Schnellen Brütters in der Bundesrepublik Deutschland.
 Atomwirtschaft-Atomtechnik, 22(1977) S. 199-202.

Hennies, H.H., Körting, K.
 The LMFBR - further development needs.
 Iran Conference on Transfer of Nuclear Technology, Persepolis/Shiraz, Iran, April 10-14, 1977. Transactions of the American Nuclear Society, 25(1977) Suppl. 1, S. 148.

Hoang, Y.S., Malmberg, T.
 Verhalten von Reaktorbauteilen unter dynamischer Belastung.
 In: KfK-1277/2 S. 123/8-9.

Hoffmann, H., Baumgärtner, E., Frey, H.H.
 Experimentelle Untersuchungen zur Kühlmittelquervermischung an Stabbündeln mit gitterförmigen Abstandshaltern bei turbulenter Natrium-Strömung.
 KfK-Bericht 2360.

Hoffmann, H., Weinberg, D.
 Thermodynamic and fluiddynamic aspects in optimizing the design of Fast Reactor subassemblies.
 Internat. Conference on Optimisation of Sodium-Cooled Fast Reactors, London, November 28 - December 1, 1977.

Hofmann, F., Alsmeyer, H., Hame, W., Perinic, D., Schulz, B.
 Status of the post accident heat removal program at GfK for Fast Breeder Reactors.

Annual Post-Accident Heat Removal Information Exchange Meeting, Argonne, Ill., November 2-4, 1977.

Hoppé, P., Mitzel, F.

Noise analysis performed at the sodium cooled power reactor KNK I for malfunction diagnosis and plant surveillance.

Specialists's Meeting on Reactor noise (SMORN II), Gatlinburg, Tenn., September 19-23, 1977.

Hoppé, P., Mitzel, F.

Berechnung, Messung und Analyse der Übertragungsfunktion zwischen der Reaktivität und der Leistung an der Kompakten Natriumgekühlten Kernenergieanlage KNK I. KfK-Bericht 2385.

Huber, F., Mattes, K., Peppler, W., Till, W.

Untersuchung von Kühlungsstörungen.

In: KfK-1277/2 S. 123/10-15.

Huber, F., Peppler, W.

Form and development of boiling behind a 49% central blockage in a 169 pin bundle.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Petten, June 1-3, 1977.

Huber, F., Roberts, D.

An evaluation of the boiling oscillations observed in the 49% central KNS local blockage experiment.

Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Petten, June 1-3, 1977.

Hüper, R.

Reaktortagung in Mannheim: Energiepolitik im öffentlichen Spannungsfeld.

KfK-Nachrichten, 9(1977) No.1, S. 35.

Hüper, R.

Brüterentwicklung: Fortschritt in Europa und Japan. Grundsatzdiskussion in den USA.

Atom und Strom, 23(1977) S. 81-85.

Jacobi, O. (Hrsg.), Baumgärtner, E., Bojarsky, E., Freund, D., Hoffmann, H., Jacobi, O., Kathol, W., Mayer, M., Miller, H., Mühlhng, G., Plitz, H., Reiser, H. (Mitarb.)

Schnellbrüter-Hüllrohre mit integralen Wendelrippen. Entwicklung und Erprobung. KfK-Bericht 2442.

Jacobi, S., Letz, K., Schmitz, G.

Release and detection of fission products from defective fuel pins.

Nuclear Engineering and Design, 44(1977) S. 125-34.

Jacobi, S., Schmitz, G.

Hüllenüberwachung an Brennelementen.

In: KfK-1276/4 S. 124/12-13.

Jacobs, G.

Untersuchungen zu gasgekühlten schnellen Brütern.
KfK-1277/1, S. 127/1-4.

Jacobs, H.

Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung (BNR).
In: KfK-1276/4 S. 123/28-31.

Jiang, S.H., Werle, H.

Measurement and calculation of ^{252}Cf -fission neutron induced gamma fields in iron.

In: KfK-1277/2 S. 121/1-8.

Jordan, S., Alexas, A., Lindner, W.

On the filtration of sodium fire-aerosols.

Joint Meeting of the American Nuclear Society and the Atomic Industrial Forum, San Francisco, Calif., November 27 - December 2, 1977.

Jordan, S., Ozawa, Y., Schütz, W.

UO₂- und Spaltproduktfreisetzung aus heißen und siedenden Natriumlachen.
Reaktortagung, Mannheim, 29. März - 1. April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 323-25.

Jordan, S., Schikarski, W.

Zum Stand der Entwicklung von Mehrschichtensandbettfiltern.

VDI-Kolloquium Fortschritte der Luftreinhaltung, Minderung von Staubemissionen, Nürnberg, 4.-6. Mai 1977.

Jordan, S., Schütz, W.

Untersuchungen zur Aktivitätsfreisetzung bei Na-Bränden und aus Natriumlachen.
In: KfK-1277/2 S. 125/1-9.

Kaiser, A.

Two-phase pressure drop and critical cooling conditions: comparison of results with sodium in single channel and multi channel geometry.
Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Petten, June 1-3, 1977.

Kaiser, A., Peppler, W.

Sodium boiling experiments in a seven-pin bundle: flow patterns and two-phase pressure drop.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 285-93.

Kaiser, A., Peppler, W.

Sodium boiling experiments in an annular test section under flow rundown conditions.
KfK-Bericht 2389.

Kaiser, A., Peppler, W., Straka, M.

Sodium boiling experiments in a 7-pin bundle: investigations into some safety aspects of the KNK II driver zone.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 411-17.

Kari, K., Cierjacks, S., Erbe, D., Leugers, B. Schmalz, G.
Absolute fast neutron fission cross section of ^{239}Pu and ^{240}Pu .
Neutron Interlab Seminar, Karlsruhe, 14.-16. September 1977.

Karow, H.U.
Thermodynamic state, specific heat, and enthalpy function of saturated UO_2
vapor between 3000 K and 5000 K.
KfK-Bericht 2390.

Karow, H.U.
Thermodynamic state and gas kinetic relaxation behavior of saturated UO_2 vapor
up to temperatures of 5000 K.
Internat. Colloquium on Refractory Oxides for High Temperature Energy Sources,
Odeillo-Fontromeu, France, June 28 - July 1, 1977.

Karsten, G.
Stand der Kenntnisse über Abbrandgrenzen beim SNR.
Reaktortagung, Mannheim, 29. März - 1. April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 409-12.

Karsten, G.
The SNR-carbide program. Its position between present and future.
Internat. Meeting on Advanced LMFBR Fuels,
Tucson, Ariz., October 9-13, 1977.

Kessler, G., Papp, R., Hübel, D.
Safety of the Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor and aspects of its fuel
cycle.
Internat. Conference on Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Salzburg, May 2-13,
1977
Vienna: IAEA 1977.

Kleefeldt, K., Küchle, M., Royl, P., Werle, H. (Hrsg.), Bönisch, G., Heinzl,
V., Müller, R.A., Schramm, K., Smidt, D. (Mitarb.)
LMFBR post accident heat removal testing needs and conceptual design of a test
facility.
KfK-Ext.08/76-04.

Kleefeldt, K., Wild, E., Mack, K.J.
Untersuchung von Maschinenelementen in Natrium.
In: KfK-1276/4 S. 126/1-7.

Kleykamp, H.
Die radiale Sauerstoffverteilung im Brennstoff bestrahlter Mischoxid-Brennstäbe
unterschiedlicher Ausgangsstöchiometrie.
Journal of Nuclear Materials, 66 (1977) S. 292-300.

Kleykamp, H.
Das chemische Verhalten defekter Mischoxid-Brennstäbe unter Bestrahlung.
Reaktortagung, Mannheim, 29. März - 1. April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 510-13.

- Kleykamp, H.
The chemical state of irradiated carbide fuel pins.
Internat. Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, Ariz., October 9-13, 1977.
- Kleykamp, H.
Mikrobereichsanalyse bestrahlter Oxid-Brennstäbe.
In: KfK-1277/2 S. 112/7-10.
- Kramer, W., Aberle, J., Jacobi, S., Rohrbacher, H.A., Schleisiek, K., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.
Störfallverhalten von Brennstäben.
In: KfK-1277/2 S. 123/16-20.
- Kramer, W., Schleisiek, K., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.
An in-pile sodium loop for investigation of local cooling disturbances in LMFBR's.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 343-51.
- Krebs, L., Bremhorst, K., Gilmore, D.B.
The frequency response of hot-wire anemometer sensors to heating current fluctuations - an intriguing boundary value problem.
2. Australian Conference on Heat and Mass Transfer, Sydney, Australia, February 16-18, 1977.
- Krebs, L., Weinkötz, G.
Detection of local boiling in an LMFBR subassembly by temperature fluctuations analysis at the outlet.
Specialists' Meeting on Reactor Noise (SMORN-II), Gatlinburg, Tenn., September 19-23, 1977.
- Krieg, B.
The KEDAK program compendium. P.II.
KEDAK basic management.
KfK-2387/II.
- Krieg, R.
Stress analysis of fuel claddings with axial fins including creep effects.
Nuclear Engineering and Design, 42 (1977) S. 357-80.
- Kuczera, B., Bluhm, H., Böhnel, K., Marten, K., Graf, E., Deckers, H., Lehning, H.
Bestätigende in-pile Versuche im CABRI-Reaktor.
In: KfK-1276/4 S. 123/13-25.
- Kuczera, B., Deckers, H., Lehning, H.
Bestätigende in-pile Versuche im CABRI-Reaktor.
In: KfK-1277/1 S. 123/21-28.
- Küfner, K.
Ein Unterprogrammpaket für Ein- und Ausgabeoperationen im modularen Programmsystem KAPROS.
KfK-2513.

Küfner, K., Buckel, G., Stehle, B.

Comparison of the performance of several neutron diffusion computer codes for a fast breeder reactor.

Fachtagung über Grobmaschen-Rechenverfahren: Fortschritte in der Methodik und in der Anwendung auf Reaktorprobleme, Erlangen, 25.-26. Januar 1977, Atomkernenergie, 30 (1977) S. 77-81.

Kummerer, K.

The German carbide irradiation test experience for fast reactors.

Internat. Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, Ariz., October 9-13, 1977.

Ladisch, R.

Comment on fragmentation of UO_2 by thermal stress and pressurization.

Nuclear Engineering and Design, 43 (1977) S. 327-28.

Langer, I., Meyer, R.

The KEDAK program compendium. Part VII.

CALCUL-calculation of composed cross sections.

KfK-2387/VII.

Lehning, H., Schmidt, L.

Bestätigende Kühlmittel-Blockade-Experimente im BR 2.

In: KfK-1276/4 S. 123/26-27.

Liebe, R.

Structural dynamics studies for single and clustered SNR-300 fuel elements: a comparison of analytical and experimental results.

Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 4. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, Calif., August 15-19, 1977.

Vol. E. Luxembourg: Commission of the European Communities 1977.

S.E. 3/7, 1-12.

Liebe, R.

Subassembly experiments and a computer code to analyze the dynamic core deformation during local failure propagation.

Nuclear Engineering and Design, 43 (1977) S. 353-71.

Liebe, R., Zehlein, H.

Damping of the radial impulsive motion of LMFBR core components separated by fluid squeeze films.

Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 4. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, Calif., August 15-19, 1977.

Vol. B. Luxembourg: Commission of European Communities 1977.

S.B 2/4, 1-12.

Lindner, W.

Aerosolphysikalische Untersuchungen am Reventinggebläse des SNR-300.

In: KfK-1277/1 S. 125/1-5.

Lopez Jemenez, J., Elbel, H.

Modelltheoretische Analyse der Struktur und des thermischen Verhaltens des UO_2 - PuO_2 -Brennstoffes in dem Bestrahlungsversuch FR-2-Kapselversuchsgruppe 5a.

KfK-Bericht 2477.

Martelli, A.

Thermo- und fluiddynamische Analyse von gasgekühlten Brennelementbündeln.

KfK-Bericht 2436 (März 77)

EUR 5508d

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1977.

Martelli, A.

SAGAPO. A computer code for the thermo-fluiddynamic analysis of gas cooled fuel element bundles.

KfK-2483 (August 77)

EUR-5510 e.

Martelli, A., Rehme, K.

Vergleich von Rechnungen und Messungen der Druck- und Wandtemperaturverteilung in einem gasgekühlten Stabbündel.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977, KTG/DAtF Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 19-22.

Martelli, A., Rehme, K., Vannucci, F.

Comparison between measured and calculated pressure and temperature distributions in a roughened rod bundle of 19 rods.

4. Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Marten, K., Wiens, E.

Hydraulische Untersuchungen am SNR-300-Absorber.

In: KfK-1277/2 S. 126/5-9.

Maschek, W.

Analyse der Disassemblyphase schwerer hypothetischer Störfälle für den SNR-2000.

KfK-Bericht 2491.

Maschek, W., Struwe, D.

Verhalten eines Schnellbrüter Reaktorkerns von 2000 MWe bei Kühlmitteldurchsatzstörfällen.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,

Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 342-45.

Mengel, P., Vollath, D.

Charakterisierende Untersuchungen und Qualitätskontrolle an Mischoxid.

In: KfK-1277/2 S. 112/1-6.

Menzenhauer, P., Peppler, W., Will, H., Deckers, H., Gross, S., Lehning, H.,

Piel, D., Reiser, H.

Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung.

In: KfK-1277/1 S. 123/35-41.

Meyer, L., Merschroth, F.

The influence of thermocouples in the wall of directly heated test rods on heat flux and temperature distribution.

4.Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

- Misaelides, P., Schulz, B., Spieler, K.
Verhalten von Absorberwerkstoffen für Schnelle Brüter.
In: KfK-1277/2 S. 112/17-22.
- Mitsutsuka, N., Gohshi, Y., Shimojima, H., Feuerstein, H.
Behavior of xenon produced by the decay of iodine in liquid sodium.
Radiochemical and Radioanalytical Letters, 27 (1976) S. 281-86.
- Mitsutsuka, N., Shimojima, H., Gohshi, Y., Feuerstein, H.
Cold trapping of fission products in a stainless steel sodium loop.
Journal of Nuclear Science Technology, 14(1977) S. 135-46.
- Möller, R., Kolodziej, M., Tschöke, H., Casal, V., Demski, A., Graf, E.,
Hartmann, W.
Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen in Natrium.
In: KfK-1276/4 S. 126/8-14.
- Möller, R., Tschöke, H., Kolodziej, M.
Experimentelle Bestimmung von Temperaturfeldern in natriumdurchströmten Bündeln
mit hexagonaler Stabanordnung und gitterförmigen Abstandshaltern.
KfK-Bericht 2356.
- Müller, I., Baumgärtner, E., Hoffmann, H., Jacobi, O., Schulz, B., Biel, J.
Bestrahlungsexperimente - Oxidbrennstäbe und Absorber.
In: KfK-1276/4 S. 112/28-33.
- Müller, St., Thun, G.
Permanentmagnetische Durchflußmesser-Sonde für flüssige Metalle.
KfK-2479.
- Müller, St., Thun, G., Martin, H., Krebs, L., Weinkötz, G.
Nachweis von Durchflußstörungen am Brennelement.
In: KfK-1277/1 S. 124/1-4.
- Müller-Lyda, I.
FR-2-Loop-Versuchsgruppe 5: Bestrahlung, Nachuntersuchung und Analyse der
mechanischen Wechselwirkung Brennstoff/Hülle.
KfK-Bericht 2523.
- Ochsenfeld, W., Baumgärtner, F., Bauder, U., Bleyl, H.J., Ertel, D., Koch, G.
Experiments with the reprocessing of LWR, Pu recycle, and FBR fuel in the MILLI
facility.
Internat. Solvent Extraction Conference, Toronto, Ontario, September 10-17,
1977
KfK-Bericht 2558.
- Ochsenfeld, W., Baumgärtner, F., Bleyl, H.J., Ertel, D., Koch, G., Warnecke, E.
Versuche zur Aufarbeitung von Schnell-Brüter-Brennstoffen in der Anlage MILLI.
KfK-Bericht 2396.
- Peppler, W.
Sodium boiling in Fast Reactors 'State of the Art'.
Symposium on Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety, Atlanta,
Ga., November 27 - December 2, 1977.

Plitz, H.
The GfK experimental approach to carbide fuel element licensing.
Internat. Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, Ariz., October 9-13, 1977.

Plitz, H.
Defektstab- und Störfallexperimente für den SNR.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 506-09.

Rehme, K.
Thermo- und fluiddynamische Arbeiten für gasgekühlte Schnelle Brüter.
In: KfK-1276/4, S. 127/1-4.

Rehme, K.
Forschungsarbeiten zur Thermo- und Fluiddynamik der gasgekühlten Schnellen Brüter in der GfK Karlsruhe.
Kolloquium, Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, Würenlingen, Schweiz, 10.November 1977.

Rehme, K.
Pressure drop of spacer grids in smooth and roughened rod bundles.
Nuclear Technology, 33 (1977) S. 314-17.

Rehme, K.
Messungen der Geschwindigkeits-, Turbulenz- und Wandschubspannungsverteilungen in einem Eckkanal eines Stabbündels.
KfK-Bericht 2512.

Rehme, K.
Experimental investigation on the pressure drop of spacer grids in rod bundles of 12 rods.
4. Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Rehme, K.
The structure of turbulent flow through a wall channel of a rod bundle with roughened rods.
4.Specialist Meeting on GCFR Heat Transfer, Karlsruhe, October 19-20, 1977.

Riethmüller, R.
Results of delay time measurements and their application for checking known nucleation models.
Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Petten, June 1-3, 1977.

Riethmüller, R.
Experimental investigation of the formation of critical boiling nuclei in superheated sodium.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 295-309.

Royl, P., Kuczera, B.
Analysis of hypothetical overpower accidents in the SNR-300 Mark IA core with modelling of failure incoherence.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 239-48.

Royl, P., Struwe, D., Fröhlich, R.
Fortschritte bei der Sicherheitsanalyse schwerer hypothetischer Störfälle für schnelle natriumgekühlte Reaktoren.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 318-22.

Schäfer, L., Hofmann, P.
Zugeigenschaften des austenitischen Stahles 1.4981 nach Korrosion mit UO_{2+x} und Spaltprodukten.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 542-45
Journal of Nuclear Materials, 67(1977) S. 88-96.

Schäfer, L., Polifka, F., Kempe, H.
Das Zeitstand- und Kriechverhalten von Rohren aus dem Stahl X 10 NiCrMoTiB 15 15 (Werkst.-Nr. 1.4970) bei Belastung mit Innendruck.
KfK-Bericht 2543.

Schäfer, L., Preininger, D.
Mechanische und physikalische Eigenschaften unbestrahlter technischer Legierungen.
In: KfK-1277/1 S. 113/1-3.

Schäfer, L., Preininger, D., Meyer, W., Bürkle, G., Ehrlich, K., Herschbach, K., Mittwoch, E., Schneider, W.
Bestrahlungsversuche.
In: KfK-1277/2 S. 113/4-9.

Schäfer, L., Schirra, M., Schnitzer, E.
Mechanische und physikalische Eigenschaften technischer Legierungen.
In: KfK-1276/4 S. 113/1-9.

Schäfer, L., Wassilew, C., Ehrlich, K., Venker, H.
Bestrahlungsversuche.
In: KfK-1277/1 S. 113/3-10.

Scheibe, W., Schmitt, R., Anderko, K.
Low cycle fatigue hold time effects on unirradiated and irradiated austenitic steel 1.4948 (X6CrNi 1811).
IAEA Internat. Working Group on Fast Reactors, Specialists' Meeting on Properties of Primary Circuit Structural Materials Including Environmental Effects, Bergisch-Gladbach, October 17-21, 1977.

Scheibe, W., Schmitt, R., Rodrian, D.
Untersuchungen am SNR-Anlagenstrukturwerkstoff.
In: KfK-1276/4 S. 113/19-21.

Scheibe, W., Schmitt, R., Rodrian, D., Preininger, D.
Untersuchungen am SNR-Anlagenstrukturwerkstoff 1.4948.
In: KfK-1277/1 S. 113/10-16.

Scheibe, W., Schmitt, R., Rodrian, D., Schirra, M., Preininger, D.
Untersuchungen am SNR-Strukturwerkstoff.
In: KfK-1277/2 S. 113/10-19.

Schikorr, W.M.

Kernbrennstoffreserven - Die Rolle von Hochtemperaturreaktoren (HTR) und Schnellen Brüttern (SBR).

D. Faude (Hrsg.): Kernenergie und ihre Alternativen. Ausgew. Referate eines Arbeitskreises 'Bewertung der Kernenergie' beim Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr Baden-Württemberg, Stuttgart: Min.f.Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr Baden-Württemberg 1977, S.7-28.

Schindewolf, J., Richard, H., Kathol, W., Schmitz, G., Ewalds, K., Dauck, J., Schott, H.

Die betriebstechnischen Versuche (KNK II)
KfK-Nachrichten, 9(1977) No 3/4, S. 66-67.

Schirra, M.

Das Zeitstandfestigkeits- und Kriechverhalten von Vanadin-Basis-Legierungen.
KfK-Bericht 2440.

Schirra, M., Preininger, D., Anderko, K.

Zur Spannungsabhängigkeit des Kriechens der austenitischen Stähle 1.4948 und 1.4981. Konsequenzen für Extrapolationen zu niedrigen Kriechgeschwindigkeiten.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 550-53.

Schirra, M., Seith, B.

Mechanische und physikalische Eigenschaften unbestrahlter technischer Legierungen.

In: KfK-1277/2 S. 113/1-3.

Schleisiek, K., Borgwaldt, H.

Untersuchungen zur Signalverarbeitung für das Reaktorschutzsystem.

In: KfK-1277/2 S. 124/6-13.

Schmuck, P., Chandra, S., Maschek, W., Struwe, D.

Untersuchungen zur Reaktordynamik.

In: KfK-1276/4 S. 123/1-10.

Schmuck, P., Essig, C.

Berechnung von mechanischen Energiefreisetzung und verdampften Brennstoffmengen nach einem hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfall in einem natriumgekühlten schnellen Brutreaktor.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977, Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 326-29.

Schmuck, P., Jacobs, G., Arnecke, G.

KADIS: ein Computerprogramm zur Analyse der Kernzerlegungsphase bei hypothetischen Störfällen in schnellen, natriumgekühlten Brutreaktoren.

KfK-Bericht 2497.

Scholtyssek, W. (Hrsg.): Böhme, R., Fehsenfeld, P., Fischer, E.A., Giese, H., Helm, F., Möllendorff, U. von (Mitarb.)

Physics investigations of sodium-cooled fast reactors: SNEAK assembly 9C.

KfK-Bericht 2361.

1977-21

Schrenk, M., Hame, W., Frick, H., Günther, C., Barleon, L.
Untersuchung zur Kühlung von Kernschmelzen in einem Kernfänger.
In: KfK-1277/2 S. 123/25-43.

Schütz, W.
Untersuchungen zur Aktivitätsfreisetzung bei Na-Bränden und aus Natriumlachen.
In: KfK-1276/4 S. 125/1-3.

Schultheiss, G.F.
Model for formation and growth of local blockages in grid spaced fast sodium cooled breeder fuel elements.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 329-41.

Schulz, B.
Aufbau und Eigenschaften von SNR-Kernschmelzen.
In: KfK-1277/2 S. 123/21-24.

Smidt, D.
Liquid metal fast breeder reactor and light water reactor safety analysis.
Preface.
Nuclear Engineering and Design, 43 (1977) S. 237-38.

Smidt, D., Schleisiek, K.
Fast Breeder safety against propagation of local failures.
Nuclear Engineering and Design, 40(1977) S. 393-402.

Spenke, H., Wehmann, U., Heusener, G.
Der heterogene Kern für Schnelle Brüter.
Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,
Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 879-82.

Spenke, H., Wehmann, U., Pilate, S., De Wouters, R., Kiefhaber, E.
Physics studies of a heterogeneous core concept for SNR-2.
1977 Annual Meeting, American Nuclear Society, New York, June 12-16, 1977.
Transactions of the American Nuclear Society, 26 (1977) S. 561.

Stade, K.Ch., Grumer, U., Stamm, H.H.
Die Chemie an der KNK II.
KfK-Nachrichten, 9(1977) No 3/4, S. 56-57.

Stamm, H.H.
Systemkontamination Na-gekühlter Reaktoren.
In: KfK-1277/1 S. 125/6-7.

Stamm, H.H.
Sorption von Radionukliden aus Natrium an Metalloberflächen.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 22(1977) S. 639-40.

Stehle, B.
Ein dreidimensionales Multigruppendiffusionsprogramm in Dreieck-Z-Geometrie.
In: KfK-1276/4 S. 122/10-12.

Stein, E. (Hrsg.), Krieg, B., Langner, I., Meyer, R., Stein, E. (Mitarb.)
The KEDAK program compendium. P.III.
KEDAK data retrieval.
KfK-Bericht 2387/III.

Steinbock, L.
Bestrahlung defekter Brennstäbe.
In: KfK-1277/2 S. 112/11-16.

Steinbock, L., Steiner, H., Weinberg, D., Frey, H.H.
Karbidische Brennstäbe.
In: KfK-1276/4 S. 112/41-51.

Steinbock, L.H.
Structural analysis of subassembly wrapper tubes with the three-dimensional finite element code KASTEN.
Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.):
Transactions of the 4. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, Calif., August, 15-19, 1977.
Vol. D. Luxembourg: Commission of the European Communities 1977.
S.D 2/5, 1-11.

Steiner, H.
Der Wärmedurchgang in Karbid-Brennstäben mit mittleren bis großen Fertigungsspalten beim Anfahren.
KfK-Bericht 2472.

Steiner, H., Freund, D., Jacobi, O., Weimar, P.
Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der Na-gebundenen (U,Pu)C-Brennstäbe der Versuchsgruppe Mol 15.
KfK-Bericht 2451.

Steiner, H., Geithoff, D.
Nachuntersuchung und Auswertung bestrahlter Karbidbrennstäbe.
In: KfK-1277/2 S. 112/30-39.

Straka, M.
Some techniques for computerized LMFBR-subassembly outlet temperature monitoring based on estimation theory.
Symposium on Multivariable Technological Systems, Fredericton, Canada, July 4-8, 1977.

Struwe, D.
Das Verhalten des Kerns eines schnellen natriumgekühlten Brutreaktors von 2000 MWe bei Störfällen sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit.
Dissertation, Univ. Karlsruhe 1977
KfK-Bericht 2490.

Struwe, D., Bottoni, M., Fries, W., Elbel, H., Angerer, G.
Theoretical interpretation of SCARABEE single pin in-pile boiling experiments.
Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 259-71.

Trippe, G.

Experimentelle Bestimmung der lokalen Kühlmittelströmungsverteilung in SNR-Bündelgeometrien mit gitterförmigen Abstandshaltern.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977, Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 15-18.

Väth, L.

KINTIC-2 user's manual.

KfK-Bericht 2508.

Väth, L., Casal, V.

Untersuchungen zur Reaktordynamik.

In: KfK-1277/2 S. 123/1-7.

Väth, L., Kleinheins, S., Thurnay, K., Maschek, W., Struwe, D.

Untersuchungen zur Reaktordynamik.

In: KfK-1277/1 S. 123/1-15.

Venker, H., Bober, M., Ehrlich, K., Schumacher, G.

Einfluß des radialen Temperaturgradienten auf die Hüllrohraufweitung von SNR-Brennstäben.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977, Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 546-49.

Venker, H., Giesecke, P., Ehrlich, K.

The influence of fast diffusing substitutional elements on the swelling behavior of Ni- and Cu-alloys.

Internat. Conference on Radiation Effects in Breeder Reactor Structural Materials, Scottsdale, Ariz., June 19-23, 1977.

Vollath, D.

Vorgänge bei der karbothermischen Synthese von Uran-Plutoniumkarbid.

Journal of Nuclear Materials, 64(1977) S. 27-36.

Vollath, D., Pollanz, H.

Bestimmung von Plutoniumteilchengrößen in Uranoxid-Plutoniumoxid-Kernbrennstofftabletten.

Reaktortagung, Mannheim, 29.März - 1.April 1977,

Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 522-25.

Vollath, D., Pollanz, H., Hofmann, P., Schäfer, L., Wertebach, H., Bernhard, H., Bolz, E., Deutsch, H., Gantner, E., Kirste, E., Matern, K., Müller, K.

Laborversuche (Oxidbrennstoff).

In: KfK-1276/4 S. 112/9-27.

Wedemeyer, H., Majumdar, S., Nagel, H., Vollath, D., Kaiser, E., Jahraus, W., Götzmann, O., Kleykamp, H., Fritzen, R., Gottschalg, H.D., Laumer, W., Späte, H.

Laborversuche - Oxidbrennstoff.

KfK-1277/1 S. 112/10-27.

Weimar, P.

Experimental and theoretical evaluation of defect growth of fuel pin cladding by chemical fuel-sodium interaction.

Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.): Transactions of the 4. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, Calif., August 15-19, 1977.

Vol. C. Luxembourg: Commission of the European Communities 1977.
S.C.4/6, 1-12.

Weimar, P., Steiner, H.

Karbidischer Brennstoff.

In: KfK-1277/1 S. 112/32-39.

Weinberg, D., Hoffmann, H., Frey, H.H.

Thermohydraulische Berechnung von Reaktorkernen.

In: KfK-1277/2 S. 129/1-4.

Wild, E., Mack, K.J.

Verschleißuntersuchungen in Natrium.

In: KfK-1277/1 S. 126/1-2 und

KfK-1277/2 S. 126/1-3.

Wisshak, K., Käppeler, F.

Neutron capture cross sections of ^{240}Pu , ^{242}Pu and the subthreshold fission cross section of ^{240}Pu in the energy range from 10 to 200 keV.

Neutron Interlab Seminar, Karlsruhe, 14-16. September 1977.

Zehlein, H.

Parametric study of the nonlinear-transient behaviour of complete LMFBR subassemblies using the CORTRAN-code.

Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 4. Internat. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, Calif., August 15-19, 1977.

Vol. E. Luxembourg: Commission of the European Communities 1977.

S.E 3/8, 1-13.

Zehlein, H.

Damping of the transverse impulsive motion of a Timoshenko beam resting on a thin fluid layer.

Nuclear Engineering and Design, 43(1977) S. 373-79.

Zehlein, H., Negele, G.

Coreverformung infolge lokaler Störfälle.

In: KfK-1277/1 S. 123/29-34.

Zimmermann, H.

Prediction of fission gas retained in mixed-oxide fuels.

Nuclear Technology, 34 (1977) S. 308-09.

Zimmermann, H.

Untersuchungen zum Schwellen und Spaltgasverhalten in oxidischem Kernbrennstoff unter Neutronenbestrahlung.

KfK-Bericht 2467.

Zyszkowski, W.

Experimental investigation of fuel-coolant interaction.

Nuclear Technology, 33(1977) S. 40-59

1978

Alexas, A., Hoffmann, G., Jordan, S., Kind, J., Lindner, W.
Die Forschungsanlage zur Untersuchung nuklearer Aerosole (FAUNA).
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 121.

Alexas, A., Hofmann, C., Jordan, S., Lindner, W.
Abscheidung und Ablagerung von Natriumbrandaerosolen.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 119.

Alsmeyer, H., Barleon, L., Dorner, S., Fieg, G., Götzmann, O., Günther, C.,
Perinic, D., Schulz, B., Werle, H.
Untersuchungen zu Kernschmelzen.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 87.

Alsmeyer, H., Barleon, L., Günther, C., Müller, U., Reimann, M.
Models and model experiments on the interaction of core melts and underlying
materials.
Post Accident Heat-Removal-Information Meeting, Ispra, Italy, October 10-12,
1978.

Anderko, K.
Studies on cladding and structural materials for fast breeder reactors at the
Karlsruhe Nuclear Research Center.
Symp. on Materials in Nuclear Technology.
Teheran, Iran, April 12-13, 1978.

Angerer, G.
Computation studies of cladding relocation dynamics during liquid-metal fast
breeder reactor transient undercooling accidents.
Nuclear Technology, 36(1978) S. 305-13.

Angerer, G.
Modelltheorie des Abschmelz- und Wiedererstarrungsvorgangs von Brennstabhüllen
während Störfällen in schnellen natriumgekühlten Reaktoren.
Dissertation, Univ. Karlsruhe, 1978
KfK-Bericht 2662.

Basmer, P., Schultheiss, G.F.
Simulationsversuche an lokalen Kühlkanalblockaden in SNR-typischen Brennelement-
bündeln.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 23 (1978) S. 218-20.

Baumann, W.
Geschwindigkeitsverteilung bei turbulenter Strömung an rauhen Wänden. Meßwert-
tabellen und Nachmessungen zum Einfluß des Abstandes zwischen Rippen und
Messposition.
KfK-Bericht 2680.

Beer, H., Broeders, C., Broeders, I., Cierjacks, S., Fröhner, F.H., Goel, B.,
Jahn, H., Käppeler, F., Kiefhaber, E., Krieg, B., Küsters, H., Stein, E.,
Wiese, H.W., Wisshak, K.
Die kernphysikalische Datenbasis der Berechnung Schneller Reaktoren.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 54.

Beer, H., Hensley, P., Hong, L.D., Käppeler, F., Leugers, B., Wisshak, K.
Recent capture cross section measurements at Karlsruhe.
Techniques of Capture Cross Section Measurements, Oak Ridge, Tenn., April 3-7, 1978.

Billington, D., Evrard, G., Defremont, R., Delapparent, D., Maschek, W., Penet, F., Perks, M., Renard, A., Royle, P., Struwe, D.
Comparison of sodium boiling and channel voiding approaches for a loss of flow benchmark problem.
8. Liquid Metal Boiling Working Group Meeting, Mol, October 9, 1978.

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U.
Thermodynamic calculation and experimental determination of the equation of state of oxide fuels up to 5000 K.
KfK-Bericht 2689.

Bober, M., Breitung, W., Karow, H.U., Kleykamp, H., Schumacher, G., Thurnay, K.
Investigation of thermodynamic data of state of fast reactor core materials for hypothetical accident analysis. - Theoretical and experimental work at Karlsruhe.
IWGFR Meeting on Equations of State of Materials of Relevance to the Analysis of Hypothetical Fast Reactor Accident, Harwell, UK, June 19-23, 1978.

Bober, M., Fischer, E.A.
Outline of the present position on the thermophysical data used at Karlsruhe in hypothetical accident analysis.
IWGFR Meeting on Equations of State of Materials of Relevance to the Analysis of Hypothetical Fast Breeder Reactor Accidents.
Harwell, UK, June 19-23, 1978.

Bober, M., Fischer, E.A., Karow, H.U., Thurnay, K.
Experimentelle und theoretische Untersuchungen zum Druckaufbau von Reaktorcorematerialien bei hypothetischen Störfällen.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 92.

Böhme, R.
Application of integral transport theory to the calculation of reaction rates in the vicinity of boundaries between fast reactor zones.
IAEA Technical Committee Meeting on Homogenization Methods in Reactor Physics, Würenlingen, Schweiz, November 13-15, 1978.

Bojarsky, E., Häfner, H.E., Müller, K., Schmidt, L.
Neuere Arbeiten im KfK zur Bestrahlungstechnik für Schnelle Reaktoren.
KfK-Nachrichten, 10(1978) No 3/4, S. 27.

Borgstedt, H.U.
Natriumkorrosion von verschleißresistenten Kobaltlegierungen (Stellite).
Werkstoffe und Korrosion, 29 (1978) S. 81-91.

Borgstedt, H.U., Frees, G.
Einfluß des Kühlmittels Natrium auf die Werkstoffeigenschaften.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 41.

Borgstedt, H.U., Frees, G., Marin, A.

Corrosion and carburization of INCOLOY 800 in liquid sodium up to 973 K.
Internat. Conf. Alloy 800, Petten, Netherlands, March 14-16, 1978.

Bottoni, M., Billaux, M., Elbel, H., Jacobs, H., Struwe, D.

Ergebnisse des in-pile Versuchsprogramms SCARABEE.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 75.

Bottoni, M., Kaiser, A.

Two-phase pressure drop of boiling sodium: evaluation of results obtained from tubular experiments and analysis of liquid-vapour friction coefficients for viscous and turbulent flows.

8. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Mol/Belgium, October 11-13, 1978.

Bottoni, M., Struwe, D.

Theoretische Interpretation von Siedephänomenen in elektrisch beheizten, natriumgekühlten 7-Stab-Anordnungen.

KTG Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, S. 154-57.

Breitung, W., Schumacher, G.

Materialtransport in Brennstäben schneller Reaktoren.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 2, S. 31-38.

Brune, D., Kruse, H.G.

Der Uranerzbedarf von Reaktorsystemen.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 1059-62.

Buckel, G., Höbel, W.

Neutronenflußberechnung und -auswertung. Rechenprogramme und ihre Handhabung in KAPROS.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4.

Buckel, G., Kufner, K., Stehle, B.

Benchmark calculations for a sodium-cooled breeder reactor by two- and three-dimensional diffusion methods-II.

Nuclear Science and Engineering 67 (1978) S. 257-59.

Bunz, H., Jordan, S., Lindner, W.

The behavior of sodium fire aerosols.

IAEA Specialists Meeting on Sodium Fires and Prevention, Cadarache, France, November 20-24, 1978.

Bunz, H., Jordan, S., Schikarski, W., Schütz, W.

Untersuchungen zum Aerosolverhalten bei Störfällen.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 116.

Bunz, H., Scholle, U.

Study of the containment system of the planned SNR-2 fast breeder reactor.

15. DOE (Department of Energy) Air Cleaning Conf., Boston, Mass., August 7-10, 1978.

Caldarola, L., Jacobs, H., Ladisch, R.
 Grundlagen der Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung.
 KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 79.

Cierjacks, S., Kari, K.
 Messung des absoluten Spaltquerschnitts von ^{239}Pu und ^{240}Pu zwischen 1-20 MeV.
 Frühjahrstagung DPG, Kernphysik, Heidelberg, 13.-17. März 1978.
 Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, R.6, Bd 13 (1978) S. 953.

Cierjacks, S., Kari, W.
 Measurement of the fast neutron fission cross section of ^{240}Pu relative to $\sigma_f(\text{U-235})$ and to the $\text{H}(n,p)$ cross section.
 NEA-Spec. Meeting on the Nuclear Data of Higher Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Applications, Brookhaven, USA, November 20-22, 1978.

Clare, A.J., Huber, F., Till, W., Peppler, W.
 Preliminary results of the temperature distribution and boiling behavior behind a wall blockage in a 169 pin bundle.
 8. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Mol/Belgium, October 11-13, 1978.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Jacobs, G., Meyer, L., Rehme, K., Schumacher, G., Wilhelm, D.
 F+E Arbeiten zur Gasbrüterentwicklung.
 KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schumacher, G.
 Development work for a borax internal core-catcher for a gas-cooled fast reactor.
 Nuclear Technology, 39 (1978) S. 138-54.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Schumacher, G.
 Borax as sacrificial material for an internal core catcher of a nuclear reactor.
 Post Accident Heat-Removal-Information Meeting, Ispra, Italy, October 10-12, 1978.

Dalle Donne, M., Hudina, M., Huggenberger, M., Meyer, L., Rehme, K.
 EIR, KfK joint heat transfer experiment on a single rod, roughened with trapezoidal rounded ribs and cooled by various gases.
 KfK-Bericht 2674 (Oktober 78)
 EUR 5755e
 EIR-Bericht Nr. 349.

Dalle Donne, M., Krug, W., Krawczynski, S.
 Annual progress report of the Federal Republic of Germany 1977.
 NEA Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor Development, Paris, April 19, 1978.

Dalle Donne, M., Meyer, L.
 Convective heat transfer from rough surfaces with two-dimensional ribs: transitional and laminar flow.
 KfK-Bericht 2566 (Januar 78)
 EUR-5751 e.

Deckers, H., Löhning, H., Piel, D., Reiser, H., Gross, S.
Experimente zur Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung bei Leistungstransienten mit elektrisch beheizten UO_2 -Brennstäben.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 81.

Dienst, W., Götzmann, O., Müller-Lyda, I., Zimmermann, H.
Mechanische und chemische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr in Schnellbrüterbrennstäben.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 18.

Dorr, B., Vries, J.E.de
The ECN-KfK local boiling experiments in Petten.
8. Liquid Metal Boiling Working Group Meeting, Mol, October 11-13, 1978.

Ehrlich, K., Herschbach, K., Schneider, W., Wassilew, Ch.
Schwellen und Kriechen von Hüll- und Strukturwerkstoffen.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 14.

Ehrlich, K., Schneider, W.
Elektronenmikroskopische Beobachtungen zum Porenschwellen des Stahles 1.4970 im RAPSODIE-Bündelexperiment.
Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 617-19.

Fabian, H., Humbach, W., Lassmann, K., Müller, J.J., Preusser, T., Schmelz, K.
Jahresbericht der Arbeitsgruppe Brennstab- und Brennelementmechanik des Instituts für Reaktortechnik (IRT) der TB Darmstadt für das Projekt Schneller Brüter.
KfK-2690.

Faude, D.
Die Bedeutung des Schnellen Brüters für die Energieversorgung.
Wie sicher ist der Schnelle Brüter (Hrsg.: Kernforschungszentrum Karlsruhe.)
Karlsruhe: Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH 1978, S. 2-6.

Faude, D.
Long-term energy systems and the role of nuclear and solar energy.
3. Internat. Summer College on Physics and Contemporary Needs, Nathiagali, Pakistan, June 17 - July 5, 1978.

Feuerstein, H., Mitsutsuka, N., Shimojima, H.
Verhalten von Spaltprodukten in Natrium-Kreisläufen.
KTG Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 919-22.

Feuerstein, H., Stamm, H.H.
Untersuchungen zur Systemkontamination.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 123.

Fieg, G.
Heat transfer measurements of internally heated liquids in cylindrical convection cells.
Post Accident Heat-Removal-Information Meeting, Ispra, Italy, October 10-12, 1978.

Fieg, G.

Wärmeübergangsmessungen aus intern beheizten Flüssigkeiten in zylinderförmigen Konvektionszellen.

KfK-2712.

Fieg, G., Werle, H.

Modellexperimente zur Thermodynamik von Kernschmelzen.

KTG Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 266-69.

Fischer, E.A., Arnecke, G.

Further development of the LMFBR accident analysis codes HOPE and KADIS: automatic data transfer, new equation of state.

KfK-Bericht 2546.

Freund, D., Kleykamp, H., Steiner, H., Weimar, P.

Bestrahlungsexperimente mit Karbidbrennstoffen.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 23.

Fröhlich, R., Maschek, W., Schmuck, P., Royl, P., Struwe, D.

Analyse schwerer hypothetischer Störfälle. Vorgehen und Anwendung auf Reaktor-entwürfe.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 66.

Ganesan, S. (Hrsg.), Küsters, H., Kiesel, R., Helm, F., Fischer, E.A. (Mitarb.)

Reinvestigations of the sodium void reactivity measurements in SNEAK-9C2/POZ and C assemblies.

KfK-Bericht 2729.

Geithoff, D.

Das Bestrahlungsverhalten eines Karbid-Brennstab-Bündels mit Natrium-Bindung.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 656-59.

Giese, H. (Hrsg.), Helm, F., Henneges, G., v.Möllendorf, U. (Mitarb.)

Physics investigations of a compact simulation of a large fast breeder reactor. SNEAK-Assembly 10.

KfK-Bericht 2573.

Glauner, W., Plitz, H., Weimar, P., Jacobi, S., Schmitz, G., Stamm, H., Feuerstein, H., Relic, M.

Das Defektstabprogramm im SILOE-Reaktor, Ergebnisse des ersten Versuches.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 2, S. 21-30.

Glinsky, H.W., Mebren, F., Voj, P., Hoffmann, H., Marten, K.

The shut-down-systems of KNK and SNR 300.

Internat. Symp. on Design, Construction LMFBRs, Bologna, April 10-14, 1978

IAEA-SM-225/28.

Götzmann, O., Heuvel, H.J.

Einfluß von Verunreinigungen auf die Hüllinnenkorrosion von stahlumhüllten Mischoxidbrennstäben.

Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen, Karlsruhe, 13.-15. Juni 1978. S. 63-64.

1978-7

Götzmann, O., Johnson, C.E., Fee, D.C.

Attack of stainless steel by liquid and vaporized cesium hydroxide.

Journal of Nuclear Materials, 74 (1978) S. 68-75.

Gonzales, S. Huber, F., Mattes, K., Peppler, W.

Development of a 37-pin bundle with a cosine axial power distribution for LOF simulation tests.

8. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Mol/Belgium, October 11-13, 1978.

Habermann, F.W.A., Hüper, R.

Nationale und internationale Zusammenarbeit im Rahmen des PSB.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 6.

Halbritter, G. et al.

Konsequenzen des großtechnischen Einsatzes der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland. Teil IV: Umweltauswirkungen von Kernkraftwerken und Anlagen des kerntechnischen Brennstoffkreislaufes.

KfK-Bericht 2704

ASA-ZE/13/78.

Halbritter, G., Lessmann, E.

Organspezifische Strahlenbelastung durch Radionuklidemissionen verschiedener Reaktorsysteme.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 136.

Hassan, M.A.

Comparison of roughness parameters between experimental results and Kobzar's theoretical method.

KfK-Bericht 2631.

Helm, F. et al.

Summary of results for the SNEAK-9 series of critical experiments and conclusions for the accuracy of predicted physics parameters of the SNR 300.

KfK-Bericht 2586.

Helm, F., Jourdan, G., Kiefhaber, E.

Untersuchungen der nuklearen Eigenschaften großer Brüterkerne.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 46.

Hennies, H.H.

Das Projekt Schneller Brüter.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No. 3/4, S. 3.

Heusener, G.

Die Sicherheit Schneller Natriumgekühlter Brutreaktoren am Beispiel des 300-MWe-Brüter-Prototypkraftwerks in Kalkar (SNR 300).

Wie sicher ist der Schnelle Brüter? (Hrsg.: Kernforschungszentrum Karlsruhe)

Karlsruhe: Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH 1978, S. 11-16.

Hoffmann, H., Möller, R., Tschöke, H., Trippe, G., Weinberg, D.

Thermo- und fluiddynamische Untersuchungen an Brennstabbündeln.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 32.

Hofmann, C., Jordan, S., Lindner, W.

Reaktionen von Natriumbrandaerosolen in der Atmosphäre.

6. Fachtagung der Gesellschaft für Aerosolforschung, Wien, 26.-28. September 1978.

Hoppé, P.

Analyse des Neutronenrauschens an natriumgekühlten Reaktoren zur Erkennung von Funktionsstörungen.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1978

KfK-Bericht 2589.

Huber, F., Jenes, E., Mattes, K.

Beschreibung der Teststrecken zum lokalen Sieden im kompakten Natriumsiedekreislauf.

KfK-Bericht 2475.

Huber, F., Pepler, W., Casal, V.

Experimentelle Untersuchungen lokaler Kühlungsstörungen.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 101.

Hüper, R.

Technisches Konzept der Brüter-Kernkraftwerke.

Wie sicher ist der Schnelle Brüter? (Hrsg.: Kernforschungszentrum Karlsruhe.)

Karlsruhe: Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH 1978, S. 7-10.

Hüper, R.

Betriebserfahrungen mit schnellen Leistungsreaktoren in fünf Staaten. - Intensivere deutsch-französische Brüter-Zusammenarbeit.

Atom und Strom, 24 (1978) S. 103-09.

Hüper, R., Marth, W., Mühling, G., Schröder, R.

KfK-Stellungnahme zur Modifikation des SNR-300.

Atomwirtschaft-Atomtechn. XXIII/11, Nov. 1978, S. 510-511.

Jacobi, S., Rohrbacher, H.A., Schleisiek, K., Edelmann, M., Ehrhardt, J.,

Heckert, K., Krebs, L., Müller, St., Voges, U., Stieglitz, L.

Entwicklungsarbeiten zur Kernüberwachungsinstrumentierung.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 109.

Jansen, P., Kessler, G.

Versorgungs- und proliferationspolitische Aspekte des Schneller Brütters.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 126.

Käppeler, F., Hong, L.D., Beer, H.

Neutron total cross sections of ^{240}Pu and ^{242}Pu in the energy range from 10 to 375 KeV.

NEA-Spec. Meeting on the Nuclear Data of Higher Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Applications, Brookhaven, USA, November 20-22, 1978.

Kaiser, A.

Two-phase pressure drop of boiling sodium in rod-bundle geometries, comparison of experimental results with Lockhart-Martinelli correlation.

Internat. Seminar on Momentum, Heat and Mass Transfer in Two-phase Energy and Chemical Systems, Dubrovnik, Yugoslavia, September 4-9, 1978.

Kari, K., Cierjacks, S.

Absolute fast neutron fission cross sections of ^{239}Pu and ^{240}Pu .

Internat. Conf. on Neutron Physics and Nuclear Data for Reactors and Other Applied Purposes,
Harwell, UK, September 25-29, 1978.

Karsten, G., Elbel, K., Dienst, W., Schäfer, L.

The possibilities of application of experimental KfK results from BR 2 on SNR designs.

Hebel, W. (Hrsg.): BR 2 Reactor Review Meeting.
Mol, Belgium: CEN-SCK 1978.

Karsten, G., Enderlein, H., Pejisa, R., Romer, O., Tucek, J.

Großgeräte in den Heißen Zellen für Forschung und Technik.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 29.

Kessler, G.

Diskussion des ERDA-Brüterprogramms in den USA. Kritische Durchsicht der damit zusammenhängenden Proliferationsfragen.

Atomwirtschaft-Atomtechnik, 22 (1977) S. 643-48.

Kessler, G.

Schnelle Brutreaktoren - Entwicklungsstand und weitere Entwicklungstendenzen.

Vorbericht zum Thema der Fachtagungen A1-A4.

Kerntechnik, 20 (1978) S. 349-56.

Kessler, G.

The Fast Breeder: its potentialities and risks.

World Church Council: Ecumenical Concerns in Relation to Nuclear Energy, Genf,
May 2-7, 1978.

Kessler, G., Guthmann, E., Stöhr, H.

Role of fast reactors, past and present in the Federal Republic of Germany.

Internat. Symp. on Design, Construction and Operation Experience with Demonstration Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Bologna, April 10-14, 1978.

Kleefeldt, K., Bönisch, G., Schramm, K., Weinberg, D.

Mechanische und thermohydraulische Kernausslegung großer Brüter.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 50.

Kleykamp, H.

Das chemische Verhalten von Mischcarbid-Brennstäben unter Bestrahlung.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978,

ZAED. S. 660-63.

Klose, W.

Der Schnelle Brüter I.

Kolloquium der Techn. Univ. und der Univ. München, München, 20. Juni 1977

Physikalische Blätter, 34 (1978) S. 407-19.

Kölzer, W.

Wie gefährlich ist Plutonium?

Wie sicher ist der Schnelle Brüter? (Hrsg.: Kernforschungszentrum Karlsruhe.)

Karlsruhe: Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH 1978, S. 22-24.

1978-10

Kramer, W., Schleisiek, K., Geithoff, D., Schmidt, L., Rahm, A., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.

In-pile Untersuchung lokaler Kühlungsstörungen (Mol 7C).

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 105.

Kramer, W., Schleisiek, K., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.

Investigation of local disturbances in an in-pile sodium loop in BR2.

Internat. Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, Belgium, October 16-19, 1978.

Kramer, W., Vanmassenhove, G.

In-pile investigation of local cooling disturbances in LMFBR's (Mol 7C).

Hebel, W. (HRSG.): BR 2 Reactor Review Meeting. Mol, Belgium: CEN-SCK 1978.

Küchle, M., Kußmaul, G., Kuczera, B., Politzki, H.M., Steinbock, L.

Reaktorversuche zum Brennstabverhalten bei hypothetischen Störfällen.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 72.

Küfner, K., Buckel, G., Stehle, B.

New results and corrections to "Comparison of the performance of several neutron diffusion computer codes for a fast breeder reactor".

Atomkernenergie, 31 (1978) S. 136.

Küsters, H., Ganesan, S.

Present status of sodium void reactivity predictions in conventional and unconventional fast reactor core designs.

Topical Meeting on Advance in Reactor Physics, Gatlingburg, Tenn., April 9-12, 1978.

Kummerer, K.

Fast reactor fuel element design and irradiation experience.

Symp. on Materials in Nuclear Technology,

Teheran, Iran, April 12-13, 1978.

Kummerer, K.

Alternative trends in mixed oxide fuel design and manufacture.

Conf. on Reactor Materials, Alushta, USSR, May 29-June 1, 1978.

Kummerer, K., Dienst, W., Elbel, H., Geithoff, D.

Die Entwicklung von oxidischen Brennstäben und Stabbündeln.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 8.

Liebe, R.

Theoretische und experimentelle Untersuchung der nichtlinearen Strukturodynamik von Schnellbrüter-Brennelementen.

KfK-Bericht 2584.

Mainka, E.

Entwicklungsstand chemisch-analytischer Kernbrennstoffuntersuchungen.

Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen, Karlsruhe, 13.-15.Juni 1978. S. 51-56.

Mainka, E., Coerdts, W., Hartmann, M., Müller, H.G.
Erarbeitung von Analysenverfahren im Zusammenhang mit Aerosol- und Spaltprodukt-
freisetzung aus heißen und siedenden Natriumlachen.
KfK-Bericht 2569.

Malmberg, T., Hoang, Y.S.
Verifizierung des Rechenprogramms ARES zur Berechnung der Tankbeanspruchung bei
Leistungsexkursionen.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 83.

Martelli, A.
SAGAPO-2. An improved version of the SAGAPO code for the thermofluiddynamic
analysis of gas cooled fuel element bundles.
KfK-Bericht 2663.

Martelli, A., Rehme, K.
Forced convection heat transfer in a rod bundle - A comparison between
predictions and experimental results.
NATO Advanced Study Institute on Turbulent Forced Convection in Channels and
Rod Bundles, Istanbul, Türkei, July 20 - August 2, 1978.

Marth, W.
Die Zielsetzungen des Projektes Schneller Brüter.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 4.

Maschek, W.
Der Schnelle Natriumgekühlte Brutreaktor.
Physik und Sicherheit.
Vortrag an der Techn. Univ. Graz, 13. Dezember 1978.

Massier, H.
NOASYS, ein System zur on-line Analyse von Rauschsignalen.
KfK-Bericht 2585.

Mengel, P., Vollath, D.
Zerstörungsfreie Bestimmung der Dichteverteilung eines bestrahlten Brennstabes
aus einer Röntgendurchstrahlungsaufnahme.
Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978
ZAED. S. 687-90.

Mengel, P., Vollath, D.
Charakterisierung des Porennetzwerkes in UO_2 - PuO_2 -Brennstofftabletten.
Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen, Karlsruhe,
13.-15. Juni 1978, S. 27-29.

Menzenhauer, P., Borgstedt, H.U., Stamm, H.H., Dippel, TH., Kunze, S.,
Hentschel, D.
Experience with cleaning of sodium-wetted components and decontamination at
Nuclear Research Centre Karlsruhe.
Specialists' Meeting on Sodium Removal and Component Decontamination, Richland,
Wash., February 14-16, 1978
IAEA-IWGFR/23, (1978) S. 30-37.

Menzenhauer, P., Farrenkopf, D.

Der Einsatz von Leichtschaum zur Ausscheidung von Natriumoxidaerosolen aus der Abluft bei Natriumbränden.

VFDB-Zeitschrift: Forschung und Technik im Brandschutz, 26 (1977) No 4 u. 27 (1978) No. 1, S. 1-6.

Menzenhauer, P., Ochs, G.

Löschpulver für Flüssigmetallbrände.

"Brandschutz", Deutsche Feuerwehrzeitung (1978) Heft 11, S. 318-21.

Mitzel, F.

Der Einfluß eines nichtlinearen Regelelements auf das quasistationäre Betriebsverhalten der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK I.

KfK-Bericht 2694.

Mitzel, F.

Möglichkeiten zur Bestimmung des Wärmeüberganges zwischen nuklearen Brennstäben und dem Kühlmittel in einem natriumgekühlten Reaktor während des Betriebes.

KfK-Bericht 2619.

Möller, R., Tschöke, H.

Experimental determination of cladding temperature fields in the critical regions of rod bundles with turbulent sodium flow and comparison with calculations.

6. Internat. Heat Transfer Conf., Toronto, Can., August 7-11, 1978.

Möller, R., Tschöke, H.

Experimentelle Bestimmung der lokalen Temperaturfeldänderung in den Hüllrohren eines natriumdurchströmten Stabbündels durch gitterförmige Abstandshalter.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, KTG/DatF, Leopoldshafen 1978: ZAED. S. 110-13.

Möller, R., Weinberg, D., Trippe, G., Tschöke, H.

Experiments of the fluid dynamics and thermodynamics of rod bundles to verify and support the design on SNR-300 fuel elements - status and open problems.

Internat. Symp. on Design, Construction and Operating Experience with Demonstration LMFBR's, Bologna, April 10-14, 1978

IAEA-SM-225/34.

Müller, St.

Verfahren und Einrichtung zum Identifizieren einer Zweiphasenströmung.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, KTG/DatF Leopoldshafen 1978: ZAED. S. 174-77.

Müller, St., Krebs, L., Thun, G.

Permanentmagnetische Durchflußmesser-Sonde für flüssige Metalle.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978,

ZAED. S. 943-46.

Müller-Lyda, I.

Hülldehnung von Schnellbrüterbrennstäben mit oxidischem und karbidischem Brennstoff.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978,

ZAED, S. 668-71.

Peppler, W.

Großtechnischer Einsatz von Natrium.

Wie sicher ist der Schnelle Brüter? (Hrsg.: Kernforschungszentrum Karlsruhe.)
Karlsruhe: Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH 1978, S. 17-21.

Peppler, W., Kaiser, A., Straka, M.

Experimental investigations into FBR-emergency decay heat removal under natural convection and boiling conditions.

Internat. Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brüssels, Belgium, October 16-19, 1978.

Plitz, H.

Failed fuel pin performance in fast metal-cooled reactors.

Nuclear Technology, 37 (1978) S. 48-58.

Preininger, D., Anderko, K.

Kriechverhalten von SRN-Hüllrohrmaterial unter den für Kühlstörungen relevanten Temperaturtransienten.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 613-16.

Rehme, K.

The pressure drop of spacer grids in rod bundles of 12 rods with smooth and roughened surfaces.

KfK-Bericht 2697.

Rehme, K.

Turbulente Strömung in einem Wandkanal eines Stabbündels.

KfK-Bericht 2617.

Rehme, K.

The structure of turbulent flow through a wall subchannel of a rod bundle with roughened rods.

KfK-Bericht 2716.

Rehme, K.

Non-isotropic eddy viscosities in turbulent flow through rod bundles.

NATO Advanced Study Institute on Turbulent Forced Convection in Channels and Rod Bundles, Istanbul, Turkey, July 20-August 2, 1978.

Reil, K.O., Young, M.F., Plitz, H.

Prompt burst energetics experiments-uranium carbide series.

Annual National Meeting of the American Nuclear Society, San Diego, Calif., June 18-22, 1978. Transactions of the American Nuclear Society, 28 (1978) S.487-89.

Royle, P., Billington, D., Evrard, G., Defremont, R., Hummel, H., Delapparent, D., Maschek, W., Penet, F., Perks, M., Pizzica, P., Renard, A., Struwe, D.

Comperative simulation of a hypothetical loss of flow accident in a LMFBR using different computer models for a common benchmark problem.

Internat. Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, Belgium, October 16-19, 1978.

1978-14

Salz, W., Hoang, Y.S., Schäfer, K.

The validation of the explosion containment code ARES within the European COVA-programme.

Internat. Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, Belgium, October 16-19, 1978.

Schad, S.

Zur Korrosion von austenitischen Stählen in Natrium-Kreisläufen.

KfK-Bericht 2582.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1977.

Schäfer, L., Polifka, F., Kempe, H.

Das Zeitstand- und Kriechverhalten von Rohren aus dem Stahl X10 NiCrMoTiB 15 15 (Werkst.Nr. 1.4970) bei Belastung mit Innendruck.

KfK-Bericht 2543.

Scheibe, W., Schmitt, R.

Einfluß der Bestrahlung auf das Ermüdungsverhalten des Anlagenstrukturwerkstoffs 1.4948 (X6 CrNi 1811).

KTG Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED, S. 825-28.

Scheibe, W., Schmitt, R., Primio, J.C., Anderko, K.

Untersuchung der mechanischen Eigenschaften von SNR-Anlagenstrukturmaterial.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 37.

Schikorr, W.M.

Reaktorphysikalische und reaktorstrategische Untersuchungen zur Spaltstoffökonomie des Thorium- und Uranzyklus in Schnellen Brutreaktoren und Hochtemperaturreaktoren.

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1977/78.

Schirra, M., Seith, B., Solano, R.R., Rivas, M. de las, Barroso, S.

Zeitstandfestigkeits- und Kriechversuche am Stahl X6CrNi 1811 (1.4948) im Rahmen des Extrapolationsprogrammes. (Teil II).

KfK-Bericht 2641.

Schleisiek, K.

Detection of local faults in LMFBR's - methods, potentials, problems.

8. Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group, Mol/Belgium, October 11-13, 1978.

Schleisiek, K.

Lokale Kühlungsstörungen im Kern Schneller Brüter und deren Detektierbarkeit.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 97.

Schmieder, H., Baumgärtner, F., Goldacker, H.

A combined solvent extraction - electro reduction process for separation of plutonium from uranium: chemistry and equipment.

New Applications of Extraction, European Federation of Chemical Engineers, Stockholm, May 25-26, 1978.

Schmuck, P.

Der Einfluß von Spaltgasen auf die mechanische Energiefreisetzung nach einem hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfall in einem SNR.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 303-06.

Schütz, W., Jordan, S.

Release of fuel and fission products from hot sodium.

IAEA Specialists Meeting on Sodium Fires and Prevention, Cadarache, France, November 20-24, 1978.

Schulz, B.

Zur thermischen Leitfähigkeit und Gefügestruktur von alternativen Schnellbrüterabsorberwerkstoffen.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 813-16.

Schulz, B.

Zur Entwicklung von Absorbermaterialien für Schnelle Brüter.

KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 1, S. 30-35.

Schumacher, G.

Auswirkungen der Ausgangsstöchiometrie auf das Betriebsverhalten von oxidischen Brennstäben Schneller Reaktoren.

Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen, Karlsruhe, 13.-15. Juni 1978, S. 11-12.

Stamm, H.H., Clauss, H., Hanke, H.D.

Deposition von Radionukliden auf Mol-7B-Proben.

KfK-Bericht 2732.

Stein, E. (Hrsg.), Langner, I., Meyer, R., Panini, G.C., Stein, E. (Mitarb.)

The KEDAK program compendium. Part VI: Mechanized transfer of nuclear data from ENDF/B to KEDAK and vice versa.

KfK-2387/VI.

Steinbock, L.

Die Simulation des Defektwachstums von Brennstäben mit einem Finite-Element-Programm.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 691-94.

Steiner, H.

Die Auswirkungen von Spaltgasblasen in der Bindung auf die Temperaturverteilung in Na-gebundenen Karbid-Brennstäben.

Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAEd. S. 664-67.

Steiner, H., Weimar, P.

Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der (U,Pu)C-Prüflinge der Kapselversuchsgruppen 6 a und 6 c.

KfK-Bericht 2577.

Straka, M., Pepler, W., Kaiser, A.

Natrium-Siedeexperimente bei Naturkonvektion mit Wärmeleistungen in Höhe der Nachzerfallswärme.

KTG Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED. S. 158-61.

Trauboth, H., Geiger, W., Gmeiner, L., Voges, U.

Program Testing Techniques for Nuclear Reactor Protection Systems.

INFOTECH State of the Art Conf. Software Testing, London, September 20-22, 1978.

Tremmel, F.

Bericht über das 2. BR-2-Reaktor-Symposium 1978 in Mol (Belgien).
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No. 2, S. 67-68.

Trippe, G., Weinberg, D.

Experimental and theoretical investigations of turbulent velocity distribution in rod bundles with and without grid-type spacers.
NATO Advanced Study Institute on Turbulent Forced Convection in Channels and Rod Bundles, Istanbul, Turkey, July 20-August 2, 1978.

Vollath, D.

Größenverteilung von Poren in plutoniumhaltigen oxidischen Kernbrennstoffen.
Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, ZAED, S. 652-55.

Wassilew, C., Schäfer, L., Anderko, K.

Das Kriechverhalten des austenitischen Stahles 1.4970 bei und nach Neutronenbestrahlung im BR 2.
KTG Reaktortagung, Hannover, 4.-7. April 1978, Leopoldshafen 1978: ZAED. S. 609-12.

Wild, E.

Distanzpflaster zur Abstützung hexagonaler Brennelementkästen.
DE-OS 26 56 441 (27.7.78).

Wild, E., Mack, K.J.

Lubrication in nuclear reactor components. Frictional systems in liquid sodium and argon atmosphere.
1. Internat. Conf. on Frontiers in Lubricant Technology, Neapel, April 4-7, 1978.

Wild, E., Mack, K.J.

Tribologische Untersuchungen in Natrium.
KfK-Nachrichten, 10 (1978) No 3/4, S. 43.

Wilhelm, D.

Transient analysis of a 1000-MW-gas-cooled fast reactor.
Nuclear Technology, 39 (1978) S. 30-40.

Wirtz, K.

Design Questions of Gas Cooled Fast Reactors.
General Atomic, San Diego, Cal., zum 65. Geburtstag von Peter Fortescue am 17. Juni 1978.

Wisshak, K., Käppeler, F.

Capture cross section measurements on ^{240}Pu , ^{242}Pu and ^{241}Am between 10 and 250 keV.

Internat. Conf. on Neutron Physics and Nuclear Data for Reactors and Other Applied Purposes.

Harwell, UK., September 25-29, 1978.

1978-17

Wisshak, K., Käppeler, F., Hage, W.

Measurements of fast neutron capture and fission cross sections of minor actinide isotopes.

NEA-Spec. Meeting on the Nuclear Data of Higher Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Applications, Brookhaven, N.Y., USA, November 20-22, 1978.

Zech, H.J.

Programmstudie "Nukleare Primärenergieträger". T.I. Energie durch Kernspaltung. 3: Der Uran-Plutonium-Kreislauf mit Schnellen Brutreaktoren.

ASA-ZE/08/78 , S. I/190-240.

Zech, H.J.

Der Brennstoffkreislauf des schnellen Brutreaktors.

Chemiker-Zeitung, 102 (1978), S. 429-36.

1979

Alexas, A.

Entwicklung eines Rechencodes zur Beschreibung von Natrium-Spritz- und Flächenbränden. I.: Die Codes SOFIRE II und NABRAND im Vergleich.
KfK-Bericht 2824.

Alexas, A., Cherdron, W., Jordan, S., Lindner, W., Schikarski, W.

Sodium fire aerosol experimental and analytical results - large scale tests in FAUNA.

Fast Reactor Safety Technology. Proc. of the Internat. Meeting. Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: American Nuclear Soc. 1979. Vol.II, S. 874-83.

Alexas, A., Cherdron, W., Jordan, S., Lindner, W.

Dynamisches Verhalten von Brandaerosolen in geschlossenen Containments.

Stoeber, W., Jänicke, R. (Hrsg.) Aerosols in Science, Medicine and Technology - the Biomedical Influence of the Aerosol. - 7th Conf., Düsseldorf, 3-5 October, 1979 Mainz: Gesellschaft für Aerosolforschung 1979. S.102-07.

Alexas, A., Jordan, S., Lindner, W.

Filtration of sodium-fire aerosols.

Nuclear Technology, 42 (1979) S. 320-23.

Amblard, M., Jacobs, H.

Fuel-coolant interactions: the CORECT II UO₂-Na experiment.

Fast Reactor Safety Technology. Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. III, S. 1512-19.

Amelinckx, S., Ceulemans, H., Kessler, G.

Nuclear non-proliferation and the fast breeder - the U-Pu cycle and alternative fuel cycles.

In: Statusbericht 1979 Projekt Schneller Brüter. KfK-2828, S. 119-36.

Anderko, Ehrlich, K.

Internat. Konferenz über das Bestrahlungsverhalten metallischer Hüll- und Strukturwerkstoffe für Schnelle Brutreaktoren in Ajaccio (Korsika).

KfK-Nachrichten, 11 (1979) No 2, S. 62.

Angerer, G., Woll, D.

Simulation of cladding relocation in the TREAT-experiment R5 with the CMOT-code.

Specialists Workshop on Predictive Analysis of Material Dynamics in LMFBR Safety Experiments, Los Alamos, N.M., March 13-15, 1979
LA 7938-C (1979) S. 185-217.

Beer, H., Käppeler, F.

Capture-to-fission ratio of ²³⁵U in the neutron energy range from 10 to 500 keV.

Physical Review C, 20 (1979) S. 201-11.

Beer, H., Spencer, R.R.

The total neutron cross section of boron-10 between 90 and 420 keV.

Nuclear Science and Engineering, 70 (1979) S. 98-101.

Bleyl, H.J., Ochsenfeld, W.
Erfahrungen mit der Wiederaufarbeitung hochabgebrannter Kernbrennstoffe in der Versuchsanlage MILLI.
KfK-Nachrichten, 11 (1979) No 3, S. 25-29.

Bober, M., Fischer, E.A., Karow, H.U., Schumacher, G., Thurnay, K.
Investigations of thermodynamic data of state of fast reactor core materials for hypothetical accident analysis.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. III, S. 1475-85.

Baltes, B., Salz, W., Hoang, Y.S., Malmberg, T.
The simulation of small scale explosion tests with the German fluid-structure interaction code ARES.
Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.):
Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol. E. Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.E5/6, 1-7.

Bergmann, H.J., Knoblauch, G., Haas, D., Herschbach, K.
Examinations on swelling and irradiation creep of the austenitic stainless steel W.-Nr. 1.4981 CW.
Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components, Internat. Conf., Ajaccio, France, June 4-8, 1979.

Bhat, N.P., Borgstedt, H.U., Peric, Z., Wittig, G.
Application of a commercial diffusion type carbon meter in a sodium circuit.
Carbon in Sodium, IAEA Specialists' Meeting, AERE, Harwell, UK, November 27-30, 1979.

Bober, M., Karow, H.U.
Measurements of spectral emissivity of UO_2 up to temperatures of 3800 K.
Revue Internationale des Hautes Temperatures et des Refractaires, 16 (1979) S. 51-56.

Böhme, R., Fischer, E.A., Grimstone, M.J., Stevenson, J.M.
Cell heterogeneity problems in the analysis of zero power experiments.
Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, September 24-28, 1979, IAEA-SM-244/34.

Böhnel, K., Bluhm, H.
First results of the CABRI neutron hodoscope.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. V, S. 2261-69.

Bojarsky, E., Deckers, H., Drexler, H., Gross, S., Lehning, H., Piel, D., Reiser, H., Vollath, D.
Results and evaluation of tests on fuel-sodium interaction with electrically heated fuel pins.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill., ANS, Vol. IV, S. 1811-19.

Borgstedt, H.U.

Gleichgewichtsverteilung des Kohlenstoffs zwischen austenitischen FeCrNi-Legierungen und Alkalimetallen.

Deutsche Gesellschaft für Metallkunde, Hauptversammlung, Den Haag, 5.-8.Juni 1979, Metall, 34 (1980) S. 143-45.

Borgstedt, H.U., Frees, G.

Korrosion in Alkalimetallkreisläufen.

II. Untersuchungsmethoden.

Werkstoffe und Korrosion, 30 (1979) S. 91-100.

Bottoni, M., Jocham, W., Struwe, D.

Theoretical interpretation of 7-pin out-of-pile and in-pile voiding experiments.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. V, S. 2492-2501.

Bouget, Y.H., Conversano, R., Hammer, PH., Helm, F., Martinelli, R., Scholtyssek, W.

Main characteristics of the Racine programme developed by DEBENE, CNEN and CEA on Masurca for the heterogeneous core concept studies.

Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, Sept. 24-28, 1979, IAEA-SM-244/29.

Breitung, W., Gorham-Bergeron, E., Murata, K.K.

Analysis of SANDIA in-pile EOS experiments.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. II, S. 1059-68.

Brinkmann, K.J., De Vries, J.B., Dorr, B.

Survey of local boiling investigations in sodium at ECN-Petten.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23. 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.IV, S. 1696-1705.

Brudermüller, G., Finke, G., Marth, W., Mausbeck, H.

Power startup of the first German fast sodium-cooled reactor, KNK II.

Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979, ANS, Transactions, 31 (1979) S. 112-14.

Brückner, Chr., Jourdan, G., Mönnich, E., Scheuerpflug, W., Sellinschegg, D., Voss, F.

International safeguards in the large inventory fast critical assembly SNEAK.

Safeguards and Nuclear Material Management. European Safeguards Research and Development Association (ESARDA), 1.Symp., Brussels, Belgium, April 25-27, 1979. Proceedings, ESARDA 10. S. 67-71.

Buckel, G., Gebhardt, W., Kiefhaber, E.

Dependence of diffusion theory results on the mesh size for fast reactor calculations.

KfK-Bericht 2827.

Buchner, H., Royl, P.

Scoping analyses of boiling pool pressurization and discharge in the transition phase of hypothetical loss of flow accidents in the SNR-300.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.I, S. 150-59.

Butland, A.T.D., Böhme, R., Reddell, G.

An assessment of methods of calculating Doppler effects in plutonium fuelled sodium cooled fast reactors.

Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, Sept. 24-28, 1979, IAEA-SM-244/32.

Caldarola, L., Ladisch, R.

Film boiling experiments at Karlsruhe.

Forth CSNI specialist Meeting on fuel-coolant interaction in nuclear reactor safety, Bournemouth, UK, April 2-5, 1979. CSNI Report No.37, 1979, Vol.1, S.216-23.

Cevolani, S., Rehme, K.

Forced convection heat transfer in a bundle of 12 rods.

5th Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlingen, May 14-16, 1979.

Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat. Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Saratoga Springs, N.Y., October 7-9, 1980
NUREG/CP-0014-Vol.3(1980) S. 2258-2277.

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

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

KfK-Bericht 2790.

Dadillon, J., Schwarz, M., Tattegrain, A., Chaudat, J.P., Heusener, G., Kuczera, B., Kußmaul, G., Wolff, J.

The CABRI facility experimental fuel pin program - its objectives and present results obtained until now.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.II, S. 914-23.

Dalle Donne, M.

Convective heat transfer from rough surfaces.

NATO Advanced Study Institute on Turbulent Forced Convection in Channels and Rod Bundles, Istanbul, Türkei, July 20 - August 2, 1978.

Kakac, S., Spalding, D.B. (Hrsg.): Turbulent Forced Convection in channels and Bundles. Theory and Applications to Heat Exchangers and Nuclear Reactors. New York, N.Y. (u.a.): Hemisphere Publ. 1979. Vol. 2, S. 911.

Dalle Donne, M.

Comparison of the performances of 1000 MWe GCFR's with two- and three-dimensional roughnesses on the fuel rod.

5.Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlingen, May 14-16, 1979.

1979-5

Dalle Donne, M., Dorner, S., Fieg, G., Schumacher, G., Werle, H.
Development work for fast reactor core-catchers on the basis of sodium borates.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange
Park, Ill.: ANS, Vol.I, S. 400-11.

Dalle Donne, M., Dorner, S., Fieg, G., Schumacher, G., Werle, H.
Further work for the GCFR borax core-catcher. Specialist Meeting on Gas-cooled
Fast Reactor Safety and Associated Design Features, Brussels (Belgium), March
13-15, 1979.

Dalle Donne, M., Hudina, M., Huggenberger, M., Meyer, L., Rehme, K.
EIR, KfK joint heat transfer experiment on a single rod, roughened with
trapezoidal rounded ribs and cooled by various gases.
5. Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlin-
gen, May 14-16, 1979.

Dalle Donne, M., Krug, W., Krawczynski, S.
Annual progress report of the Federal Republic of Germany 1978.
Nuclear Energy Agency (NEA) Coordinating Group on Gas-Cooled Fast Reactor
Development, Paris, June 6-7, 1979.

Dalle Donne, M., Martelli, A., Rehme, K.
Thermo-fluiddynamic experiments with gas-cooled bundles of rough rods and their
evaluation with the computer-code SAGAPO.
International Journal of Heat and Mass Transfer, 22 (1979) S. 1355-74.

Dalle Donne, M., Meyer, L.
Heat transfer and friction coefficients for air flow in a smooth annulus;
results of a recent experiment and comparison with previous correlations.
KfK-Bericht 2837 (Juli 79)
EUR-5758e.

Dienst, W., Müller-Lyda, I.
A review of examinations and considerations on cladding distension by
mechanical interaction with the fuel in Fast Breeder fuel pins.
Fast Breeder Reactor Fuel Performance, Internat. Conf., Monterey, Calif., USA,
March 5-8, 1979.

Dienst, W., Müller-Lyda, I., Zimmermann, H.
Swelling, densification and creep of oxide and carbide fuels under irradiation.
Fast Breeder Reactor Fuel Performance, Internat. Conf., Monterey, Calif., USA,
March 5-8, 1979.

Edelmann, M.
Simulation of fuel element thermal hydraulics for sensitive monitoring of
coolant flow.
Procedures and Systems for Assisting an Operator During Normal and Anomalous
Nuclear Power Plant Operation Situations. IAEA/NPPCI Specialists' Meeting,
München, Dezember 5-7, 1979, GRS-19 (August 1980) S. 455-83.

Ehrhardt, J.
Intercomparison of auto and cross power spectral density surveillance systems
for sodium boiling detection in fast reactors.
Nuclear Technology, 42 (1979) S. 250-63.

Elbel, H.
Uncertainties in the interpretation of computer results on the behaviour of LMFBR fuel pins.

Theoretical Modelling of LMFBR Fuel Pin Behaviour, IAEA Specialists' Meeting, Fontenay-aux-Roses, F, May 28-June 1, 1979, IWGFR/31, S. 47-57.

Elbel, H., Lopez Jimenez, J.

On the burnup-dependent heat transfer from fuel to cladding in fast reactor fuel rods.

Nuclear Technology, 43 (1979) S. 88-89.

Fabian, H.

Beitrag zur mechanischen Auslegung zylindrischer Brennstäbe von Kernreaktoren unter Berücksichtigung der Mehrdimensionalität der Struktur auf der Basis der Finit-Element-Methode.

Dissertation, Techn. Hochsch. Darmstadt 1979

KfK-Bericht 2858.

Faude, D. (Hrsg.)

Statusbericht 1979 Projekt Schneller Brüter.

12. Februar 1979, Kernforschungszentrum Karlsruhe.

KfK-Bericht 2828.

Faude, D.

Fast breeders - a long-term development.

International fast breeder development.

Energy Developments, 1978, Sept., S. 34-38.

Feuerstein, H., Hooper, A.J., Johnson, F.A.

Mechanism of release of radioactive products into liquid-metal coolants, their transport within the circuits and removal from LMFBRs.

Atomic Energy Review, 17 (1979) S. 697-761.

Fieg, G.

Wärmetransport aus volumbeheizten Flüssigkeiten mit temperaturabhängiger Viskosität.

KfK-Bericht 2841.

Fieg, G., Werle, H.

Experimental investigations of heat transfer in pools.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. I, S. 346-55.

Fischer, E.A.

Equation of state for sub-stoichiometric uranium using significant structures theory.

Thermodynamics of Nuclear Materials, IAEA, Internat. Symp., Jülich, January 29 - February 2, 1979

IAEA-SM-236/17.

Fischer, E.A., Brandl, V.

Status and validation of the fast reactor lattice code KAPER-2 for slab and pin cells.

IAEA/NEA Technical Committee Meeting on Homogenization Methods in Reactor Physics, Lugano, Schweiz, 13.-15. November 1978.

Fischer, E.A., Váth, L.

The Karlsruhe approach to modeling fission gas behavior for fast reactor accident analysis.

Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979, American Nuclear Society, Transactions, 31(1979) S. 367-69.

Fröhner, F.H., Wisshak, K., Käppeler, F.

Recent work on structural material cross sections at Kernforschungszentrum Karlsruhe.

Topical Discussion on Progress in Neutron Data of Structural Materials for Fast Reactors since the NEANDC/NEACRP Specialist Meeting at CBNM Geel in December 1977,

21. NEANDC Meeting, Geel, September 26, 1979

KfK-Bericht 2899.

Fukuzawa, Y.

Observations of the behaviour of gas in the wake behind a corner blockage in fast breeder reactor subassembly geometry.

KfK-Bericht 2820.

Geiger, W., Gmeiner, L., Trauboth, H., Voges, U.

Program testing techniques for nuclear reactor protection systems.

Computer, 12 (1979) No 8, S. 10-18.

Geithoff, D.

Bestrahlungs-Nachuntersuchung des Brennstabündels Mol-7C/1 nach einer Kühlmittelblockade.

Irradiation Tests for Reactor Safety Programmes, Internat. Colloquium, Petten, June 25-28, 1979.

Giese, H., Henneges, G., Pilate, S., Schwarz, M., Stevenson, J.M.

Some characteristics of two heterogeneous cores and their experimental confirmation.

Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, September 24-28, 1979, IAEA-SM-244/33.

Goel, B.

Evaluation of high plutonium isotopes for the German nuclear data file KEDAK.

Specialists' Meeting on Nuclear Data of Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Application, Brookhaven National Laboratory, November 20-21, 1978

BNL-50991; zugl. NEANDC-L-116 (May 1979) S. 165-76.

Goel, B., Krieg, B.

Status of the nuclear data library KEDAK-3.

July 1979, KfK-2386/I.

Götzmann, O.

A thermodynamic model for the attack behaviour in stainless steel clad oxide fuel pins.

Fast Breeder Reactor Fuel Performance, Internat. Conf., Monterey, Calif., USA, March 5-8, 1979

Journal of Nuclear Materials, 84 (1979) S. 39-54.

Grötzbach, G., Schumann, U.

Direct numerical simulation of turbulent velocity, pressure, and temperature fields in channel flows.

Symp. on turbulent shear flows, University Park, Pa., April 18-20, 1977

Durst, F., Launder, B.E., Schmidt, F.W.; Whitelaw, J.H. (Hrsg.): Turbulent Shear Flows

I. Berlin, Heidelberg: Springer 1979. S. 370-85.

Gross, S., Vollath, D.

Characterization of fragmented fuel from a thermal fuel-sodium interaction.

Nuclear Technology, 42 (1979) S. 264-71.

Halbritter, G., Bräutigam, K.R.

Radiological impact of airborne effluents from model PWR and FBR reprocessing plants.

Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979, ANS. Transactions, 31 (1979) S. 463-64.

Harde, R.

Begrüßung und Einführung.

In: Statusbericht 1979 Projekt Schneller Brüter.

KfK-Bericht 2828, S.1-4.

Hassan, M.A., Rehme, K.

Heat transfer near spacer grids in smooth and roughened rod bundles.

5. Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlingen, May 14-16, 1979.

Helm, F., Sanders, J.E.

An outline of the BIZET experiments and their interpretation.

Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, September 24-28, 1979, IAEA-SM-244/37.

Hennies, H.H., Jansen, P., Kessler, G.

A West German perspective on the need for the plutonium-fueled LMFBR.

Nuclear News, 22 (1979) No 8, S. 69-75.

Hennies, H.H., Jansen, P., Kessler, G.

The need for the plutonium fueled LMFBR.

Internat. Scientific Forum on an Acceptable World Energy Future, Univ. of Miami, Center for Theoretical Studies, November 27 - December 1, 1978.

Herschbach, K., Ehrlich, K., Materna, E.

Über das Kriechverhalten und die Mikrostruktur des ferritischen Werkstoffes Nr. 1.6770 unter Bestrahlung.

Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components, Internat. Conf., Ajaccio, France, June 4-8, 1979.

Proceedings, p.25-29.

Heusener, G., Cogne, F.

Safety test facilities: status, needs, future directions (Invited Paper).

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.III, S. 1380-92.

Hoffmann, H., Marten, K., Baumgärtner, E., Rust, K.
The influence of gas in a sodium flow on the temperature variations of high loaded fuel rods.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. 5, S. 2523-32.

Hoffmann, H., Trippe, G., Weinberg, D.

Experimental and theoretical investigations of turbulent velocity fields and mass flow distributions in multichannel flow geometries. Status and open problems.

Internat. Association for Hydraulic Research, 18. Congress, Cagliari, Italy, September 10-15, 1979.

Hoffmann, H., Weinberg, D.

Aspects of LMFBR-oxide and carbide fuel element design and analysis with respect to thermodynamic and fluiddynamic optimized grid and wire spaced subassemblies.

Fast Breeder Reactor Fuel Performance, Internat. Conf., Monterey, Calif., USA, March 5-8, 1979.

Hofmann, C., Jordan, S., Lindner, W.

Reaktionen von Natriumbrandaerosolen in der Atmosphäre.

Aerosole in Naturwissenschaft, Medizin und Technik. - Dynamik und Nachweis ultrafeiner Aerosole. - 6.Konf. der Gesellschaft für Aerosolforschung, Wien, 26.-28. September 1978. Mainz: GAF 1979. S.- 21-27.

Hofmann, F., Hoffmann, H., Rehme, K.

Status of the LMFBR thermo- and fluiddynamic activities at KfK.

LMFBR Fuel Sub-Assemblies under Nominal and Non-nominal Operating Conditions, IAEA Specialist Meeting, Karlsruhe, February 5-7, 1979.

Hoppé, P., Massier, H., Mitzel, F., Väth, W.

Untersuchungen zum Gaseintrag an KNK II.

KfK-2867.

Hoppé, P., Mitzel, F.

Schwingungsmessungen an KNK II. Schwingungs- und Geräuschesstechnik, KTG/DAtF, Fachtagung, Garching, 6. März 1979.

Hoppé, P., Mitzel, F.

Interpretation of neutron noise measurements performed at the fast sodium cooled power reactor KNK.

Reactor Noise Analysis, 12. Informal Meeting, Studsvik, Schweden, May 16-18, 1979.

Hoppé, P., Mitzel, F.

Application of inherent noise and imposed test signals for nuclear power plant identification.

Control System Commissioning and Dynamic Model Validation, IAEA/NPPCI (Nuclear Power Plant Control and Instrumentation)

Specialists Meeting, Harrogate, UK, June 5-7, 1979.

1979-10

Hüper, R.

Gibt es proliferations-sichere Alternativen zum Schnellen Brüter?
Umschau, 79 (1979) S. 754-55.

Hüper, R.

Schnelle Brutreaktoren.

In: Energie/Kernenergie. Hamburg: Spiegel-Verl. 1979, S. 161-170 (Märkte im Wandel. 8.)

Hüper, R. (Hrsg.)

Liste der von 1976 bis 1978 im Rahmen der SNR-Linie vom KfK veröffentlichten Berichte und Vorträge.
KfK-2802 B.

Hüper, R.

Statusbericht des Projektes Schneller Brüter.
KfK-Nachrichten, 11 (1979) No 1, S. 60-61.

Hüper, R.

Der internationale Stand der Brüterentwicklung.
Atom und Strom, 25 (1979) S. 97-103.

Hüper, R.

Der Schnelle Brüter
Bild der Wissenschaft 2-1979, S. 70-85.

Hüper, R.

Erfolge und Probleme der Brüterentwicklung
Atomwirtschaft XXIV (1979) 385-386.

Jacobi, S., Schmitz, G.

Release of fission products from artificially defected LMFBR oxide fuel pins.
Fast Breeder Reactor Fuel Performance, ANS, Topical Meeting, Proc., Monterey, Calif., March 5-8, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, S. 607-18.

Jacobi, S., Schmitz, G.

Delayed neutron signals from failed pins and bundles and their relation to safety and operating problems.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. V, S. 2612-22.

Jacobs, H.

Simulation of the CORECT II experiment No.18 with the MURTI computer program.
Fourth CSNI specialist meeting on fuel-coolant interaction in nuclear reactor safety, Bournemouth, UK, April 2-5, 1979.
CSNI Report No. 37, 1979, Vol.2, S. 533-49.

Jacobs, H., Young, M.F., Reil, K.O.

Fuel-coolant interaction-phenomena under prompt burst conditions.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. III, S. 1520-28.

Käppeler F., Hong, L.D., Beer, H.
Neutron total cross sections of ^{240}Pu and ^{242}Pu in the energy range from 10 to 375 keV.

Specialists' Meeting on Nuclear Data of Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Application, Brookhaven National Laboratory, November 20-21, 1978
BNL-50991; zugl. NEANDC-L-116 (May 79) S. 49-55.

Kaiser, A., Peppler, W., Straka, M.
Untersuchungen zur Nachwärmeabfuhr in schnellen natriumgekühlten Reaktoren bei Naturkonvektion unter Berücksichtigung von Sieden.
KfK-Bericht 2660.

Kaiser, A., Peppler, W., Straka, M.
Investigations into FBR-emergency decay heat removal under natural convection and boiling conditions.
ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels: ENS/ANS 1978. Vol. I, S. 723-34.

Kappler, F., Giese, H., Helm, F., Scholtyssek, W., Pilate, S., Stevenson, J.M.
Comparative analyses of experiments in a large plutonium fuelled core.
Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, September 24-28, 1979, IAEA-SM-244/43.

Kari, K., Cierjacks, S.
Measurement of the fast neutron fission cross section of ^{240}Pu relative to σ_{f} of ^{235}U and to the $\text{H}(n,p)$ cross section.
Specialists' Meeting on Nuclear Data of Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Application, Brookhaven National Laboratory, November 20-21, 1978
BNL-50991; zugl. NEANDC-L-116 (May 79) S. 57-69.

Karow, H.U.
Thermodynamic state and gas kinetic relaxation behavior of saturated UO_2 vapor up to temperatures of 5000 K.
Revue Internationale des Hautes Temperatures et des Refractaires, 15 (1978) S.347-54.

Karow, H.U.
Thermal ionization and plasma state of high temperature vapor of UO_2 , Cs, and Na: effect on the heat and radiation transport properties of the vapor phase.
Thermodynamics of Nuclear Materials, IAEA, Internat. Symp., Jülich, January 29 - February 2, 1979, IAEA-SM-236/21.

Karow, H.U.
On the determination of the optical constants and radiative heat conductivity from reflection experiments on nuclear fuel materials in the liquid phase up to above 4000 K.
KfK-Bericht 2653.

Karow, H.U., Bober, M.
Experimental investigations into the spectral reflectivity and emissivity of liquid UO_2 , UC, ThO_2 , and Nd_2O_3 .
Thermodynamics of Nuclear Materials, IAEA, Internat. Symp., Jülich, January 29 - February 2, 1979, IAEA-SM-236/22.

Karsten, G., Hellriegel, W., Weih, G.

A systematic energy analysis on the basis of structural phenomena of a coolant blockage experiment.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.II, S. 1069-78.

Kathol, W.

KNK II - an experimental power station equipped with a fast core.

Nuclear Engineering International, 24 (1979), S. 41-44.

Kessler, G.

Safety levels satisfactory for commercialization of the LMFBR. (Invited Paper).

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. V, S. 2672-2688.

Kessler, G., Häfele, W., Kulcinski, G.L., Holdren, J.

Energy for the long run: fission or fusion.

American Scientist, 67 (1979) No 1, S. 78-89.

Kessler, G., Rehme, K.

LMFBR reactors and their thermohydraulic characteristics.

Thermohydraulic Problems related to LMFBR Safety, Course, Ispra, Italy, May 28 - June 1, 1979.

Kleykamp, H.

Radial distribution of bonded fission gas in mixed carbide fuel pins.

Workshop on Fission Gas Behaviour in Nuclear Fuels. Europ. Inst. für Transurane, Karlsruhe, 26.-27.Oktober 1978

Journal of Nuclear Materials, 80 (1979) S. 13-17.

Kleykamp, H.

The chemical state of irradiated uranium-plutonium oxide fuel pins.

Fast Breeder Reactor Fuel Performance. ANS, Topical Meeting, Proc., Monterey, Calif., March 5-8, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS 1979, S. 393-404.

Kramer, W., Schleisiek, K., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.

In-pile experiments 'Mol 7C' related to pin to pin failure propagation.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. I. S. 473-82.

Kramer, W., Schleisiek, K., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.

Investigation of local cooling disturbances in an in-pile sodium loop in BR2.

ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, October 16-19, 1978. Proceedings. Brussels: ENS/ANS 1978. Vol.I, S. 699-710; Nuclear Technology, 46 (1979) S. 281-88.

Kramer, E., Vanmassenhove, G.

Une perturbation locale du refroidissement dans un réacteur nucléaire: une expérience remarquable.

Consensus, 1979, No. 1, S.17-31.

Kuczera, B., Billaux, M.

On the influence of thermal cracking on transient prefailure molten fuel motion.

Predictive analysis of material dynamics in LMFBR safety experiments, Specialist's Workshop, Los Alamos, March 13-15, 1979.

Kuczera, B., Billaux, M.

Modelling of transient pre-failure fuel relocation for LMFBR accident analysis.

Jäger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg.):

Transactions of the 5.Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol.C. Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.Cl/8, 1-8.

Küsters, H., Ganesan, S.

Present status of sodium void reactivity predictions in conventional and unconventional fast reactor core designs.

Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Gatlinburg, Tenn., April 9-12, 1978

CONF-780 401, S. 479-92.

Kummerer, K.

The German oxide fuel pin irradiation test experience for fast reactors.

Fast Breeder Reactor Fuel Performance, ANS, Topical Meeting, Proc., Monterey, Calif., March 5-8, 1979. La Grange Park, Ill.: American Nuclear Soc. 1979. S. 42.

KfK-Bericht 2817.

Kummerer, K.

Fast reactor fuel technology problems.

Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979, ANS. Transactions, 31 (1979) S. 166-70.

Kussmaul, G., Bensoussan, P., Dadillon, J., Golinelli, C., Tonolli, J.

Startup measurements on the CABRI reactor.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.V, S. 2322-30.

Lassmann, K.

Zum Wärmedurchgang im Bereich zwischen Hülle und Brennstoff eines Brennstabes. Wärme- und Stoffübertragung, 12 (1979) S. 185-202.

Lindner, W., Mendte, K., Reimann, H.

Experiments on the reventing system of the SNR-300 as part of the containment under simulated accident conditions.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. III, S. 1211-19.

Lopez Jimenez, J., Häfner, H.E.

Diseno de capsulas de sodio-potasio de pared unica para la irradiacion de barras combustibles de reactores rapidos (Programa IVO-FR 2 - Vg 7).

J.E.N. 460 (1979).

Marek, J., Rehme, K.,
Heat transfer in smooth and roughened rod bundles near spacer grids.
Yao, S.C.; Pfund, P.A. (Hrsg.): Fluid Flow and Heat Transfer Over Rod or Tube Bundles,
Winter Annual Meeting of the American Soc. of Mechanical Engineers, New York, N.Y., December 2-7, 1979. New York, N.Y.: ASME 1980, S. 163-70.

Martelli, A., Rehme, K.
Forced convection heat transfer in a rod bundle - A comparison between predictions and experimental results.
NATO Advanced Study Institute on Turbulent Forced Convection in Channels and Rod Bundles, Istanbul, Turkey, July 20 - August 2, 1978
Kakac, S.; Spalding, D.B. (Hrsg.): Turbulent Forced Convection in Channels and Bundles. Theory and Applications to Heat Exchangers and Nuclear Reactors. New York, N.Y. (u.a.): Hemisphere Publ. 1979. Vol. 2, S. 939.

Marten, K., Hoffmann, H.
Fluiddynamische Untersuchungen an SNR-300-Absorbern der ersten und zweiten Abschalteneinheit.
KfK-Bericht 2684.

Marten, K., Hoffmann, H.
Hydraulic investigations with the absorber of the first and second shutdown units of the SNR-300.
Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979, ANS. Transactions, 31 (1979) S. 621-22.

Maschek, W., Struwe, D.
Recriticality considerations and core material distribution in the reactor vessel of SNR-300 as consequence of unprotected loss-of-flow transients in the Mark-1A core.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.II, S. 721-32.

Mausbeck, H., Brudermüller, G., Marth, W.
Erfahrungen bei Bau und Inbetriebnahme der KNK II.
In: Statusbericht 1979 Projekt Schneller Bruter. KfK-2828, S. 103-18.

Mengel, P., Vollath, D.
Charakterisierung des Porennetzwerkes in UO₂-PuO₂-Brennstofftabletten.
Journal of Nuclear Materials, 81 (1979) S. 143-52.

Mengel, P., Vollath, D.
Determination of the three dimensional characteristics of pore network.
5. Internat. Congress for Stereology, Salzburg, September 3-7, 1979.

Menzenhauer, P., Pepler, W., Struwe, D., Will, H.
Out of pile simulation of mild TOPs: development of pin failure, material movement and relocation in bundle geometry.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.IV, S. 2040-49.

Meyer, L.

Turbulente Strömung an Einzel- und Mehrfachrauigkeiten im Plattenkanal.
KfK-Bericht 2764.

Meyer, L.

Pressure and velocity distribution in a plane channel having one or two rough walls.

5. Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlingen, May 14-16, 1979.

Meyer, L.

Flow resistance of rectangular roughnesses with varying density.

5. Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlingen, May 14-16, 1979.

Meyer, L., Vogel, L.

The velocity distribution and pressure loss at artificial roughnesses with sharp and rounded edges.

KfK-Bericht 2885

6th GCFR Heat Transfer Specialists Meeting, Berkeley, GB, September 15-17, 1980.

Mitzel, F., Hoppé, P.

Theoretical and experimental analysis of fast reactor transfer functions for the identification of plant dynamics and core parameters.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.III, S. 1296-1305.

Mockel, A., Wouters, R.de, Pilate, S., Buckel, G., Kiefhaber, E., Polch, A., Thiem, D., Wehmann, U.

Design and nuclear analysis of large homogeneous and heterogeneous LMFBR cores using multi-dimensional diffusion codes.

Fast Reactor Physics, Internat. Symp., Aix-en-Provence, France, September 24-28, 1979, IAEA-SM-244/30.

Möller, R., Tschöke, H.

Influence of rod bowing on the measured local temperature distribution in fuel rod cladding tubes with sodium cooling.

Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979. ANS. Transactions, 31 (1979) S. 171-74.

Müller, K.

Messung des spektralen Emissionsvermögens von keramischen Materialien im festen und im flüssigen Zustand mit einem Laser-Reflektometer.

KfK-Bericht 2803.

Müller-Lyda, I., Dienst, W.

A measurement of the irradiation induced creep of mixed carbide nuclear fuel.

Fundamental Mechanisms of Radiation Induced Creep and Growth, Internat. Conf., Chalk River, Canada, May 8-10, 1979

Journal of Nuclear Materials, 90 (1980) S. 232-39.

Müller-Lyda, I.

A model for the description of the fuel-cladding mechanical interaction in fast breeder reactor fuel pins.

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

Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol. D. Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S. D3/6, 1-8.

Nikolopoulos, P., Schulz, B.

Density, thermal expansion of stainless steel and interfacial properties of UO_2 -stainless steel above 1690 K.

Journal of Nuclear Materials, 82 (1979) 1, S. 172-78.

Ochsenfeld, W., Bleyl, H.J.

Betriebserfahrungen in der Versuchsanlage MILLI zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen.

Atomkernenergie, Kerntechnik, 33 (1979) S. 251-54.

Ochsenfeld, W., Bleyl, H.J., Ertel, D., Heil, F., Petrich, G.

Studies on fast reactor fuel reprocessing in Karlsruhe.

Fast Reactor Fuel Reprocessing, Conf., Dounreay, UK, May 15-18, 1979.

Otero de la Gandara, J.L., Kummerer, K., Bojarsky, E., Elbel, H., Lopez Jimenez, J.

Status of IVO-FR2-Vg7-Experiment for irradiation of fast reactor fuel rods.

J.E.N. 454 (1979)

Peppler, W.

Großtechnischer Einsatz von Natrium als Wärmeträger.

Chemiker-Zeitung, 103 (1979) S. 195-210.

Perks, M., Billington, D., Cacciabue, P.C., de Fremont, R., Evrard, G., Hummel, H., Maschek, W., Pizzica, P., Renard, A., Royle, P., Struwe, D.

Comparative analysis of hypothetical transient over power accidents in a LMFBR using different computer models for clean and irradiated core problems.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. II, S. 645-54.

Perks, M., Billington, D., Cacciabue, P.C., de Fremont, R., Evrard, G., Hummel, H., Maschek, W., Pizzica, P., Renard, A., Royle, P., Struwe, D.

Comparative analysis of hypothetical transient overpower accidents in an LMFBR using different computer models for a common benchmark problem.

EUR 6318e (1979).

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

Betontiegelversuche mit Thermiterschmelzen.

KfK-Bericht 2572.

Plitz, H., Weimar, P., Chalony, A., Conte, M., Perves, J., Veyrat, J., Miemczyk, H.

Joint German-French investigation on defective fuel pin behavior.

Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. V, S. 2440-49.

Rahmel, A., Grünling, H.W., Ilschner, B., Leistikow, S., Schmidt, M.
Interaction between creep deformation and hot gas corrosion.
Behaviour of High Temperature Alloys in Aggressive Environments, Internat.
Conf., Petten, October 15-18, 1979.

Rehme, K.

The structure of turbulent flow through subchannels of rod bundles.

Yao, S.C.; Pfund, P.A. (Hrsg.)

Fluid Flow and Heat Transfer over Rod or Tube Bundles, Winter Annual Meeting of
the American Soc. of Mechanical Engineers, New York, N.Y., December 2-7, 1979.
New York, N.Y.: ASME 1980. S. 67-76

6th GCFR Heat Transfer Specialists Meeting, Berkeley, GB, September 15-17,
1980.

Rehme, K.

Non-isotropic eddy viscosities in turbulent flow through rod bundles.

NATO Advanced Study Institute on Turbulent Forced Convection in Channels and
Rod Bundles, Istanbul, Turkey, July 20 - August 2, 1978.

Kakac, S.; Spalding, D.B. (Hrsg.): Turbulent Forced Convection in Channels and
Bundles. Theory and Applications to Heat Exchangers and Nuclear Reactors. New
York, N.Y. (u.a.): Hemisphere Publ. 1979. Vol.1, S.505.

Rehme, K.

Comments on 'An investigation of heat transfer and friction for rib-roughened
surfaces'. Letter to the editor.

International Journal of Heat and Mass Transfer, 22 (1979) S. 491-92.

Reimann, M., Murfin, W.B., Alsmeyer, H.

On the penetration of hot melts into concrete structures.

Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11,
1979. ANS. Transactions, 31 (1979) S. 371-73.

Rohrbacher, H.A., Rahn, A.

Testinstrumentierung und Datenerfassung für MOL 7C Sicherheitsexperimente.

Irradiation Tests for Reactor Safety Programmes, Internat. Colloquium, Petten,
June 25-28, 1979.

Royl, P.

Analytical discription of initial accident phases: boiling, cladding motion,
fuel motion.

Thermohydraulic Problems Related to LMFBR Safety, Course, Ispra, Italy, May 28
- June 6, 1979.

Royl, P., Billington, D., Evrard, G., Defremont, R., Hummel, H., Delapparent,
D., Maschek, W., Penet, F., Perks, M., Pizzica, P., Renard, A., Struwe, D.

Comparative simulation of a hypothetical loss of flow accident in a LMFBR using
different computer models for a common benchmark problem.

ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety,
Brussels, October 16-19, 1978. Proceedings. Brussels: ENS/ANS 1978. Vol. II. S.
1597-1607.

Royl, P., Cramer, M., Schmuck, P., Düsing, R., Essig, C.
Analyses of hypothetical loss of flow accidents without scram in the SNR-300 end-of-life Mark 1A core using the SAS3D code system.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.II, S. 624-34.

Royl, P., Cramer, M., Düsing, R., Essig, C., Fröhlich, R., Schmuck, P., Struwe, D., Zimmerer, W.
Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im abgebrannten Mark-1A-Kern des Kernkraftwerks Kalkar.
KfK-Bericht 2845.

Salz, W., Hoang, Y.S., Schäfer, K.
The validation of the explosion containment code ARES within the European COVA-programme.
ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, October 16-19, 1978. Proceedings. Brussels: ENS/ANS 1978. Vol.II, S. 1446-60.

Schäfer, L., Polifka, F., Kempe, H.
Das Zeitstand- und Kriechverhalten von Rohren aus dem austenitischen Stahl X8 CrNiMoNb 16 16 (Werkstoff-Nr. 1.4981) bei Belastung durch Innendruck.
KfK-Bericht 2773.

Schäfer, L., Wassilew, C., Closs, K.D.
Das Zeitstandverhalten von Rohren aus dem austenitischen Stahl X10 NiCrMoTiB 15 15 (Werkstoff-Nr.1.4970) bei Belastung mit Innendruck im Reaktor.
KfK-Bericht 2781.

Scheibe, W., Schmitt, R.
Einfluß von Haltezeiten auf das Ermüdungsverhalten des bestrahlten Werkstoffes 1.4948 (Schweißverbindung und Grundwerkstoff).
Sicherheit von Reaktorkomponenten gegen Strahlenschäden, Fachtagung, Hannover, 27.März 1979.

Scheibe, W., Schmitt, R., Rodrian, D., Pfeifenroth, M.
Zyklisches Verfestigungsverhalten des SNR-Strukturwerkstoffes X6CrNi1811 (1.4948).
KfK-Bericht 2872.

Schleisiek, K.
Evaluation and prevention of local core accidents.
Nuclear Power-Option for the World, European Nuclear Conf., Hamburg, May 6-11, 1979. ANS. Transactions, 31 (1979) S. 369-70.

Schmitt, A.P., Teague, H., Heusener, G.
The SCARABEE experimental fast reactor safety programme already completed.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol.I, S. 433-443.

Schneider, H.
Untersuchungen zum Massetransport an Stahl in einem Natriumkreislauf.
Hauptversammlung der Deutschen Gesellschaft für Metallkunde, Innsbruck, 16.-19.Mai 1978, Werkstoffe und Korrosion, 30 (1979) S. 358-64.

Schütz, W.

Fuel and fission product release and transport from hot sodium pools.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange
Park, Ill.: ANS, Vol.III, S. 1455-1464.

Schumacher, G.

Material transport processes and their effects in fast breeder mixed oxide
fuel.

Fast Breeder Reactor Fuel Performance. ANS, Topical Meeting, Proc., Monterey,
Calif., March 5-8, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS 1979, S. 279-291.

Smidt, D.

Summary on licensing considerations, selection of safety design criteria and
accident analysis - FBR's.

ENS/ANS Internat. Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels,
October 16-19, 1978. Proc. Brussels: ENS/ANS 1978. Vol. 3, S. 2827-28.

Smidt, D.

Reaktor-Sicherheitstechnik.

Berlin, Heidelberg: Springer 1979, 291 S.

Smidt, D.

Entwicklungsziele für die Sicherheit des natriumgekühlten schnellen Brutreak-
tors.

In: Statusbericht 1979 Projekt Schneller Brüter. KfK-2828, S. 62-74.

Schmitt, R., Scheibe, W., Anderko, K.

Creep-fatigue interaction on 1.4948 austenitic stainless steel, including
irradiation effects.

Jaeger, T.A.; Boley, B.A. (Hrsg.): Transactions of the 5. Internat. Conf. on
Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979, Vol.L.
Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S. L12/7, 1-8.

Solano, R., Schirra, M., Rivas, M. de las, Barroso, S., Seith, B.

Tiempo de rotura en fluencia y comportamiento a la fluencia lenta de acero X6
CrNi 1811 (1.4948). Parte II de programa de extrapolacion. J.E.N. 447 (1979).

Stieglitz, L., Roth, W.

Identification of polar and non volatile pollutants by chemical ionization
mass spectrometry and element specific detection.

Chemical Congress, American Chemical Society, Chemical Society of Japan,
Honolulu, Hawaii, April 1-6, 1979.

Thümmler, F., Kleykamp, H., Hofmann, P.

Der Einfluß chemischer Faktoren auf das Bestrahlungsverhalten von Oxidbrenn-
stoff.

Journal of Nuclear Materials, 81 (1979) S. 215-30.

Trippe, G.

Experimentelle Untersuchungen turbulenter Strömungen in axial durchströmten
Stabbündeln ohne und mit gitterförmigen Abstandshaltern.

KfK-Bericht 2834.

Venker, H., Bober, M., Schumacher, G.
Arguments concerning the evaluation of cladding dilatation due to thermo-
diffusion.
Nuclear Technology, 42 (1979) S. 335-36.

Voges, U.
Design and validation of safety-related software.
Meyer, H. (Hrsg.)
Real-Time Data Handling and Process Control, 1st European Symp., Berlin,
October 23-25, 1979. Amsterdam: North Holland Publ. Co. 1980, S. 195-98.

Vollath, D.
NC 1979/Foratom VII. 3. Schnelle Brutreaktoren.
Atomwirtschaft. - Atomtechnik, 24 (1979) S. 433.

Vollath, D.
Anwendungsbeispiele der Bildanalyse in der Werkstofftechnik.
Digitale Signalverarbeitung und Mustererkennung, Seminar, Univ. Heidelberg,
6. November 1979.

Vollath, D.
Methods of characterizing fuel structure.
Journal of Nuclear Materials, 81(1979) S. 115-34.

Wassilew, C., Anderko, K., Schäfer, L.
Irradiation-induced creep above 0,5 T(sub S) of stabilized austenitic stainless
steels.
Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components,
Internat. Conf., Ajaccio, France, June 4-8, 1979.

Weimar, P., Keller, K., Bauer, F.
BR-2-Kapselversuchsgruppe Mol-8c. Zerstörende Nachuntersuchung.
KfK-Bericht 2772.

Weimar, P., Steiner, H.
Post irradiation examination and analysis of 13 (U,Pu)C-fuel pins irradiated in
the thermal flux of FR2.
Jäger, T.A., Boley, B.A. (Hrsg.):
Transactions of the 5. Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor
Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol.D.
Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.D2/2, 1-8.

Weinkötz, G., Martin, H.
Detection of different coolant blockage sizes in an LMFBR subassembly by
measurement of the RMS-value of temperature fluctuations.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange
Park, Ill.: ANS, Vol.IV, S.1716-24.

Weinkötz, G., Martin, H., Krebs, L.
Detection of cooling disturbances in the fuel elements of an LMFBR by
temperature fluctuation analysis.
Procedures and Systems for Assisting an Operator During Normal and Anomalous
Nuclear Power Plant Operation Situations. IAEA/NPPCI Specialists' Meeting,
München, Dezember 5-7, 1979, GRS-19 (August 80) S. 483-96.

Wild, E., Mack, K.J.
Experimental parameter investigations on the tribological behavior of stellite 6 in liquid sodium.
Nuclear Technology, 42 (1979) S. 216-23.

Wild, E., Mack, K.J.
The tribological lay-out of Na-cooled nuclear power plants.
Patterns of Tribology, 4. Internat. Tribology Conf., Paisley, UK, September 10-15, 1979.

Wild, E., Mack, K.J.
Lubrication in nuclear reactor components.
Frictional systems in liquid sodium and argon atmosphere.
1. Internat. Conf. on Frontiers in Lubricant Technology, Neapel, April 4-7, 1978
Tribology International, 11 (1979) No 6, S. 321-24.

Wilhelm, D.
Flow coast-down accidents with natural convection in GCFRs.
Fast Reactor Safety Technology, Seattle, Wash., August 19-23, 1979. La Grange Park, Ill.: ANS, Vol. III, S. 1666-77.

Wilhelm, D.
Latest results in GCFR safety analyses with the PHAETON 2 computer code.
Gas-Cooled Fast Reactor Safety and Associated Design Features, Specialist Meeting, Brussels, Belgium, March 13-15, 1979.

Wilhelm, D.
PHAETON 2 flow coast-down calculations including natural convection in helium cooled fast reactors.
KfK-Bericht 2822.

Wisshak, K., Wickenhauser, J., Käppeler, F.
The branching ratio in ^{242}Am after neutron capture in ^{241}Am in the keV region.
Nuclear Cross Sections for Technology, Internat. Conf., Knoxville, Tenn., USA, October 22-26, 1979.

Wisshak, K., Käppeler, F.
A measurement of the subthreshold neutron fission cross-section of plutonium-240 in the energy range from 10 to 250 keV.
Nuclear Science and Engineering, 69(1979) H.1, S. 47-54.

Wisshak, K., Käppeler, F.
Neutron capture cross-section ratios of plutonium-240 and plutonium-242 versus gold-197 in the energy range from 50 to 250 keV.
Nuclear Science and Engineering, 69 (1979) H.1, S. 39-46.

Wisshak, K., Käppeler, F., Hage, W.
Measurements of fast neutron capture and fission cross sections of minor actinide isotopes.
Specialists' Meeting on Nuclear Data of Plutonium and Americium Isotopes for Reactor Application, Brookhaven National Laboratory, November 20-21, 1978
BNL-50991; zugl. NEANDC-L-116 (May 79) S. 33-47.

Wisshak, K., Käppeler, F.

Capture cross section measurements on ^{240}Pu , ^{242}Pu and ^{241}Am between 10 and 250 keV.

Neutron Physics and Nuclear Data for Reactors and other Applied Purposes. Proc. of an Internat. Conf., Harwell, UK, September 25-29, 1978. Paris: OECD 1978. S.1113-1117.

Wisshak, K., Käppeler, F., Hage, W.

Determination of the capture and subthreshold fission cross-section of ^{241}Am in the energy range from 10 to 250 keV.

Neutron Interlab Seminar, Paris, June 25-27, 1979.

Wisshak, K., Käppeler, F., Hage, W.

Measurement of the subthreshold fission cross-section of ^{240}Pu and ^{241}Am .

Neutron Physics and Nuclear Data for Reactors and ther Applied Purposes. Proc. of an Internat. Conf., Harwell, UK, September 25-29, 1978. Paris: OECD 1978. S. 893-98.

Woźnicki, Z.

HECAGA-II-120, -60, -30 two-dimensional multi-group neutron diffusion programmes for a uniform triangular mesh with arbitrary group scattering.

KfK-Bericht 2789.

Zehlein, H.

Prediction of energy absorption capability and damage distribution of a complete SNR 300 subassembly under pressure pulses.

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

Transactions of the 5.Internat. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, August 13-17, 1979. Vol.E. Luxembourg: Commission of the European Communities 1979. S.E6/4, 1.

Zimmermann, H.

Swelling in mixed-oxide fuel pins.

Nuclear Technology, 41 (1978) S. 408-10.

1980

Abdel-Khalik, S.I., Jansen, P., Kessler, G., Klumpp, P.
 Impact of fusion-fission hybrids on world nuclear future.
 Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-26.März 1980.
 Eggenstein-Leopoldshafen:
 Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980 S. 942-45.
 2nd Internat.Conf.on Emerging Nuclear Energy Systems, Lausanne, CH, April 8-11,
 1980
 Atomkernenergie-Kerntechnik, 36(1980) S. 23-25.
 KfK-Bericht 2998 (August 1980)
 UWFDM-33.

Alexas, A., Cherdron, W., Jordan, S., Lindner, W.
 Dynamisches Verhalten von Brandaerosolen in geschlossenen Containments.
 Stoeber, W., Jänicke, R.(Hrsg.) Aerosols in Science, Medicine and Technology -
 the Biomedical Influence of the Aerosol. - 7th Conf., Düsseldorf, 3-5 October,
 1979, Mainz: Gesellschaft für Aerosolforschung 1979, S. 102-07.

Alexas, A., Cherdron, W., Jordan, S.
 Untersuchungen von großen Natriumbränden im Containment der FAUNA-Anlage.
 Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980,
 KTG/DAtF, Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik,
 Mathematik 1980, S. 383-86.

Anderko, K.
 Zur Eignung warmfester Vergütungsstähle mit 9-12 % Chrom für Komponenten im
 Kern Schneller Reaktoren - Ein Überblick.
 Journal of Nuclear Materials, 95(1980) S. 31-43.

Anderko, K., Wassilew, C.
 Einfluß von Neutronenbestrahlung auf das Kriechverhalten des vergüteten 12 %
 Chrom-Stahls 1.4914.
 Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980, Berlin, 25.-27. März 1980.
 KTG/DAtF, Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik,
 Mathematik 1980. S. 535-38.

Barleon, L., Werle, H.
 Debris bed investigations with adiabatic and cooled bottom.
 Kottowski, H.M. (Hrsg.)
 Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980
 Ispra: LMBWC 1980. S. 860-82.

Barroso, S., Ehrlich, K., Gross, R.
 Untersuchung zum Ausscheidungsverhalten und zur Mikrostruktur des Werkstoffes
 X6CrNi 1811 (1.4948) unter Kriechbeanspruchung.
 Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27. März 1980.
 KTG/DAtF. Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik,
 Mathematik 1980, S. 709-12.

Bauer, F., Ernst, W., Weimar, P.
 Auslegung, Bestrahlung und Nachuntersuchung der (U,Pu)C-Prüflinge der Kapselver-
 suchsgruppe FR2-6d.
 KfK-Bericht 2947.

Baumann, W., Schalk, H.
Strömungseinlauf bei künstlicher Wandrauigkeit.
KfK-Bericht 2945.

Baxi, C.B., Dalle Donne, M.
Fluid flow and heat transfer in the gas cooled Fast Breeder Reactor.
GA-A15941.

Bhat, N.P., Borgstedt, H.U.
Testing a diffusion type hydrogen meter in a sodium loop.
Atomkernenergie-Kerntechnik, 35 (1980), S. 170-74.

Bober, M., Karow, H.U., Müller, K.
Study of the spectral reflectivity and emissivity of liquid ceramics.
High Temperatures - High Pressures, 12 (1980) S. 161-68.

Bocek, M.
Creep rupture at non stationary stress and temperature loading conditions.
Haasen, P. u.a. (Hrsg.)
Strength of metals and alloys. 5th Internat. Conf., Aachen, August 27-31,
Oxford: Pergamon Pr. 1980. Vol.I, S. 417-24.

Bocek, M., Hoffmann, M.
Creep rupture at superimposed non-stationary stress and temperature loading.
Journal of Nuclear Materials, 89(1980) S. 62-70.

Bönisch, G., Kleefeldt, K.
Heterogene Kerne für Schnelle Brüter. Thermohydraulische und mechanische
Gesichtspunkte im Vergleich zum homogenen Kern.
KfK-Nachrichten, 12(1980) No 4, S.16-23.

Borgstedt, H.U.
Gleichgewichtsverteilung des Kohlenstoffs zwischen austenitischen FeCrNi-Le-
gierungen und Alkalimetallen.
Deutsche Gesellschaft für Metallkunde, Hauptversammlung, Den Haag, 5.-8.Juni
1979, Metall 34(1980) S. 143-45.

Borgstedt, H.U.
Zur Frage eines Beitrags der Löslichkeit von Argon zum Gastransport in der KNK
II.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 25(1980) S. 303-04.

Borgstedt, H.U., Schneider, H.
Liquid metal technology in energy production.
Bericht über eine internat. Tagung in Richland, Washington, USA, vom
21.-24.4.1980. KfK-Nachrichten, 12 (1980) No 3, S. 42-43.

Bottoni, M.
Numerical solution of one-dimensional conservation equations for sodium vapour
flow with the residual method of orthogonal collocations.
Kottowski, H.M. (Hrsg.)
Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I., June 4-6,
1980, Ispra: LMBWG 1980. S.9-33.

Bunz, H.

PARDISEKO IIIb. Ein Computerprogramm zur Berechnung des Aerosolverhaltens in geschlossenen Behältern.

KfK-Bericht 2903.

Casal, V.

Design of high-performance fuel pin simulators for thermodynamic experiments with nuclear fuel elements.

Nuclear Technology, 47(1980) S. 153-62.

Cevolani, S., Rehme, K.

Forced convection heat transfer in a bundle of 12 rods.

5th Gas Cooled Fast Reactor (GCFR) Heat Transfer Specialists Meeting, Würenlingen, May 14-16, 1979

Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat. Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Saratoga Springs, N.Y., October 7-9, 1980,

NUREG/CP-0014-Vol.3(1980) S. 2258-2277.

Cevolani, S., Rehme, K.

Temperatur- und Druckverteilung in gasgekühlten Stabbündeln - Vergleich von Berechnungen mit experimentellen Ergebnissen.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25-27. März 1980.

KTG/DAtF, Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 125-28.

Clare, A.J.

Pin cooling and dryout in steady local boiling.

KfK-Bericht 2944.

Clare, A.J., Huber, F.

Boiling and dryout in the KNS local blockage experiments.

Kottowski, H.M.- (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWC 1980. S. 318-43.

Cramer, M., Royl, P., Struwe, D.

Einfluß der Pumpenauslaufcharakteristik eines großen natriumgekühlten Brutreaktors auf die Konsequenzen von hypothetischen Durchsatzstörfällen.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27. März 1980,

KTG/DAtF. Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 195-98.

Dalle Donne, M.

Grundlagenuntersuchungen zur Wärmeübertragung bei schnellen Brutreaktoren.

Kernenergie, 23 (1980) S. 132-37.

Dalle Donne, M.

Gas cooled fast reactor background, facilities, industries, and programmes.

KfK-Bericht 2952 (Mai 80)

EUR-6407e.

Dalle Donne, M.

Heat transfer from rough surfaces: some considerations on the assumption of logarithmic velocity and temperature profiles.

KfK-Bericht 3077 (November 80)

EUR-6409e.

Dalle Donne, M., Dorner, S.
Measurements of density and of thermal expansion coefficient of sodium tetraborate (borax)-UO₂ and of sodium metaborate-UO₂ solutions.
KfK-Bericht 3088 (Dezember 1980)
EUR-7550e.

Dalle Donne, M., Kiefhaber, E.
Performance of two- and three-dimensional roughnesses on the fuel rods of gas-cooled reactors.
Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25-27. März 1980. KTG/DatF. Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 969-72.

Dalle Donne, M., Werle, H.
Laboratory studies of the meltfront propagation in a borax core-catcher.
KfK-Bericht 3021.

Dienst, W., Guerin, Y., Gatesoupe, J.P., Müller-Lyda, I.
Fuel-cladding mechanical interaction in Fast Breeder fuel pins; observations and analysis. Journal of Nuclear Materials, 91 (1980) S. 73-84.

Dorr, B., de Vries, J.E. Maarleveld, J.R.C.
Sodium boiling and pin dryout behind plane flow blockages.
Kottowski, H.M. (Hrsg.)
Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I., June 4-6, 1980, Ispra: LMBWG 1980. S. 344-68.

Ebert, K.H.
Die Wiederaufarbeitung von Schnellbrüter-Brennelementen.
Atomkernenergie-Kerntechnik, Bd. 36 (1980) S. 259-63.

Edelmann, M.
A new correlation method for measuring individual coolant flow and power of LMFBR subassemblies. Invited Paper.
Annual Nat. Meeting of the American Nuclear Society, Las Vegas, Nev., June 8-13, 1980. Transactions of the American Nuclear Society, 34 (1980) S. 805-06.

Edelmann, M., Hoppé, P., Mitzel, F., Väh, W.
Two-phase-flow effects observed in a sodium-cooled reactor. Invited Paper.
Annual Nat. Meeting of the American Nuclear Society, Las Vegas, Nev., June 8-13, 1980. Transactions of the American Nuclear Society, 34 (1980) S. 798-99.

Elbel, H.
Uncertainties in the interpretation of computer results on the behaviour of LMFBR fuel pins.
Theoretical Modelling of LMFBR Fuel Pin Behaviour, IAEA Specialists' Meeting, Fontenay-aux-Roses, F, May 28-June 1, 1979, IWGFR/31 (Dezember 79) S. 47-57.

Elbel, H.
Activities at the Institute of materials and solid state research of the Karlsruhe Nuclear Research Centre in the field of fuel pin modelling.
Theoretical Modelling of LMFBR Fuel Pin Behaviour, IAEA Specialists Meeting, Fontenay-aux-Roses, F, May 28-June 1, 1979, IWGFR/31, (Dez. 79) S. 43-46.

Essig, C., Maschek, W.

Einfluß des Brennstoff-Stahl-Wärmeübergangs auf den Umsetzungsprozess thermischer in mechanische Energie.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980, Berlin, 25.-27. März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 199-202.

Fischer, E.A.

Einfache Methoden zur Berechnung der anisotropen Diffusion in schnellen Reaktoren.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27. März 1980

Eggenstein-Leopoldshafen:

Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 71-74.

Fröhlich, R., Helm, F., Kessler, G., Kiefhaber, E.

Safety related physics activities in the DEBENE-FBR-project. Present status, needs and perspectives.

ANS Conf. on Advances in Reactor Physics and Shielding, Sun Valley, Idaho, September 14-17, 1980

KfK-Bericht 3082.

Fröhlich, R., Maschek, W., Royl, P., Struwe, D.

Status of analysis of hypothetical core disruptive accident energetics for licensing of SNR-300.

ANS/ENS Internat. Conf. on World Nuclear Energy Accomplishments and Perspectives, Washington, D.C., November 17-21, 1980

Transactions of the American Nuclear Society, 35(1980) S. 379-81.

Fukuzawa, Y.

Influence of leakage flow on the behaviour of gas behind a blockage in LMFBR subassembly geometry.

KfK-2969.

Fukuzawa, Y.

A model of gas cavity breakup behind a blockage in Fast Breeder Reactor subassembly geometry.

KfK-Bericht 2953.

Fukuzawa, Y., Huber, F., Leishman, P.M.

Influence of leakage flow through a permeable 21% corner blockage upon the reserve flow, the temperature distribution, and the gas cavity formation in FBR subassembly geometry. (Results from tests with water).

Kottowski, H.M. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWC 1980. S. 231-50.

Gmeiner, L., Voges, U.

Software diversity in reactor protection systems: an experiment.

Lauber, R. (Hrsg.)

Safety of Computer Control System. Proc. of the IFAC Workshop, Stuttgart, May 16-18, 1979

Oxford: Pergamon Pr. 1980. S. 75-81.

Goel, B.

Neutronen-Daten von schweren Aktiniden für KEDAK 4.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen: FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 51-54.

Götzmann, O., Kleykamp, H.

Post irradiation examination of simulated fission product doped hyperstoichiometric mixed oxide fuel pins.

Journal of Nuclear Materials, 89(1980) S. 71-79.

Grötzbach, G.

Numerical simulation of turbulent liquid metal flows in plane channels and annuli.

KfK-Bericht 2968.

Häfner, H.E., Philipp, K., Sebold, G.

Abschlußbericht über Entwicklung und Betrieb von Hochdruck-Bestrahlungskapseln zur Ermittlung des Kernbrennstoffschwellens im FR 2.

KfK-Bericht 2948.

Häfner, H.E., Philipp, K.

Abschlußbericht über Entwicklung und Betrieb von einwandigen NaK-Kapseln zur Bestrahlung von Hochleistungsbrennstäben im FR 2.

KfK-Bericht 2989.

Häfner, H.E., Philipp, K., Blumhofer, M.

Abschlußbericht über Entwicklung und Betrieb von instrumentierten Bestrahlungskapseln für Kriechexperimente an Kernbrennstoffen im FR 2.

KfK-Bericht 2882.

Hassan, M.A.

Wärmeübergang im Abstandshalterbereich gasgekühlter Stabbündel.

KfK-Bericht 2954.

Hassan, M.A., Rehme, K.

Experimentelle Untersuchung des Wärmeübergangs unter Gitterabstandshaltern in gasgekühlten Stabbündeln.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen: Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 121-24.

Herschbach, K., Schneider, W., Wassilew, Ch., Ehrlich, K.

Bestrahlungsverhalten von Hüll- und Kernstrukturwerkstoffen für den SNR 300.

Atomkernenergie/Kerntechnik, 36 (1980) S. 271-76.

Heusener, G., Hübel, H., Roßbach, W.

Die Sicherheit schneller Brutreaktoren bezüglich Störfällen mit Kernzerstörung.

Atomkernenergie/Kerntechnik 36 (1980) 282

Hoffmann, G., Jacobi, S., Jonatzke, O., Letz, K.D., Schmitz, G.

Rechnergesteuertes Gammaspektrometer mit kontinuierlicher Auswertung.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 844-47.

Hoffmann, G., Letz, K.D.

On-line gamma spectroscopy measuring station for cover gas monitoring at KNK II.

KfK-Bericht 2797.

Hoffmann, H., Hofmann, F., Rehme, K.,

Thermo- und fluiddynamics of LMFBR fuel subassemblies under nominal and non-nominal operating conditions (status).

Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Saratoga Springs, N.Y., October 7-9, 1980

NUREG/CP-0014-Vol.3 (1980) S. 1747-65.

Homann, C., Kramer, W., Schleisiek, K.

Temperature increase and boiling behaviour in porous blockages in LMFBR fuel elements.

Kottowski, H.M. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWC 1980. S. 453-67.

Huber, F., Mattes, K., Pepler, W.

Influence of gas on cooling behind blockages in a LMFBR subassembly geometry. (Results from tests in sodium).

Kottowski, H.M. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWG 1980. S.231-50.

Hüper, R.

Entwicklung, Bau und Betrieb Schneller Brüter.

Atom und Strom, 26 (1980) S. 107-16.

Kaiser, A.

Investigation of critical heat flux with sodium for forced convection.

Kottowski, H.M. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWC 1980. S. 305-17.

Kaiser, A.

Natrium-Siedeexperimente zum LOF-Störfall in einem elektrisch beheizten Siebenstab-Bündel mit SNR-300-Mk-II-Geometrie.

KfK-Bericht 3058.

Karsten, G., Hellriegel, W., Henisch, H., Romer, O., Weih, G., Weiser, F.

Zusammenhänge zwischen Materialeigenschaften und nichtstationärem Verhalten oxidischen Brennstoffes.

KfK-Bericht 2955.

Karsten, G., Kramer, W., Schleisiek, K.

Material relocation phenomena in the in-pile blockage experiments Mol 7C.

Kottowski, H.N. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWG 1980. S. 832-49.

Kedziur, F.

Untersuchung einer Zweiphasen-Düsenströmung und Überprüfung verschiedener Rechenprogramme anhand der experimentellen Ergebnisse.

KfK-Bericht 2946

Keschtkar, H.A.

Ein anisotroper Detektor für schnelle Neutronen zum Nachweis von Brennstoffbewegungen.

KfK-Bericht 2973.

Kleykamp, H.

Die Zusammensetzung von Rückständen aus der Auflösung von bestrahltem DFR 330/1-Mischcarbid-Brennstoff.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 429-32.

Kleykamp, H.

Thermodynamische Untersuchungen in Oxid- und Metallsystemen und ihre Bedeutung für die Beurteilung des chemischen Verhaltens bestrahlter Brennstäbe.

KfK-Nachrichten, 12(1980) No.4, S. 37-45.

Kramer, W., Schleisiek, K., Schmidt, L., Vanmassenhove, G., Verwimp, A.

Investigation of local cooling disturbances in an in-pile sodium loop in BR 2.

ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, October 16-19, 1978. Proceedings. Brussels: ENS/ANS 1978. Vol.I, S. 699-710; Nuclear Technology, 46 (1979) S. 281-88.

Krebs, L.

Geschwindigkeits- und Temperaturfelder hinter dem Brennelement eines natriumgekühlten Reaktors.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 137-40.

Krebs, L., Weinkötz, G., Bremhorst, K.

Detection of cooling disturbances downstream of sodium cooled reactor subassemblies

Analysis of out-of-pile measurements and development of a gradient diffusion model.

Kottowski, H.M. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Roma, I, June 4-6, 1980
Ispra: LMBWG 1980. S. 442-52.

Krieg, B., Stein, E., Woll, D.

Neutronenphysikalische Datenbanken für die Berechnung Schneller Reaktoren.

KfK-Nachrichten, 12 (1980) No 1-2, S.49-54.

Kuczera, B., Struwe, D.

Ergebnisse der ersten CABRI-Experimente zum Verhalten von Brennstäben natriumgekühlter Brutreaktoren unter hypothetischen Störfallbedingungen.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 191-94.

Küfner, K., Heger, R.

DIAMANT 2

Ein Multigruppen Neutronentransportprogramm für Dreiecks- und Hexagonalgeometrie, KfK-Bericht 3033.

Ladisch, R.

Untersuchung der minimalen Filmsiedetemperatur auf keramischen und metallischen Heizern.

KfK-Bericht 2970.

Lassmann, K.

Stand und Problematik der Brennstab-Strukturanalyse.

KfK-Bericht 2875.

Leistikow, S.

Werkstoff- und Bauteilverhalten bei Heißgaskorrosion.

Votr.: VDI-Gesellschaft Werkstofftechnik, Baden-Baden, 10.-11.Juni 1980

VDI-Berichte, No 365 (1980) S. 59-72.

Marek, J., Rehme, K.

Heat transfer in smooth and roughened rod bundles near spacer grids.

Yao, S.C., Pfund, P.A. (Hrsg.) Fluid Flow and Heat Transfer Over Rod or Tube Bundles, Winter Annual Meeting of the American Soc. of Mechanical Engineers, New York, N.Y., December 2-7, 1979. New York, N.Y.:ASME 1980. S. 163-70.

Marten, K., Baumgärtner, E.

Experimentelle Bestimmung transienter Temperaturverteilungen an thermisch hochbelasteten Kernbrennstäben unter dem Einfluß einer Argon-Natriumströmung.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 133-36.

Marth, W.

Zum Stand der Brüterentwicklung.

Atomkernenergie/Kerntechnik Bd. 36 (1980) S. 241-249.

Marth, W.

SNR 300: "Nicht wirklich unzufrieden?"

Energie, 32 (1980) S. 309-10.

Maschek, W.

Einfluß der Ausdampfprozesse von Emittlern verzögerter Neutronen und deren Vorläufern aus siedenden Brennstoff/Stahlpools auf die Energetik von Sekundärexkursionen.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 371-74.

Maschek, W.

Einfluß der Vorläuferkonzentrationen auf die Energetik von prompt kritischen Leistungsexkursionen.

KfK-Bericht 2988.

Menzenhauer, P., Peppler, W., Will, H.

Experimente zur Simulation von hypothetischen Reaktorstörfällen mit Brennelementattrappen.

Industrielle Fototechnik. Informationen, 8(1980) S. 22-26.

1980-10

Menzenhauer, P., Peppler, W., Will, H.

Simulation von Stabversagen und Materialbewegungen in Schnellbrüterbrennelementen bei hypothetischen Störfällen.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27. März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 363-66.

Meyer, L.

Turbulent flow in a plane channel having one or two rough walls.

International Journal on Heat and Mass Transfer, 23 (1980) S. 591-608.

Meyer, L.

Asymmetric velocity distribution in a plane channel with artificial roughness.

Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics, Saratoga Springs, N.Y., October 7-9, 1980.

NUREG/CP-0014-Vol.3(1980) S. 2296-2314.

Meyer, L., Vogel, L.

The velocity distribution and pressure loss at artificial roughnesses with sharp and rounded edges.

KfK-Bericht 2885

6th GCFR Heat Transfer Specialists Meeting, Berkeley, GB, September 15-17, 1980.

Meyer, L.

Die Optimierung der Rauheitsgeometrie für die Verbesserung des Wärmeüberganges.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27. März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 169-72.

Meyer, L.

Velocity distribution and pressure loss at three-dimensional roughnesses.

6th GCFR Heat Transfer Specialists Meeting, Berkeley, GB, September 15-17, 1980

KfK-Bericht 3026.

Meyer, L.

Friction and heat transfer correlations for the roughness of the BR-2-calibration element.

KfK-Bericht 2986.

Meyer, L., Rehme, K.

Heat transfer and pressure drop measurements with roughened single pins cooled by various gases.

6th GCFR Heat Transfer Specialists Meeting, Berkeley, GB, September 15-17, 1980

KfK-Bericht 2980.

Möllendorff, U.von, Henneges, G.

Messung der Reaktivitätswerte nachgebildeter KNK-II-Kontrollstäbe in den SNEAK-11-Anordnungen.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27. März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S.59-62.

Möller, R., Tschöke, H.

Temperature fields in the critical peripheral zones of LMFBR core sub-assemblies - status of knowledge, unsettled problems and means of settling them.

Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics held at Saratoga Springs, N.Y., October 5-8, 1980.

NUREG/CP-0014 Vol. 3, S. 1871-81.

Möller, R., Tschöke, H.

Steady-state, local temperature fields with turbulent liquid sodium flow in nominal and disturbed bundle geometries with spacer grids.

Nuclear Engineering and Design, 62 (1980) S. 69-80.

Möller, R., Tschöke, H., Kolodziej, M.

Stationäre, lokale Temperaturfelder bei turbulenter Natriumströmung in nominellen und gestörten Bündelgeometrien mit gitterförmigen Abstandshaltern.

KfK-Bericht 2856.

Müller, St., Thun, G., Glauner, W.

Two novel probes for flow measurements in liquid metal pipes of great nominal widths.

Proc. of the Specialists' Meeting on Sodium Flow Measurements in Large LMFBR Pipes.

Interatom, Bergisch Gladbach, February 4-6, 1980, S. 83-93.

Müller, St., Thun, G., Krebs, L.

Permanent magnet flowmeter probes, proposed sensors for instrumentation of LMFBRs.

Kottowski, H.M. (Hrsg.)

Liquid Metal Boiling Working Group. 9th Meeting. Proc., Rome, I, June 4-6, 1980

Ispra: LMBWG 1980. S. 1053-63.

Müller-Lyda, I.

Untersuchungen zur mechanischen Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr in Brennstäben von Schnellen Brüter-Reaktoren.

KfK-Bericht 3012.

Müller-Lyda, I.

The plastic deformation behaviour of ceramic nuclear fuels at stress changes.

Journal of Nuclear Materials, 88(1980) S. 161-67.

Müller-Lyda, I., Dienst, W.

A measurement of the irradiation induced creep of mixed carbide nuclear fuel.

Fundamental Mechanisms of Radiation Induced Creep and Growth, Internat.Conf., Chalk River, Canada, May 8-10, 1979

Journal of Nuclear Materials, 90 (1980) S. 232-39.

Naqvi, A.A.

Die Fragmenteigenschaften bei der Spaltung von ^{237}Np mit schnellen Neutronen - eine experimentelle Untersuchung zur Spaltungsdynamik.

KfK-Bericht 2919

Dissertation, Univ. Karlsruhe 1980.

Ochsenfeld, W., Bleyl, H.J.

Reprocessing of irradiated plutonium recycle fuel: experiments in the facility MILLI.

Fuel Cycles for the 80's. Gatlinburg, Tenn., September 29-October 2, 1980.

CONF-800943-(Summ.)(1980) S. 29-32.

Ochsenfeld, W., Bleyl, H.J., Ertel, D., Heil, F., Petrich, G.

Studies on fast reactor fuel reprocessing in Karlsruhe.

Fast Reactor Fuel Reprocessing. Proc. of a Symp., Dounreay, GB, May 15-18, 1979. London: Soc. of Chemical Industry 1980 S. 77-91.

Padilha, A.F., Schanz, G.

Precipitation of a boride phase in 15% Cr-15%Ni-Mo-Ti-B austenitic stainless steel (DIN 1.4970).

Journal of Nuclear Materials, 95 (1980) S. 229-238.

Preininger, D.

Beziehungen zwischen dem Verformungs-, Bruch- und Duktilitätsverhalten unter beliebig kombinierten instationären Beanspruchungen aus monotonen Temperatur- und Spannungsanstiegen $T(t)$, $\sigma(t, T)$.

KfK-Bericht 2908.

Rehme, K.

Strömungsuntersuchungen an einem asymmetrischen Stabbündel ($W/D=1.096$).

KfK-Bericht 3047.

Rehme, K.

Strömungsuntersuchungen an einem asymmetrischen Stabbündel ($W/D=1.048$).

KfK-Bericht 3069.

Rehme, K.

Untersuchungen zur Turbulenzstruktur in einem Wandkanal eines Stabbündels ($P/D=1.07$).

KfK-Bericht 2983.

Rehme, K.

The structure of turbulent flow through subchannels of rod bundles.

Yao, S.C., Pfund, P.A. (Hrsg.)

Fluid Flow and Heat Transfer over Rod or Tube Bundles, Winter Annual Meeting of the American Soc. of Mechanical Engineers, New York, N.Y., December 2-7, 1979. New York, N.Y.: ASME 1980. S.67-76.

6th GCFR Heat Transfer Specialists Meeting, Berkeley, GB, September 15-17, 1980.

Reil, K.O., Young, M.F., Jacobs, H., Plitz, H.

Prompt burst energetics experiments: fresh uranium carbide/sodium series.

NUREG/CR-1396

SAND80-0820 (R7) (Mai 1980).

Schad, M.

Application of a sodium austenitic corrosion model to a fuel rod.

Nuclear Technology, 50(1980) S. 289-97.

Schad, M.

To the corrosion of austenitic steel in sodium loops.
Nuclear Technology, 50(1980) S. 267-88.

Schäfer, L.

Mechanische Eigenschaften der Hüllrohre aus dem Stahl 1.4970 nach dem Einsatz im Bündelbestrahlungsexperiment Rapsodie.
KfK-Bericht 3029.

Scheibe, W., Schmitt, R.

Kombinierte Kriech- und Ermüdungsbeanspruchung am geschweissten Werkstoff X6 CrNi 1811 (unbestrahlt und bestrahlt).
Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.
Eggenstein-Leopoldshafen: FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S.697-700.

Schikorr, W.

Assessments of the thorium and uranium fuel cycle in fast breeder reactors and high temperature reactors.
IIASA-CP-79-19.

Schirra, M., Solano, R.R., Seith, B., Rivas, M.de las

Kriechversuche am SNR-Strukturwerkstoff X6CrNi 1811 (1.4948) unter besonderer Berücksichtigung von Langzeitversuchsergebnissen.
Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.
Eggenstein-Leopoldshafen:
Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 705-08.

Schröder, R., Spenke, H.

Heterogene Cores für schnelle Brutreaktoren.
Atomkernenergie-Kerntechnik 1980, Bd. 36, S.277-281.

Schütz, W.

UO₂- und Spaltproduktfreisetzung aus Natriumlachen.
KfK-Bericht 3010.

Schütz, W., Sauter, H.

Freisetzung von Brennstoff und Spaltprodukten aus einem Natriumpool und Aerosolverhalten in Natriumdampfatmosferaere.
Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.
Eggenstein-Leopoldshafen:
Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik 1980, S.379-82.

Schulz, B.

On the thermal conductivity and viscosity of particle beds.
Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat.Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Saratoga Springs, N.Y., October 7-9, 1980
NUREG/CP-0014-Vol.3 (1980) S. 1967-78.

Steiner, H.

Die Bestrahlungserfahrungen mit Karbid-Brennstäben im Rahmen des KfK Karbid-Bestrahlungsprogramms.
Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.
Eggenstein-Leopoldshafen:
FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 543-46.

Thurnay, K.

Fortschritte bei der Darstellung der thermischen Eigenschaften des Natriums.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 203-06.

Trippe, G., Weinberg, D.

Investigations of turbulent velocity and mass flow distribution in rod bundles with grid-type spacers.

Proc. of the ANS/ASME/NRC Internat.Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics held at Saratoga Springs, N.Y., October 5-8, 1980.

NUREG/CP-0014 Vol.3, S. 1789-1804.

Vaeth, L.

Current status of modeling fission gas behavior in the Karlsruhe Code LANGZEIT/KURZZEIT, KfK-Bericht 2962.

Wedemeyer, H., Günther, E.

Über den Einfluß des Zink-Stearats im Reduktions-Sinterprozess zur Herstellung von Schnellbrüter-Brennstofftabletten.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 551-54.

Weinkötz, G., Martin, H., Krebs, L.

Detection of cooling disturbances in the fuel elements of an LMFBR by temperature fluctuation analysis.

Procedures and Systems for Assisting an Operator During Normal and Anomalous Nuclear Power Plant Operation Situations. IAEA/NPPCI Specialists' Meeting, München, Dezember 5-7, 1979.

GRS-19 S. 483-96.

Wild, E., Mack, K.J.

Tribologische Untersuchungen zur Kernausslegung schneller Na-gekühlter Reaktoren.

Jahrestagung Kerntechnik 80. Reaktortagung 1980. Berlin, 25.-27.März 1980.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1980. S. 649-52.

Wild, E., Mack, K.J.

Tribological problems in sodium-cooled nuclear power plants.

Wear, 64 (1980) S. 151-62.

Woods, W.J., Girard, C., Struwe, D., Cooper, A.A., Davies, A.L., Herbert, R., Moxon, D., Hugla, M., Kaldi, S., Bottoni, M., Jacobs, H.

Thermohydraulic aspects of the interpretation of the SCARABEE fuel failure experiments.

Nuclear Engineering and Design, 59(1980) S. 257-73.

Zimmermann, H.

Untersuchungen zum Schwellen des U,Pu-Mischkarbids.

KfK-Bericht 3078.

1981

Aberle, J., Rohrbacher, H., Schleisiek, K.
Experiments with an Electrically Heated Boiler for the KNK-II-Reaktor
IAEA Specialists' Meeting on "Sodium Boiling Noise Detection", Chester,
9.-11.6.1981.

Alberti, A., Geiger, W., Hong, H., Kerpe, R., Tretter, G.
The computer system for nuclear materials accountancy at the KfK/SNEAK.
3rd Annual ESARDA Symp. on Safeguards and Nuclear Material Management,
Karlsruhe, May 6-8, 1981.

Anderko, K., Kummerer, K., Thümmeler, F.
Materialforschung im Kernforschungszentrum Karlsruhe, 2. Schnelle Reaktoren
KfK-Nachr. Jahrg. 13, 1-2/81, S. 23-32

Angerer, G., Arnecke, G., Polch, A.
SAS3DC - Ein Programmsystem zur Analyse von Störfällen in schnellen natriumge-
kühlten Brutreaktoren.
KfK-Bericht 3101.

Barleon, L., Werle, H.
Untersuchungen zum Dryout von Partikelschüttbetten mit adiabatem und gekühltem
Boden.
Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.
Eggenstein-Leopoldshafen:
FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 133-36.

Bhat, N.P., Borgstedt, H.U., Gnanasekaran, T.
Estimation of traces of carbon by the aid of a diffusion meter probe.
Internat. Symp. on Trace Analysis and Technological Development, Bombay, IND,
February 16-19, 1981.

Bhat, N.P., Borgstedt, H.U.
Calibration of electrochemical oxygen meters for sodium in static tests and in
the sodium loop.
Nuclear Technology, 52 (1981) S. 153-61.

Bober, M., Fischer, E.A.
Zustandsgleichung oxidischer Kernbrennstoffe für die Analyse von Störfällen in
schnellen Brutreaktoren.
KfK-Nachrichten, Jahrg. 13 1-2/81, S. 88-94..

Borgstedt, H.U., Drechsler, G., Frees, G., Wollensack, E.
Sodium loops for material behaviour testing in flowing sodium in KfK.
Material Behaviour and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems,
24.-26.3.1981 im KfK Karlsruhe.

Borgstedt, H.U., Frees, G.
Corrosion of austenitic stainless steel by the alkali metals lithium and
sodium.
8th Int. Congress on Metallic Corrosion, Mainz, 6.-11.Sept. 1981.

Ehrlich, K.

Irradiation Creep and Interrelation with Swelling in Austenitic Stainless Steels. - An Overview.

"Mechanical Behaviour and Nuclear Application of Stainless Steel at Elevated Temperatures", Varese 20.-22.Mai 1981.

J. Nucl. Materials.

Elbel, H., Vollath, D.

Einfluß der wahren Gestalt und Struktur der Brennstofftabletten auf das Betriebsverhalten von Brennstäben.

2.Konferenz über "Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen", Karlsruhe, 2.-5.6.1981.

Enderlein, H.

Zerlegung und Nachuntersuchung des ersten KNK-II-Defektelementes.

20. Sitzung der Euratom-Arbeitsgruppe "Heiße Labors" am 21.5.1981.

Gnanasekaran, T.

Carbon in sodium measurements with various carbon meters.

Material Behaviour and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems, 24.-26.März 1981, KfK Karlsruhe.

Götzmann, O.

Die Bedeutung der Brennstoff-Verunreinigungen für das Brennstabverhalten.

2.Konf. über "Characterization and Quality Control of Nuclear Fuels" Karlsruhe, 2.-5.6.1981.

Henrich, E.

Studies in the dissolver off-gas system of a spent FBR fuel reprocessing plant.

Conf. on Fast Reactor Fuel Cycles, London, GB, November 9-12, 1981.

Herschbach, K., Schneider, W., Ehrlich, K.

Ergebnisse zerstörender Nachuntersuchungen aus RIPCEX 1 zum spannungsgetriebenen Schwellen des Werkstoffes Nr. 1.4981.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 381-83.

Herschbach, K., Schneider, W., Ehrlich, K.

Bestrahlungsinduziertes Kriechen und Schwellen des austenitischen Werkstoffes Nr.1.4981 zwischen 400 und 500 C (RIPCEX I).

J. of Nuclear Materials. (im Druck).

Jacobi, S., Relic, M.

National Position Paper zu Session V "Future Programs".

IAEA Spec. Meeting "Fuel Failure Detection", Khe, 11.5.1981.

Karsten, G.

Der Einfluß herstellungsbedingter bruchmechanischer Eigenschaften auf das Brennstoffverhalten im Reaktor.

"Characterization and Quality Control of Nuclear Fuels", 2.-4.6.81 Karlsruhe.

Keßler, G.

Technology of Breeder Reactors with a Fast Neutron Spectrum.

Springer-Verlag. Sonderheft.

Kiefhaber, E., Braun, J.

An international intercomparison of results for the reactivity effect of steam ingress into the core of a gas-cooled fast reactor.

KfK-Bericht 3143.

Kiefhaber, E., Helm, F.

Neutronenphysikalische Berechnungen und kritische Experimente.

KfK-Nachrichten, Jahrg. 13, 1-2/81, S.79-87.

Kleykamp, H.

Die Zusammensetzung von Rückständen aus der Auflösung von bestrahltem Schnellbrüter-Mischoxid-Brennstoff.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 327-30.

Kleykamp, H.

Electronprobe microanalysis of carbon in stainless steel claddings of irradiated (U,Pu)C fuel pins.

Halbjahrestreffen der Association Nationale de la Recherche Technique, Karlsruhe, 23.-24.6.81.

Kleykamp, H., Hanus, D.

Untersuchungen zur Uran- und Plutonium-Verteilung in unbestrahltem Schnellbrüter-Mischoxidbrennstoff.

"Characterization and Quality Control of Nuclear Fuels" Karlsruhe, 2.-5.6.1981.

Lindner, W., Kind, J.

Beschreibung der Forschungsanlage zur Untersuchung nuklearer Aerosole (FAUNA).

KfK-Bericht 3011.

Marten, K., Khan, M.M.

Experimentelle Untersuchungen zum Einfluß eines Bündels mit Wendeldrahtabstandshalter auf die Verteilung von im Kühlmittel mittransportiertem Gas.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S.129-32.

Marth, W.

Das Projekt KNK - Vorstufe zum natriumgekühlten Brutreaktor

KfK-Nachr. Jahrg. 13, 1-2/81, S. 17-22.

Marth, W., Keßler, G.

Das Projekt Schneller Brüter

KfK-Nachr. Jahrg. 13, 1-2/81, S. 11-16.

Mengel, P., Vollath, D.

Determination of the three dimensional characteristics of pore network.

5. Internat. Kongreß für Stereologie, Salzburg, A, 23.-26.Juni 1981.

Ochsenfeld, W.

Die MILLI - Ein Instrument zur Optimierung des Purex-Prozesses.

KfK-Nachr. Jahrg. 13, 1-2/81, S. 64-67.

Padilha, A.F.

Ausscheidungsverhalten des titanstabilisierten austenitischen rostfreien 15% Cr-15% Ni-1, 2% Mo-Stahles (DIN 1.4970).
KfK-Bericht 3151.

Peppler, W.

Sodium Fires and Extinguishment

Ispra Course: Safety Problems Related to Sodium Handling in LMFBR and Large Test Facilities, Nov. 12-14, 1980. Harvard Acad. Publishers 1981.

Rehme, K.

Turbulenzstruktur in einem Wandkanal eines Stabbüdels.
KfK-Bericht 3177.

Rehme, K.

Turbulent momentum transport in rod bundles.
Nuclear Engineering and Design, 62 (1980) S. 137-46.

Rehme, K. Trippe, G.

Pressure drop and velocity distribution in rod bundles with spacer grids.
Nuclear Engineering and Design, 62 (1980) S. 349-59.

Riella, G., Krauss, H., Vollath, D.

Röntgenographische Bestimmung der Mischkristallverteilung in UO₂-PuO₂-Tabletten.

2. Konferenz über "Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen", 2.-5.6.1981 Karlsruhe.

Ritzhaupt-Kleissl, H.J., Ernst, W.

Beschreibung des mechanischen Werkstoffverhaltens mit Hilfe von Materialzustandsgleichungen.
KfK-Bericht 3145.

Rohrbacher, H., Aberle, J., Förster, K., Podgorski, S., Schleisiek, K.

Review of the German Activities in the Field of Acoustic Boiling Detection.
IAEA Specialists' Meeting on "Sodium Boiling Noise Detection", Chester, Engl., 9.-11.6.81.

Sältzer, W.-D., Schulz, B.

On the thermal conductivity and viscosity of particle beds
Nuclear Technology (im Druck).

Scheibe, W., Schmitt, R.

Haltezeit-Einfluß auf das LCF-Verhalten der Werkstoffe 1.4948 und 1.4919 bei 550 °C.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 467-70.

Schleisiek, K., Aberle, J., Rohrbacher, H.

Acoustic Signals from Boiling Sodium.

IAEA Specialist's Meeting on "Sodium Boiling Noise Detection", Chester, Engl., 9.-11.6.81.

Schmuck, P.

Eine Untersuchung des Brennelementkastenschmelzens bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten Schnellen Brutreaktoren.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 207-10.

Thurnay, K.

Thermophysical properties of sodium in the liquid and gaseous states.

KfK-Bericht 2863.

Toscano, E.H., Bocek, M.

Relationship between strain rate, strain to failure and life time.

Journal of Nuclear Materials, 96 (1981) S. 29-36.

Trippe, G., Hoffmann, H.

Experimentelle Bestimmung lokaler Geschwindigkeits- und Massenstromverteilungen im 19-Stab-Bündel mit gitterförmigen Abstandshaltern - Einfluß der Abstandshalteranzahl.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 125-28.

Väth, L.

Simulation der Einleitungsphase eines Kühlmittelverluststörfalls in einem großen Schnellen Brüter mit ortsabhängiger Kinetik und Vergleich mit Punkt-kinetik.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S.35-38.

Väth, L.

Effects of space-dependent kinetics on the predissassembly phase of a loss-of-flow hypothetical accident in a 2000 MW(e) LMFBR.

KfK-Bericht 3043.

Väth, W., Mitzel, F., Ansari, S.

Identification of vibrational effects in KNK II fuel elements

KfK-Bericht 3157.

Väth, W., Mitzel, F., Ansari, S.

Analysis of vibrational effects in KNK II fuel elements

NEACRP Spec. Meeting on Reactor Noise, SMORN III, Tokyo, Japan, 26./30.10.1981.

Vollath, D.

Experimental restrictions for image analysis of porous bodies with secondary electron microscopes.

5.Internat. Kongress für Stereologie, Salzburg, A. 23.-26.Juni 1981.

Vollath, D.

Optische Verfahren zur Anwendung bei der Charakterisierung von Kernbrennstoffen.

2.Konferenz über "Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen" , 2.-5.6.1981, Karlsruhe.

1981-6

Vollath, D., Wedemeyer, H., Hanus, D.
Einfluß von Verfahrensparametern auf die Herstellung von UO_2 - PuO_2 -Tabletten nach dem Granulierverfahren.

2.Konferenz über "Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen, 2.-5.6.1981, Karlsruhe.

Vollath, D., Elbel, H., Wedemeyer, H.
Strukturentwicklung beim reduzierenden Sintern von UO_2 - PuO_2 -Tabletten aus granulierten Pulvern.

2.Konferenz über "Charakterisierung und Qualitätskontrolle von Kernbrennstoffen", 2.-5.6.1981, Karlsruhe.

Wassilew, C.

Vergleich der Zeitstand- und Kriecheigenschaften austenitischer Stähle mit dem martensitischen Stahl 1.4914 nach Neutronenbestrahlung.

J.of the Metals Society (London). (im Druck).

Weimar, P.

Das Verhalten defekter Mischoxidbrennstäbe im Natrium eines Schnellbrüters.

Jahrestagung Kerntechnik 81. Düsseldorf, 24.-26.März 1981.

Eggenstein-Leopoldshafen:

FIZ Energie, Physik, Mathematik 1981. S. 373-76.

Weimar, P., Ernst, W.

MOL-7B - An 18 Pin Bundle Operating 200 Days Beyond Breach -.

Nuclear Technology. (im Druck)

Weinkötz, G., Krebs, L., Martin, H.

Analysis of temperature noise at the outlet of the KNK II central-subassembly.

14th Informal Meeting on Reactor Noise, St. Englmar, April 28-30, 1981.

Wild, E., Mack, K.J.

Lubrication Problems in Sodium Cooled Fast Breeder Reactors.

3rd Internat. Tribology Congress, Warschau, Sept. 1981.

Will, H., Menzenhauer, P., Pepler, W.

Investigation of Material Movement within Steel Testsections by Means of High Speed X-ray Photography.

First European Conference on Cineradiography with Photons or Particles, 18-20 May '81, Paris.