

KfK 3543

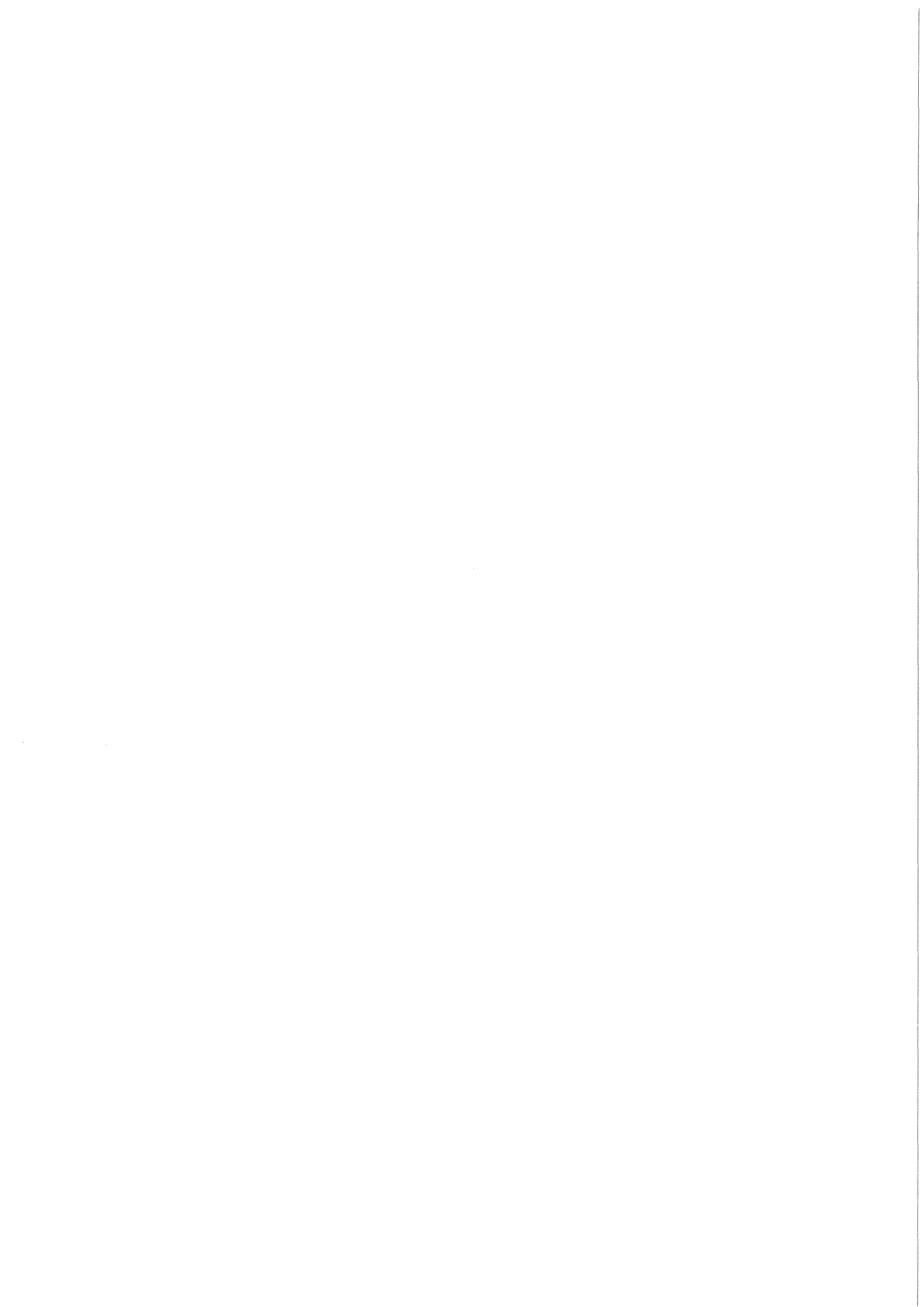
Juli 1983

„Schnellbrüterphysik und nukleare Kernauslegung“

**Beiträge zum Seminar
am 18./19. Januar 1983
im Kernforschungszentrum Karlsruhe**

**Hrsg.: W. Marth, R. Schröder
Projekt Schneller Brüter**

Kernforschungszentrum Karlsruhe



Kernforschungszentrum Karlsruhe
Projekt Schneller Brüter
KfK 3543

"Schnellbrüterphysik und nukleare Kernausslegung"

Beiträge zum Seminar am 18./19. Januar 1983

im Kernforschungszentrum Karlsruhe

Hrsg.: W. Marth, R. Schröder

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

Zusammenfassung

In diesem Bericht sind die Vorträge zusammengestellt, die anlässlich des bei KfI am 18/19. Januar 1983 durchgeführten Seminars "Schnellbrüterphysik und nuklear Kernauslegung" gehalten wurden. Diese Vorträge stellen die in den letzten etw fünf Jahren im Rahmen des F+E Programms gewonnenen Ergebnisse dar und geben darüber hinaus einen Ausblick auf das, was noch zu tun ist.

Die "Werkzeuge" des Kernauslegers, d.h. Kerndaten und Neutronik-Codes werden eingangs in kompakter Weise behandelt, der Schwerpunkt des Seminars lag jedoch bei den Anwendungen. Hier werden zunächst für die wichtigsten Parameter die erzielten Genauigkeiten bei der Auslegung homogener und heterogener Kerne der 1000 MWe Klasse an Hand der Ergebnisse kritischer Experimente dargestellt.

Es folgt eine Übersicht über die Arbeiten zu KNK II, d.h. Überlegungen zu einer Modifizierung des Kernaufbaus sowie kritische Experimente im Zusammenhang mit Nachladungen. Schließlich werden Arbeiten im Zusammenhang mit Reaktivitätswerten von Störfallkonfigurationen geschildert, nämlich die Erzeugung von Reaktivitätswerten, die als Eingabe für Sicherheitsrechnungen einer ersten SNR 2 Konfiguration benötigt wurden, sowie kritische Experimente, die Anforderungen an die entsprechenden Rechenverfahren untersuchen.

Diese Vorträge sind eingerahmt von zwei Beiträgen der Industrieseite. Der einleitende Vortrag schildert die Anforderungen des Reaktorherstellers an die nuklearen Berechnungsmethoden und gibt anschließend eine Würdigung des Erreichten. Der zweite schildert Status, Trends und Methoden der SNR 2 - Auslegung.

Die Schlußbemerkungen vergleichen das im DeBeNe-Rahmen Erreichte mit dem internationalen Kenntnisstand.

Fast Breeder Physics and Nuclear Core Design

Abstract:

This report gathers the papers that have been presented on January 18/19, 1983 at a seminar "Fast Breeder Physics and Nuclear Core Design" held at KfK. These papers cover the results obtained within about the last five years in the r+d program and give some indication, what still has to be done.

To begin with, the "tools" of the core designer, i.e. nuclear data and neutronics codes are covered in a comprehensive way, the seminar emphasized the applications, however. First of all the accuracies obtained for the most important parameters are presented for the design of homogeneous and heterogeneous cores of about 1000 MWe, they are based on the results of critical experiments. This is followed by a survey on activities related to the KNK II reactor, i.e. calculations concerning a modification of the core as well as critical experiments done with respect to re-loads. Finally, work concerning reactivity worths of accident configurations is presented: the generation of reactivity worths for the input of safety-related calculations of a SNR 2 design, and critical experiments to investigate the requirements for the codes to be used for these calculations.

These papers are accompanied by two contributions from the industrial partners. The first one deals with the requirements to nuclear design methods as seen by the reactor designer and then shows what has been achieved. The latter one presents state, trends, and methods of the SNR 2 design.

The concluding remarks compare the state of the art reached within DeBeNe with international achievements.

INHALT

	Seite
"Einleitung" W. Marth, Kernforschungszentrum Karlsruhe Projektleitung Schneller Brüter	1
"Anforderungen des Reaktorherstellers an die nuklearen Berechnungsmethoden und deren Er- füllung durch das gemeinsame F+E-Programm" H. Henssen, Interatom GmbH Bergisch Gladbach	3
"Kerndaten: Messungen, Dateien, Querschnitt- sätze" F. Fröhner, Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	18
"Neutronik-Codes" G. Buckel, Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	44
"Homogene und heterogene Kerne: Charakteristische neutronenphysikalische Eigenschaften, kritische Experimente" F. Helm, Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	66
"Wirksamkeit von Kontrollstäben: Experimente und Rechnungen" H. Giese Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	84
"Einige neutronenphysikalische Aspekte modi- fizierter KNK II-Anordnungen" I. Broeders, B. Krieg, H. Küsters, E. Stein Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	104
"KNK II: Experimente in SNEAK 11 zu Nachladungen" U.v. Möllendorff, Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	126
"Reaktivitätswerte von Störfallkonfigurationen: Experimente in SNEAK 12, Rechnungen für SNR 2" G. Henneges, Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	148
"SNR 2-Auslegung: Status, Trends und Methoden" U. Wehmann, Interatom GmbH Bergisch Gladbach	167
"Schlußbemerkungen zum Seminar über Physik Schneller Reaktoren: Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung Schneller Reaktoren und Stand der Vorhersage- genauigkeit im Lichte internationaler Diskussionen" H. Küsters, Kernforschungszentrum Karlsruhe Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	191

Einleitung

W. Marth

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Leiter des Projektes Schneller Brüter

Diese Veranstaltung setzt die PSB-Übersichtsseminare fort, die dazu dienen sollen, Mitarbeitern am Projekt und sonstigen Interessenten in gestraffter Form einen Überblick über ein größeres Teilgebiet zu verschaffen. Vorausgegangen sind die Behandlung der Themen Brennstoffkreislauf vor etwas über einem Jahr und Materialforschung vor 2 Monaten, die Reihe soll weiter fortgesetzt werden.

Im Mittelpunkt stehen die Arbeiten der KfK, die annähernd vollständig abgedeckt werden. Die Tätigkeiten der Zentren in Mol und Petten werden in einigen KfK-Beiträgen mit erwähnt. Die Zusammenarbeit von Zentren und Industrie kommt auch dadurch zum Ausdruck, daß die KfK-Vorträge von zwei Vorträgen aus dem Industriebereich eingerahmt werden.

Die im Rahmen der Physik Schneller Brüter durchgeführten Arbeiten zielen im wesentlichen auf

- die nukleare Auslegung von Reaktorkernen,
- die Verfolgung des Betriebs-, insbesondere des Abbrandverhaltens von Reaktoren und
- die Bereitstellung von Reaktivitätskoeffizienten für Sicherheitsrechnungen.

Als "Werkzeuge" für diese Tätigkeiten dienen

- Kerndaten und
- Neutronikcodes, die durch
- Experimente an kritischen Nullenergieanlagen sowie in geringerem Maße auch durch
- Anfahr- und Bestrahlungsexperimente in Leistungsreaktoren auf ihre Genauigkeit und Zuverlässigkeit hin überprüft werden müssen.

Im Rahmen dieses Seminars liegt die Schwerpunktbildung eindeutig bei der Überprüfung der "Werkzeuge" Kerndaten und Neutronikcodes durch kritische Experimente sowie auf Anwendungsrechnungen.

Nun noch einige Worte zur Arbeitsaufteilung auf dem Physikgebiet innerhalb des DeBeNe Bereichs:

Die Zentren Mol und Petten haben sich schon früh Spezialgebieten zugewendet. Beim CEN Mol standen und stehen im Vordergrund der Physik Arbeiten im Zusammenhang mit dem BR 2, insbesondere auch auf dem Gebiet der Dosimetrie, die dann allerdings auch Anwendungen im Bereich der Messungen an Criticals gefunden haben. CEN Mol hat darüberhinaus jedoch auch an Codeentwicklungen von allgemeinem Interesse mitgewirkt.

Im ECN Petten hat man sich seit langem auf Spaltprodukte und später zusätzlich noch auf Aktivierungsprodukte spezialisiert, zunächst experimentell mit Materialwertmessungen im STEK-Reaktor, später auf dem Gebiet der Datenauswertung.

KfK und die Industriefirmen IA und BN decken ein breites Gebiet ab, sie ergänzen sich auf dem F+E Gebiet und überschneiden sich bei einigen Arbeiten. Bei den Industriefirmen standen und stehen die Bedürfnisse der Reaktorauslegung im Vordergrund. Spezifisch für die KfK ist, daß sie den Betrieb der SNEAK als ihre Domäne hat und daß sie auch Grundlagenarbeiten durchgeführt hat (z.B. bei den Criticals). Dennoch hat auch bei KfK immer das Ziel der Reaktorauslegung die Arbeiten angeregt und beeinflußt, zunächst für SNR 300 und KNK II, später im Hinblick auf mögliche SNR 300 Nachfolger im Bereich von 1000-1300 MWe.

In diesem Seminar wird über die Arbeiten auf dem Gebiet der Schnellbrüterphysik in den letzten vier bis fünf Jahren berichtet und es wird anschließend ein Ausblick darauf gegeben, was noch zu tun ist.

"Anforderungen des Reaktorherstellers an die nuklearen
Berechnungsmethoden und deren Erfüllung durch
das gemeinsame F+E Programm"

H. Henssen
INTERATOM GmbH
Bergisch Gladbach

Zusammenfassung

Das Instrumentarium des Neutronenphysikers bei der Auslegung von Reaktorkernen besteht im wesentlichen aus drei Komponenten:

Rechenprogramme
Kern- und Materialdaten
Know-How der Fachleute

Die Anforderungen an diese Werkzeuge lassen sich wiederum in drei Komplexe gliedern:

Genauigkeit
Zuverlässigkeit
Wirtschaftlichkeit

Anfang der siebziger Jahre sind im DeBeNe Rahmen die Anforderungen des Herstellers an die Genauigkeit zum ersten Mal systematisch zusammengestellt worden und mit den damals erreichten Fehlerbreiten verglichen worden. Hieraus resultierten wichtige Kriterien für die Planung der F und E Arbeiten in den folgenden Jahren.

Mit Zuverlässigkeit ist die Sicherheit gegen systematische und sporadisch auftretende Fehler gemeint. Wichtige Gesichtspunkte dazu sind redundante Forschung, Sicherheit der Handhabung von Rechenprogrammen sowie deren inhaltliche Qualitätssicherung.

Die Wirtschaftlichkeit der Methoden bezieht sich nicht nur und in erster Linie auf die von den Programmen verbrauchten Rechenzeiten. Wichtiger ist die Einfachheit der Handhabung und das Vermeiden unnötiger menschlicher Arbeiten, insbesondere beim Durchrechnen von Serien mit jeweils sehr ähnlichen Fällen. Rationalisierungseffekte dieser Art sind für den Hersteller von entscheidender Bedeutung.

Es wird in groben Zügen dargestellt, inwieweit die beschriebenen Anforderungen durch das bisherige F und E Programm erfüllt sind.

Wichtige noch offene Punkte als Aufgabe für weitere Forschung werden genannt.

Zum Schluß wird auf die Frage eingegangen, ob überhaupt bzw. wie weit die Kooperation verschiedener Partner und die sog. Harmonisierung zum Einsatz identischer Verfahren führen kann.

1. Einleitung

Nach mehr als 20 Jahren Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Neutronenphysik Schneller Brüter und angesichts der zu erwartenden Diskussionen über Umfang und Schwerpunkte des zukünftigen F+E-Programms ist es wohl angebracht, einen Überblick über das bisher Erreichte zu geben, dies den Anforderungen gegenüberzustellen und die noch verbleibenden Aufgaben zu umreißen. Das soll hier aus der Sicht des Reaktorherstellers geschehen, dessen Anforderungen an die Berechnungsmethoden den größten Teil der Forschungsaufgaben definieren und der hier zugleich auch für den Reaktorbetreiber spricht; denn alle seine Anstrengungen zielen ja auf den sicheren und wirtschaftlichen Betrieb seines Produktes. In einem, erweiterten Sinne kann man auch nukleare Fragestellungen des äußeren Teils des Brennstoffkreislaufs und Reaktorstrategien miteinbeziehen, an denen auch der Reaktorhersteller interessiert sein muß.

Doch darf nicht vergessen werden, daß daneben, überlappend und kaum abgrenzbar, Bezirke der freien Forschung bestehen müssen. Nur sie gewährleisten langfristig die nötige Kreativität und die Offenheit der wissenschaftlichen Diskussion, die wir zur Bewältigung zukünftiger Probleme und zur Erhaltung unserer Glaubwürdigkeit in der öffentlichen Technikdebatte brauchen.

Bei dieser Bestandsaufnahme soll auch auf die Frage eingegangen werden, welchen Nutzen die Zusammenarbeit verschiedener Arbeitsgruppen im F+E-Programm gebracht hat. Hier ist sowohl das Zusammenspiel zwischen Forschungszentren und Industrie gemeint als auch die internationale Kooperation, vor allem mit dem französischen Partner.

2. Die Anforderungen des Reaktorherstellers

2.1 Das Werkzeug des Neutronenphysikers in der Industrie

Die Anforderungen des Reaktorherstellers auf dem Gebiet der Neutronenphysik betreffen das Instrumentarium, mit dem er das Verhalten des Reaktorkerns in allen normalen und unnormalen Zuständen beschreibt, um daraus Entscheidungen für die Planung und den Betrieb der Anlage abzuleiten. Dieses Instrumentarium besteht aus drei Komponenten, nämlich aus

- A den Rechenprogrammen,
- B den Kern- und Materialdaten und
- C dem Know-How der Fachleute

Der letzte Punkt wird leicht übersehen. Gemeint ist das gesicherte Wissen darüber, welche Methoden für welchen Zweck geeignet sind, welche Korrekturen ggf. angebracht werden müssen und wie zuverlässig und genau die Ergebnisse sind. Bis zu einem gewissen Grade läßt sich dieses Wissen zwar in detaillierten Vorschriften fixieren, doch ist damit dann immer die Tendenz verbunden, daß der anwendende "Nuklearingenieur" nicht mehr versteht was er tut.

Die Klassiker der Reaktorphysik haben schon sehr früh vor diesem "Black-Box-Denken" gewarnt. Eindeutige Verfahrensvorschriften wirken sich unzweifelhaft qualitätssichernd aus. Die Erfahrung lehrt jedoch, daß bei einem Arbeiten stur nach Vorschrift und ohne Verständnis für den physikalischen Hintergrund die sich immer einschleichenden Fehler häufig nicht entdeckt werden. Auch ist man mit festen Prozeduren für neue, unvorhergesehene Aufgabenstellungen nicht gerüstet. Unter Punkt C soll also vor allem die fundierte Kenntnis der neutronenphysikalischen Effekte, der mathematischen Berechnungsmodelle sowie der Grenzen der Entsprechung von Modell und physikalischer Wirklichkeit verstanden werden. Ist diese Kenntnis ausreichend vorhanden, lassen sich geeignete Verfahrensvorschriften daraus in jedem Fall leicht ableiten.

Dem aufmerksamen Leser wird nicht entgangen sein, daß ein Werkzeug des Neutronenphysikers hier ganz ausgelassen worden ist, und zwar der Bereich neutronenphysikalischer Meßmethoden, insofern sie für die Messungen zur Inbetriebnahme und zur betrieblichen Überwachung eines Reaktors notwendig sind. (Die Experimente, die zur Absicherung der Berechnungsmethoden durchgeführt werden, sind hier naturgemäß nicht selbst als Gegenstand von Anforderungen des Herstellers angesprochen). Es handelt sich dabei um einen speziellen, weitgehend separaten Themenkreis, der auch im Vergleich zu den anderen hier behandelten Fragen in kleinerem Umfang bearbeitet worden ist und deshalb hier aus Gründen einer gestrafften Darstellung auch ausgespart bleiben soll. Die Behandlung in einem eigenen Papier zu gegebener Zeit wird empfohlen. Eine Ausnahme bildet die Incoreüberwachung der Leistungsverteilung, auf die später noch eingegangen wird.

2.2 Beschreibung der Anforderungen

Die Anforderungen des Physikers oder Ingenieurs in der Reaktorindustrie an dieses oben beschriebene Instrumentarium lassen sich in vier Komplexe gliedern, nämlich in Anforderungen

- I an die Vollständigkeit der Methoden und Daten,
- II an die Genauigkeit
- III an die Zuverlässigkeit und
- IV an die Wirtschaftlichkeit der Berechnungsverfahren

2.2.1 Anforderungen an die Vollständigkeit

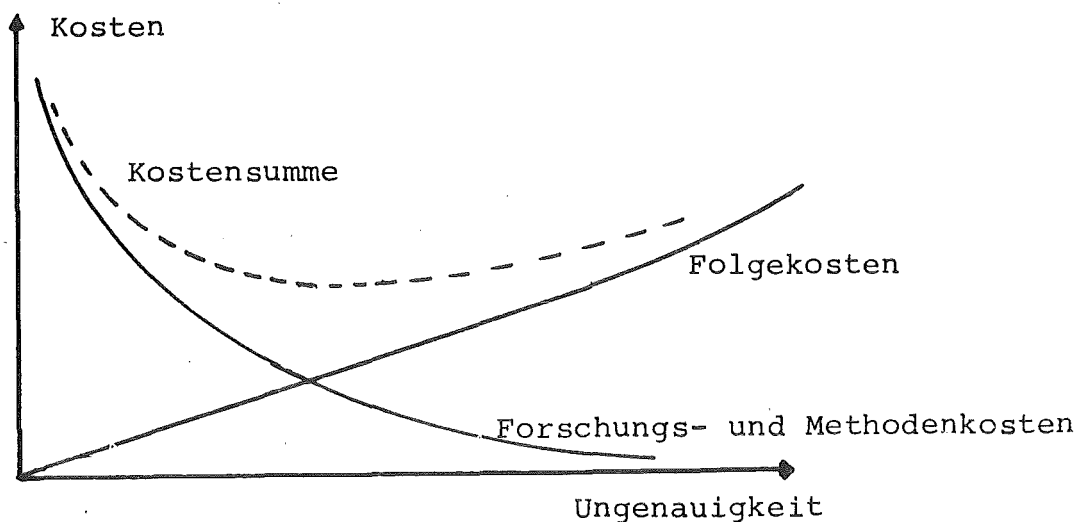
Dem Reaktorphysiker in der Industrie müssen alle Methoden zur Verfügung stehen, die er zur Beantwortung der an ihn gestellten Fragen bei Planung, Genehmigung und Inbetriebnahme des Reaktors braucht. Das Problem liegt darin, alle - auch die zukünftigen - neutronenphysikalischen Fragestellungen zu kennen. In den letzten zehn Jahren hat es einerseits durch die unerwartete Ausweitung der für die Genehmigung geforderten Nachweise aber andererseits auch durch die bei einem Prototypbau immer auftretenden zusätzlichen hunderterlei Detailfragen eine starke Ausdehnung des neutronenphysikalischen Aufgabenkatalogs gegeben. Es darf aber wohl angenommen werden, daß damit für den Bau Schneller Brüter das Feld der Anforderungen im Wesentlichen abgesteckt ist.

2.2.2 Anforderungen an die Genauigkeit

Ungenauigkeiten in der rechnerischen Vorhersage von Auslegungsparametern des Reaktorkerns können innerhalb bestimmter Grenzen durch entsprechende Auslegungsreserven oder Ausgleichsmöglichkeiten kompensiert werden. Dies sind zum Beispiel Unsicherheitszuschläge zur maximalen Längenleistung für die Ungenauigkeit der Leistungsverteilung oder entsprechend höherer Plutoniumgehalt im Brennstoff zusammen mit Brennelementen und Reserven in der Abschaltbilanz für die Ungenauigkeit in der Reaktivität. In einigen Fällen können Ungenauigkeiten auch durch vertragliche Poenalen berücksichtigt werden. Immer verursachen die Ungenauigkeiten Kosten, die in der Regel zunächst etwa linear mit der Größe des Fehlers anwachsen.

Bei großen Fehlerbreiten treten nichtlineare Effekte auf, wenn nämlich die einfacheren Kompensationsmethoden an Machbarkeitsgrenzen stoßen oder die Rückwirkung auf andere Auslegungsparameter nicht mehr vernachlässigt werden kann.

Dem stehen die Kosten gegenüber, die für eine Verbesserung der Genauigkeit aufgewendet werden müssen. Das sind vornehmlich die F+E-Kosten für absichernde Experimente aber auch für die Entwicklung von Rechenprogrammen und genaueren Datensätzen. Schließlich sind es auch die bei der Kernausslegung selbst durch aufwendigere Methoden entstehenden Mehrkosten. Diese Kosten steigen sehr steil an, wenn die zulässigen Fehlerbreiten immer kleiner werden. So ergibt sich stets der im folgenden Bild im Prinzip dargestellte Zusammenhang,



aus dem im Sinne einer Kosten-Nutzen-Analyse im Gesamtkostenminimum Zielwerte für die Genauigkeitsanforderungen abzulesen wären.

So sicher der dargestellte Zusammenhang im Prinzip der Wirklichkeit entspricht, so schwer ist es, für die realen Parameter quantitativ solche Kostenfunktionen zu ermitteln. Teilaspekte sind in den letzten 10 Jahren von verschiedenen Autoren behandelt worden /1/, /2/, /3/. Es wäre aber viel zu aufwendig, für alle wesentlichen neutronenphysikalischen Parameter systematisch die optimalen Genauigkeitsanforderungen zu bestimmen. Es ist

vielmehr so, daß in den Teams, in denen die Experimentatoren, die Programmentwickler und die Methodenanwender ja sehr eng zusammenarbeiten, aus der praktischen Erfahrung heraus eine recht gesunde Einschätzung möglich ist über die sinnvollerweise anzustrebenden Genauigkeiten.

Die Berechnungsmethoden und Kerndaten sind jedoch nicht die einzige Quelle für Ungenauigkeiten. Fertigungstoleranzen und Schwankungen in der Materialzusammensetzung haben einen nicht zu vernachlässigenden Einfluß auf die nuklearen Eigenschaften des Reaktorkerns. Sie müssen aber im Rahmen unserer Forschungen als gegeben angesehen werden und sind in diesem Zusammenhang nur insofern von Interesse, als es sich nicht lohnt, an die Rechengenauigkeit erheblich höhere Anforderungen zu stellen. Dies spielt vor allem beim Reaktivitätsniveau eine Rolle, wo eine Fehlerbreite von knapp einem Prozent schon allein von der Materialseite gegeben ist.

Unter diesen Voraussetzungen sind Anfang der 70er Jahre die Genauigkeitsanforderungen für die Schnellbrüterphysik meines Wissens zum ersten Mal systematisch zusammengestellt und mit dem damals erreichten Stand des Wissens verglichen worden (insbesondere Auswertung der kritischen Experimente SNEAK-2, 6, 9B, aber auch die Experimente SNEAK-7, SEFOR und bestimmte MASURCA-Experimente /1/). Durch diese Erkenntnis war eine vernünftige Basis für die Planung der weiteren Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gelegt (insbesondere SNEAK-9A, 9C, BIZET, RACINE und gezielte Verbesserungen an Programmen und Daten). Hierauf wird im Abschnitt 3 noch einmal eingegangen.

2.2.3 Anforderungen an die Zuverlässigkeit

Unter diesem Punkt ist die Bedingung angesprochen, daß der anwendende Reaktorphysiker oder Ingenieur nach Jahren im praktischen Einzelfall unter Arbeitsdruck mit extrem hoher Sicherheit ein Ergebnis produziert, das den oben genannten Genauigkeiten auch entspricht. Auf den ersten Blick wird man vielleicht verwundert fragen, ob denn hier überhaupt ein Problem bestehe. Wer aber den Alltag des Berechnungsingenieurs am Terminal kennt, weiß, welche Mühe es kostet, diese Sicherheit zu gewährleisten. Fehler, die die Zuverlässigkeit in Frage stellen, können auf verschiedenen Ebenen auftreten:

- Unentdeckte Fehler in der Materialzusammensetzung der kritischen Experimente, welche als Eichmarke für die Rechenmethoden dienen. Dagegen sichert man sich am besten durch die redundante Auswertung von völlig unterschiedlichen Criticals, die möglichst auch in unterschiedlichen Anlagen durchgeführt werden.
- Unerkannte systematische Fehler bei der Messung und der Übertragung der Ergebnisse vom Critical auf den Reaktor dadurch, daß grundsätzliche Effekte übersehen werden. Hier bietet die Auswertung ausgewählter Reaktorbetriebsdaten eine hinreichende Sicherheit.
- Fehler in den Rechenprogrammen. Diese können entweder noch unentdeckt vorhanden sein und z.B. nur bei späterer Überschreitung bestimmter Feldgrößen wirksam werden, oder sie entstehen erst später bei der Übertragung von Programmen auf andere Rechenanlagen, Anpassung an andere Betriebssysteme und Compilerversionen oder durch nachträgliche Änderungen am Programm. Hier sind eine gute "Qualitätssicherung" und insbesondere eine saubere Dokumentation angezeigt, die auch den ständigen Änderungsdienst mit umfassen muß. Zusätzlich müssen für die Berechnung wichtiger Eckparameter redundante Berechnungsmethoden zur Verfügung stehen.

- Fehler im Umgang mit den fallabhängigen Daten. Solche Fehler können durch ein ausgefeiltes Datenmanagement mit dokumentierter Archivierung, automatischer Datenprüfung und einem übersichtlichen einheitlichen Kennzeichnungssystem weitgehend vermieden werden. Trotzdem wird die nötige Sicherheit letztlich nur durch ständige kritische Wertung aller Rechenergebnisse, möglichst mit Hilfe von Plausibilitätsbetrachtungen, erreicht, die ein gutes physikalisches Verständnis voraussetzt.
- Fehler durch die Anwendung von im Grunde etablierten Methoden auf extreme Fälle, für die ihre Gültigkeit nicht getestet wurde. Neben der Möglichkeit durch Redundanz der Methoden eine gewisse Absicherung zu schaffen hilft auch hier nur das gute physikalische Verständnis des Anwenders.
- Fehler in den Kerndatensätzen. Gegen Übertragungsfehler gilt neben grundsätzlichen Prozeduren der Datensicherung die Empfehlung, die Datensätze nur in großen zeitlichen Abständen zu ändern. Aber auch die schon mehrfach angeführte Redundanz hat ihre Bedeutung für Kerndaten, deren Auswirkung in den integralen Experimenten nicht getestet wurde (z.B. Aktivierung von Korrosionsprodukten), wobei man für gezielt ausgewählte Testfälle auf alternative Kerndaten zurückgreifen können soll.

Schließlich gehört zur Zuverlässigkeit der Berechnungsverfahren auch die Forderung, Projektergebnisse nach längerer Zeit noch reproduzieren zu können.

2.2.4 Anforderungen an die Wirtschaftlichkeit

Wenn über Wirtschaftlichkeit von Berechnungsmethoden gesprochen wird, denkt man zunächst an die Rechenzeit. In der Tat ist dies ein nicht zu vernachlässigender Faktor vor allem, wenn es sich um Routinerechnungen handelt, die in Serien mit vielen Einzelläufen durchgezogen werden müssen. Wichtiger ist aber noch die mehr oder weniger aufwendige Handhabung der Methoden allgemein und der Programme im besonderen. Durch Maßnahmen wie

- einfachen und sinnentsprechenden Aufbau der Eingabedaten,
- Automatisierung des Datentransfers,
- Nutzung von gespeicherten Daten und Datenblöcken, die fast ungeändert aus früheren Rechnungen übernommen werden können,
- Editieren von Eingabedaten im Dialogverkehr
- graphische Darstellung von Ergebnissen
- einfache und flexible Programmkoppelung
- Teilergebnissicherung beim Rechnungsabbruch und erleichterte Restartmöglichkeiten

läßt sich der Bearbeitungsaufwand und auch die Bearbeitungszeit erheblich reduzieren. In bestimmten Fällen hat auch der Rechenaufwand selbst noch eine Auswirkung auf die Bearbeitungskosten, nämlich dann, wenn bestimmte Grenzen der Rechenzeit und/oder Speicherbelegung überschritten werden. Solche Grenzen entscheiden, ob

- Serien voneinander abhängiger Rechenläufe im Dialogverkehr hintereinanderweg gerechnet werden können, oder im Batchbetrieb laufen müssen
- Rechnungen noch im Tagesbetrieb ablaufen können, oder erst in der folgenden Nacht erledigt werden
- Rechnungen auf der hausinternen Rechenanlage laufen können, oder auf einer externen Anlage mit manchmal sehr umständlicher Datenübertragung gerechnet werden müssen.

Im Verneinungsfall entstehen jeweils zusätzliche Wartezeiten im Bearbeitungsablauf, die sich deutlich in Kosten und Terminen niederschlagen.

2.2.5 Zusammenfassung der Anforderungen

Faßt man die aus den vorausgegangenen Abschnitten resultierenden Anforderungen an das Berechnungsinstrumentarium zusammen, so ergeben sich die folgenden Punkte:

1. Gutes und bleibendes Verständnis aller relevanten neutronenphysikalischen Effekte
2. Vollständige Abdeckung aller Fragestellungen durch Methoden
3. Redundante Methoden für kritische Probleme
4. Vollständigkeit der Kerndaten
5. Einen gut ausgestesteten Standardsatz von Kerndaten, redundante Daten zur Absicherung kritischer Fälle
6. Liste von Genauigkeitsanforderungen für wichtige Auslegungsparameter (siehe Tabelle 7.2 aus /1/).

Geforderte Genauigkeit (1973)
(90 % Vertrauenswert)

k_{eff} (EOL)	1,5% (incl. 0,8% für Fertigungstoleranzen)
Leistungsformfaktor	3 - 5%
Brutrate	5 - 10% (heute 5%)
Stellstabwerte	10%
Doppler Koeffizient	10 - 20%
Na-Void Koeffizient	15 - 20%

Dieser Katalog geforderter Genauigkeiten sollte noch erweitert werden um einige Kenndaten zum Komplex Abschirmung. Es ist zu erwarten, daß hier durch eine weitere Absicherung von Fehlerbandbreiten und gegebenenfalls gezielte methodische Verbesserungen die Auslegungsreserven stellenweise abgebaut werden können.

7. Auswertung von kritischen Experimenten in unterschiedlichen Nullenergieanlagen mit größtenteils unterschiedlichem Material
8. Auswertung von ausgewählten Betriebsdaten bzw. Inbetriebnahmedaten von Schnellen Leistungsreaktoren
9. Routineprogramme mit begrenztem Rechenzeit- und Speicherbedarf
10. Sehr schnellaufende Programme für Parameterstudien, ggf. im Dialogverkehr laufend
11. Qualitätssicherung der Programme (insbesondere Dokumentation und Änderungsdienst)

12. Prozeduren zur sicheren und einfachen Handhabung von Programmen und großen Datenmengen (insbs. für Programmketten und Wiederholungsläufe)

3. Erfüllung der Anforderungen durch das bisherige F+E-Programm und Hinweise auf verbleibende Aufgaben

Was ist in den vergangenen Jahren gemeinsamer F+E Arbeiten erreicht worden, was bleibt noch offen?

Diese Fragen sollen anhand der obigen Liste von 12 Anforderungen aus unserer Sicht beantwortet werden, wobei die Anforderung selbst nur stichwortartig wiederholt wird.

3.1 Physikalisches Verständnis

Soweit es für die Anwendung in der Kernauslegung wichtig ist, werden die grundlegenden neutronenphysikalischen Phänomene heute weitgehend verstanden.

Es gibt jedoch sicherlich noch eine Reihe von Spezialproblemen, deren Lösung eher eine Fleißaufgabe als ein tiefliegendes Forschungsproblem darstellt. Dazu gehören z.B. ein noch besseres Verständnis des Einflusses der Materialzusammensetzung und deren lokaler Verteilung auf die Reaktivitätskoeffizienten und die Abbrandreaktivität, das durch systematische Sensitivitätsstudien zu erhalten ist.

Auch ist ein tieferes Verständnis der Spektral- und Heterogenitätseffekte in der Nähe von Gebietsgrenzen zwischen Spalt- und Brutzonen vermutlich hilfreich zur Klärung von restlichen Diskrepanzen in der Leistungsverteilung.

3.2 Vollständigkeit der Methoden

Die heute für uns verfügbaren Methoden decken die bekannten Fragestellungen grundsätzlich ab.

Eine Vervollständigung der Methoden zur Berechnung von Heterogenitätskorrekturen auf allgemeinere 2D-Geometrien sollte noch erfolgen. Damit sollen insbesondere Fälle mit starker Zellheterogenität (z.B. Moderatorstäbe wie in einigen KNK-II-Brennelementen oder stark heterogene Absorberbündel) methodisch besser abgesichert werden. Diese Methodenvervollständigung ist aber zunächst von Bedeutung für die Klärung noch bestehender Diskrepanzen zwischen Plättchen- und Stabzellen bei der Auswertung von kritischen Experimenten, die den Hersteller jedoch nur indirekt - über die erfolgreiche Methodenabsicherung - interessiert.

3.3 Redundanz der Methoden

Für kritische Fragestellungen stehen uns heute redundante Methoden zur Verfügung. Als Alternativen zu den Standardmethoden sind hier z.B. die Bereitstellung von Gruppenkonstanten aus Kerndaten im ENDF/B-Format mit speziellen Verarbeitungs-codes (LIED und MC²) zu nennen und 3D-Corerechnungen mit dem Monte-Carlo-Programm MOCA.

3.4 Vollständigkeit der Kerndaten

Im Laufe der Jahre hat es für spezielle Probleme Anforderungen für eine Reihe von Kerndaten gegeben, die im Standardsatz KfK/INR und auch im KEDAK-File nicht enthalten waren. Durch gemeinsame Anstrengungen in den Forschungszentren konnten diese nach und nach erfüllt werden, wobei vor allem die Arbeiten in Petten an Wirkungsquerschnitten für Spaltprodukte und Kreislaufkorrosionsprodukte und in Karlsruhe für Aktiniden zu nennen sind. Ein Teil der Anforderungen konnte direkt und schnell durch den Zugang zu den großen internationalen "evaluated Datafiles" (ENDF/B; ENDL; JENDL) über das NEA-Zentrum in Paris abgedeckt werden. Es lag im Sinne einer vernünftigen Arbeitsteilung, daß ein Teil der F+E-Anstrengungen in der Industrie auf die Erschließung dieses Weges für schnelle, praktische Anwendung gerichtet waren.

Eine Datenbank ausgewerteter Wirkungsquerschnitte von der in der Praxis geforderten Breite kann auf die Dauer auf nationaler Basis nicht erhalten werden. Nachdem trotz mehrfacher Anläufe der uneingeschränkte Zugang zum - im wesentlichen - amerikanischen ENDF/B wahrscheinlich nicht gesichert werden kann, ist es um so dringender nötig, auf breiter europäischer Basis eine eigene Kerndatenbank zu schaffen und auf dem Stand der Wissenschaft zu halten. Die Bemühungen dazu scheinen mit der JEF-Datenbank bald erste Erfolge zu zeitigen.

Außerhalb der konkreten Anforderungen für Routinerechnungen ist eine Vervollständigung der Sammlung ausgewerteter Kerndaten für "nichtkonventionelle" Kernreaktionen wie Energieerzeugung, Heliumgasfreisetzung und Photonenreaktionen anzustreben.

3.5 Standard-Kerndatensatz

Der KfK/INR1-Satz ist mittlerweile rund 10 Jahre in Anwendung. Aus der Sicht des Reaktorherstellers hat er sich in dieser Zeit als ein brauchbares, zuverlässiges Instrument erwiesen. Die für den Einzelfall notwendigen Korrekturen bleiben in einem weiten Anwendungsspektrum klein. Wenn auch die speziell angepaßten französischen Datensätze in ihrem engeren Anwendungsbereich zu kleineren C/E-Werten tendieren, so liegt aber die Stärke des KfK/INR in seinem breiteren Gültigkeitsbereich. Die geforderte Redundanz wird durch internationale Kooperation (s.o.) abgedeckt. Der INR-2 Satz kommt nun mittlerweile zu spät um noch den INR-1 als Standard echt ablösen zu können. Es ist nicht gut vorstellbar, wie die ganze wertvolle, mit INR-1 gesammelte Erfahrung für INR-2 nachgeholt werden kann. Er stellt vielmehr aus der Sicht der Industrie eine zusätzliche Möglichkeit der Absicherung an kritischen Punkten dar, insbesondere in Fällen, wo die erkannten Schwächen von INR-1 (höhere Plutoniumisotope und andere Aktinide) von Einfluß sein könnten.

3.6 Genauigkeitsanforderungen

Eine systematische Analyse der nunmehr erreichten Methodengenauigkeiten, wie sie gemeinsam vor rund 10 Jahren durchgeführt worden war, liegt noch nicht wieder vor. Sie muß sinnvollerweise die restlichen Auswertungen von BIZET und für uns zumindest die wichtigsten Experimente der RACINE-Serie berücksichtigen. Eine vorläufige Übersicht über die C/E-Werte der inzwischen ausgewerteten Experimente insbesondere für BIZET zeigt, daß die geforderten Genauigkeiten erreicht, wenn nicht gar unterboten werden.

Es muß allerdings darauf hingewiesen werden, daß zum Vergleich mit den im Katalog geforderten Genauigkeiten noch Extrapolationseffekte berücksichtigt werden müssen und insbesondere bei K_{eff} der Beitrag von Materialunsicherheiten in Höhe von 0,8% (90% Vertrauenswert).

Neben der noch ausstehenden Bestandsaufnahme muß auf ein möglicherweise offenes Problem gesondert hingewiesen werden: Die bei sehr großen Kernen zu beobachtende starke Anfälligkeit des Leistungsprofils gegen kleine örtliche Störungen kann dazu führen, daß die Leistungsverteilung im Reaktorbetrieb unzulässig stark von theoretisch vorherbestimmten Werten abweicht. In diesem Fall ist man auf eine betriebsmäßige Überwachung der Leistungsverteilung angewiesen. Ob dazu die bekannte Messung der Brennelementaustrittstemperatur ausreicht oder doch noch eine Incoreinstrumentierung zur Neutronenflußmessung entwickelt werden muß, wäre noch zu klären.

Im Fachgebiet Abschirmung werden noch eine Reihe von Experimenten an verschiedenen Natrium-Stahl Anordnungen ausgewertet werden müssen (JASON-Experimente in Cadarache und ggf. zusätzliche Abschirm- Experimente in ORNL). Eine systematische Bewertung des Standes der Technik sollte sich anschließen.

Durch bessere Kerndaten und gezielte integrale Messungen kann auch die Genauigkeit der Berechnungen von Nachzerfallsleistungen vermutlich noch verbessert werden.

3.7 Redundante und diversitäre kritische Experimente

Diese Anforderung ist durch die drei gemeinsamen Experimente in den drei Einrichtungen SNEAK, ZEBRA und MASURCA voll abgedeckt.

3.8 Auswertung von Reaktorbetriebsdaten

Ein Teil dieses Punktes ist durch das Nachrechnen von KNK-Betriebsdaten und einiger Phenixwerte schon erfüllt.

Die noch zu erfolgende Nachrechnung von Messungen während der Inbetriebnahme von SPX-1 und spätere Betriebsdaten decken die Erfordernisse weitgehend ab. Dieses Vorhaben ist aber von besonderer Wichtigkeit, weil aus der Inbetriebnahme des KKW-Kalkar nach der Streichung wichtiger Meßprogramme nur sehr beschränkt auswertbare Daten zu erwarten sind.

3.9 Routineprogramme

Mit den Programmen WIPRO, KAPER, DIXY, TRIBUT, KASY, den vorhandenen Abbrandmodulen und im weiteren Sinn mit ANISN, MOCA, DOT um nur die wichtigsten zu nennen, steht ein Satz vielfach bewährter Routineprogramme zur Verfügung.

Die Programme D3E und D3D werden zur Zeit noch bearbeitet um sie für Routinerechnungen bei INTERATOM voll verfügbar zu machen.

3.10 Schnellaufende Programme

Das schnelle Auslegungsprogramm BRUST wird seit Jahren ständig eingesetzt. Eine Reihe von Zusatzanforderungen haben zu mehrfachen Erweiterungen des Programms geführt. Das Programm DEGEN ist in seiner Eingruppenversion zur Erweiterung des Programms BRUST auf hexagonale Geometrie entwickelt worden. Inzwischen hat sich die Mehrgruppenversion als schnellaufendes 3D-Programm für viele Fragestellungen mit mäßigem Genauigkeitsanspruch bewährt. Bei BN wurde das Programm VAMP entwickelt, mit dem hauptsächlich Managementoperationen in Schnellbrüterkernen berechnet werden können. Es ist an einer Reihe von Beispielen getestet worden.

Diese Verfahren bedürfen aber noch einer weiteren Ausreifung. Allgemein ist die Anwendung von Grobmaschenverfahren auf Schnelle Reaktoren noch nicht genügend untersucht. Hier sind noch Fortschritte in der Wirtschaftlichkeit von Berechnungsmethoden zu erwarten.

3.11 Qualitätssicherung

Trotz erheblicher Anstrengungen ist der Dokumentationsstand der Programme nicht befriedigend. Für Programmänderungen gibt es in Karlsruhe und in der Industrie inzwischen qualitätssichernde Vorschriften und Prozeduren. Diese sind bei INTERATOM - aus der Projektsituation heraus - sehr weit ausgebaut und durch den Einsatz rechnergestützter Verfahren trotzdem noch leicht handzuhaben, was vor allem für die Programm-Moduln im IANUS-System gilt.

Die noch ausstehende Dokumentation der Programme und der zugrundeliegenden Theorien muß unbedingt erfolgen, solange die Autoren noch in dem betreffenden Gebiet tätig sind.

3.12 Effektive Programm- und Datenhandhabung

Die großen Programmsysteme KAPROS und IANUS haben entscheidend dazu beigetragen, daß trotz wachsendem Arbeitsvolumen dieses mit eher kleiner werdenden Mannschaften bewältigt werden konnte.

Es liegt in der Natur der Sache, daß sich der Rationalisierungszwang bei der Industrie stärker auswirkte als in den Forschungsinstituten und sich bei den vielen Routinerechnungen für die Projektabwicklung mit IANUS besondere Anstrengungen für das Programm und Datenmanagement lohnen, die sich bei forschungsorientierter Anwendung nicht in dem Maße auszahlen. Mit dem IANUS-System sind die Anforderungen des Herstellers an wirtschaftliche Arbeitsweise im wesentlichen erfüllt.

An größeren Vorhaben in diesem Zusammenhang steht noch die Vereinfachung des Berechnungsablaufs von 3D-Leistungsverteilungen unter Berücksichtigung des γ -Anteils aus.

Es darf nicht übersehen werden, daß ein so umfangreiches und komplexes Arsenal von Programmen einer ständigen Pflege und Nachbesserung bedarf, um voll einsatzfähig zu bleiben. Mit fortschreitender Datentechnik sind auch wirtschaftlich lohnende weitere Rationalisierungsschritte zu erwarten. Die Möglichkeiten graphischer Ergebnisdarstellung und des Dialogverkehrs, hier speziell die sogenannte Benutzerführung, sind u.E. noch nicht ausgeschöpft.

Hierzu gehört auch das Potential moderner Vektorrechner für große 3D-Programme.

Zusammenfassend läßt sich sagen: Dem Reaktorphysiker in der Industrie steht heute ein Berechnungsinstrumentarium zur Verfügung, das seinen Anforderungen weitgehend entspricht. Was noch fehlt, läßt sich mit überschaubarem Aufwand bereitstellen; dieser muß jedoch unbedingt geleistet werden, um das Ganze für die Dauer zu erhalten. Von ganz zentraler Bedeutung ist, daß mit Abschluß der laufenden großen kritischen Experimente das gesamte Material systematisch und kritisch aufgearbeitet, gesichtet und in allen relevanten Teilen vollständig dokumentiert wird.

Langfristig gesehen, wird natürlich die Neutronenphysik des Kernreaktors auch nach Auslaufen der zweckgebundenen F+E-Programme Gegenstand der Forschung und Entwicklung bleiben und bleiben müssen, wie das auch bei anderen Technologien der Fall ist. Stillstand bedeutet Rückschritt, das gilt hier wie an anderer Seite auch.

4. Bedeutung der Zusammenarbeit im F+E-Programm

Zum Abschluß soll noch auf die Frage eingegangen werden, ob die Zusammenarbeit mehrerer, z.T. sehr unterschiedlicher Institutionen, in den gemeinsamen Programmen (DeBeNe und DeBeNe-CEA) die beabsichtigte bessere Nutzung von Ressourcen gebracht hat. Ist aus einem Nebeneinander mit unnötigen Doppelungen eine vernünftige Arbeitsteilung geworden? Aus der Sicht des Herstellers kann dies für das DeBeNe-Programm, wo vor allem die Rollenverteilung zwischen Forschungszentren und Industrie zu definieren war, mit Nachdruck bejaht werden; und in der Zusammenarbeit mit Frankreich sind wir auf gutem Wege. Nachdem anfänglich Reste von Mißtrauen, Rivalitätsdenken und Zurückhaltung abgebaut werden mußten, setzte sich doch bald die Erkenntnis durch, daß es sich nicht um ein Nullsummenspiel handelt, bei dem der Erfolg des einen Partners für den anderen mit Mißerfolg gleichzusetzen war. Man erkannte, daß bei der Fülle von Aufgaben und den beschränkten Mitteln jedes gut gelöste Problem alle einen Schritt weiter brachte. Die Anwender in der Industrie haben die Grundlagenarbeit an Methoden und Daten, die Möglichkeiten der Beratung und die Hilfe bei speziellen Fragestellungen in den Forschungszentren schätzen gelernt. An dieser Stelle muß mit Dank auf die große Bereitschaft hingewiesen werden, mit der die Kollegen aus Karlsruhe bei der Planung, Durchführung und Auswertung der kritischen Experimente stets auf die Belange der Kernausleger in der Industrie eingegangen sind.

Außenstehende stellen jedoch wiederholt die Frage, weshalb eine als erfolgreich erklärte Zusammenarbeit nicht schließlich zur Verwendung völlig identischer Methoden, Daten und Rechenprogramme in allen beteiligten Institutionen führt. Um dies verständlich zu machen, muß man grob drei Stufen der Methodik definieren, die nacheinander bei jeder Entwicklung durchschritten werden:

- I Stufe des Verständnisses der physikalischen Effekte und der grundlegenden theoretischen Modelle.
- II Stufen der numerischen Lösungsverfahren
- III Stufe der - auf einer bestimmten Rechenanlage - installierten Programmsysteme (IANUS, KAPROS) und Prozeduren die die tägliche Handhabung organisieren.

Auf der Ebene III wird es im allgemeinen lokale Unterschiede geben, die entweder durch die im Hause zur Verfügung stehende Rechenanlage oder durch die spezifischen Anwendungen (Industrie, Forschungszentrum) bedingt sind. Es lassen sich aber jeweils die Verfahren der Ebene II von hier einbringen, ohne daß Kosten entstehen, die auch nur entfernt an die Entwicklungskosten der Verfahren selbst heranreichen. Das gleiche gilt für die Datensätze. Auf diese Weise sind Programme wie DIXY und KAPER, die in Karlsruhe entwickelt wurden, oder DOT4, welches im Austausch aus den USA übernommen wurde, in das IANUS-System von INTERATOM integriert worden. Probleme kann es bei späteren Änderungen an den Programmen geben, die sich aber durch die Einhaltung geeigneter Konventionen hinsichtlich Programmstruktur, Schnittstellen und Dokumentation vermeiden lassen.

Auf der Ebene II besteht eine weitgehende Einheitlichkeit im DeBeNe-Rahmen, was erst recht für die Ebene I gilt.

Auf allen drei Stufen besteht die F+E-Arbeit aus den beiden Schritten Herstellen und Absichern. Im ersten Schritt sind die Modelle und Verfahren zu finden, die Daten zu messen und zu interpretieren, die Programme zu schreiben und zum Laufen zu bringen. Im zweiten Schritt wird geprüft und gesichert, meist durch Vergleich. Die Theorie wird mit dem Experiment verglichen, zwei Rechenmethoden untereinander, oder eine Rechenmethode (ein Programm) mit einem schon gesicherten Standard.

Die meiste und auch schwierigste Arbeit ist auf den beiden oberen Stufen (I und II) zu leisten. Auf der untersten Stufe (III) handelt es sich um Anpassungen und Korrekturen, die Prüfung geschieht i.a. durch einfachen Vergleich mit gesicherten Testfällen.

Deshalb ist es auch sinnvoll und wirtschaftlich, die Programme und methodischen Prozeduren auf dieser Realisierungsstufe den lokalen Gegebenheiten (insbesondere den Rechenanlagen) und speziellen Aufgaben der einzelnen Institution (Forschung oder Industrie) anzupassen. Die dadurch entstehenden Unterschiede dürfen nicht überbewertet werden.

Wichtig ist, daß die mit z.T. großem Aufwand auf Stufe II erstellten Rechenprogramme und Kerndatensätze lokal übernommen werden können und nicht jeweils neu entwickelt zu werden brauchen. Genau dies ist aber im DeBeNe-Rahmen seit langem verwirklicht.

So besteht auf den oberen Stufen im DeBeNe-Rahmen eine weitgehende Einheitlichkeit. Die wenigen Ausnahmen (Einsatz des MOCA-Programmes bisher nur bei INTERATOM, Verwendung eines 200-Gruppenschemas in Karlsruhe) sind zum Teil auch durch unterschiedliche Aufgaben begründbar. Sie tragen im übrigen zur im Abschnitt 2 geforderten Methodenredundanz bei.

Anders ist die Situation bei der Zusammenarbeit mit dem französischen Partner. Zur Zeit als die Kooperationsverträge unterzeichnet wurden, verfügten beide Seiten schon über ein weitentwickeltes Methodensystem. Das heißt, hier gibt es auch auf der Stufe II unterschiedliche Verfahren und Basisdaten, während auf der Stufe I, der Ebene des Verständnisses physikalischer Effekte und der grundlegenden theoretischen Modelle, eine breite Übereinstimmung konstatiert werden kann.

Es gibt allerdings einen ziemlich grundlegenden Unterschied in der Methodenphilosophie, der seine Wurzeln darin hat, daß die Reaktorphysik in den frühen Jahren der Entwicklung in der Bundesrepublik im Gegensatz zu Frankreich stark vom amerikanischen Vorbild geprägt wurde. Während die amerikanisch-deutsche Schule - wenn Sie mir diesen Ausdruck gestatten - sich das Ziel setzte, ein möglichst allgemeingültiges Berechnungssystem aus den fundamentalen Kerndaten heraus abzuleiten, dessen Gültigkeit und Genauigkeit an integralen Experimenten getestet wurde, geht die französische Schule sehr viel stärker vom integralen Experiment aus. Überspitzt ausgedrückt, liefern die theoretischen Modelle nur das "Rohmaterial", aus dem durch Anpassung an Fall bezogen integrale Experimente die jeweilige Berechnungsvorschrift festgelegt wird. In der Praxis müssen jedoch in beiden Schulen Kompromisse gemacht werden und de facto sind die Unterschiede heute nicht mehr sehr groß.

Es wäre völlig unsinnig, eine Vereinheitlichung der Methoden auf der Stufe II zwischen DeBeNe und Frankreich anzustreben. Der Aufwand für die Implementierung der Programme und Kerndatensätze wäre erheblich und zur Zeit nicht zu bezahlen. Die Vorteile wären im Vergleich dazu minimal. Im Gegenteil, man würde das wertvolle Potential diversitär redundanter Methoden für spezielle Fragestellungen verlieren.

Es muß vielmehr das Ziel sein, die "Berechnungsinstrumente" auf beiden Seiten so aufeinander "abzustimmen", daß ein wechselseitiger Austausch der damit erarbeiteten Ergebnisse und physikalischen Aussagen ohne jeweilige langwierige Diskussion des "Methodeneffekts" möglich ist. Denn in diesem Austausch liegt ein wesentlicher Vorteil der Zusammenarbeit mit dem französischen Partner.

Ein anderer wichtiger Vorteil ist, daß die Ergebnisse der aufwendigen Experimente gegenseitig zur Verfügung stehen oder nunmehr gemeinsam geplant und teilweise auch gemeinsam durchgeführt werden, was naturgemäß zu erheblichen Kosteneinsparungen geführt hat.

Darüberhinaus kann es auch zur Übernahme einzelner Programme kommen, dort wo diese eine noch offene Lücke schließen (z.B. Übernahme einer 2-D-Stoßwahrscheinlichkeitsroutine aus Cadarache) oder wo sich möglicherweise erhebliche rechentechnische Vorteile herausstellen.

In jedem Fall ist in den vergangenen Jahren der gemeinsamen Arbeit mit der CEA schon jetzt eine gute Basis dafür gelegt worden, in Zukunft auch die Weiterentwicklung von Brüterkonzepten stärker gemeinsam anzugehen.

Literatur

- /1/ H. Küsters, Progress in Fast Reactor Physics in the Federal Republic of Germany, KfK 1632, 1973
- /2/ D. Coors et al, Auswirkungen von Brennstofftoleranzen auf die Betriebsdaten eines schnellen Reaktors
Journal of Nuclear Materials 106 (1982) 253-260
- /3/ A. Stojadinovic, Optimale Brennstoffanreicherung aus der Sicht der Betriebsgarantie, atw. 1975 Nr. 9, S. 4/5

Kerndaten: Messungen, Dateien, Querschnittsätze

F.H. Fröhner

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Kernforschungszentrum Karlsruhe

Zusammenfassung

Der erreichte Stand der Messung und Auswertung mikroskopischer Kerndaten und der Bereitstellung von adjustierten Querschnittsätzen für kerntechnische Rechnungen wird anhand von Beispielen illustriert. Dabei wird kurz eingegangen auf

- 1) Präzisionsmessung des Resonanzeinfangs von Strukturmaterialien und der Spalt- und Einfangquerschnitte stark radioaktiver Aktiniden mit neuentwickelten Methoden am Van-de-Graaff-Beschleuniger des IAK,
- 2) Auswertung von Wirkungsquerschnitten für Spalt- und Korrosionsprodukte bei ECN Petten, von Aktinidenquerschnitten im INR, Vergleich mit integralen Messungen und Abbrand-Daten,
- 3) Entwicklung neuer kerntheoretischer und mathematisch-statistischer Methoden zur Auswertung mikroskopischer Kerndaten (Resonanztheorie, Niveaudichtebestimmung, Niveaudichtetheorie, Vergleichgewichtsprozesse)
- 4) Internationale Zusammenarbeit, Mitwirkung beim Aufbau der westeuropäisch-japanischen Querschnittsbibliothek JEF (Joint Evaluated File),
- 5) Gruppenkonstanten (Methoden- und Programmentwicklung, KfKINR2),
- 6) geplante künftige Arbeiten.

Einleitung

Im folgenden soll kurz der erreichte Stand bei der Messung, Auswertung und Kompilierung von Kerndaten und ihrer Weiterverarbeitung zu Gruppenkonstanten geschildert werden. Auch nur annähernde Vollständigkeit ist im Rahmen eines PSB-Seminars nicht möglich. Wir wollen uns deshalb auf die wichtigsten neuen Ergebnisse beschränken, die von den Experimentatoren am Van-de-Graaff-Beschleuniger des IAK und von den Auswertern oder Weiterverarbeitern im INR und bei ECN Petten erzielt wurden. Die Namen der Hauptbeteiligten seien wenigstens kurz aufgezählt.

IAK: A. Ernst, F. Käppeler, K. Wisshak,

INR: J. Braun, C. Broeders, I. Broeders, U. Fischer, F. Fröhner,
B. Goel, H. Jahn, E. Kiefhaber, B. Krieg, H. Küsters,
E. Stein, H.-W. Wiese

ECN: H. Gruppelaar, R. Heijboer, H. Rieffe, H. van der Kamp.

1. Messung von Wirkungsquerschnitten am Van-de-Graaff-Beschleuniger des IAK

Hauptziel der experimentellen Arbeiten zur Messung von Kerndaten am 3-MV-Van-de-Graaff-Beschleuniger des IAK war in den letzten Jahren die möglichst genaue Bestimmung der Wirkungsquerschnitte für

- Resonanzeinfang von Strukturmaterialien (Fe-, Ni-, Cr-Isotope),
- Einfang und Spaltung von Aktiniden (Pu-, Am-, Cm-Isotope),

in dem für Schnelle Reaktoren besonders wichtigen Energiebereich von einigen keV bis zu einigen hundert keV. Bei den Strukturmaterialien ist die im Vergleich zum Neutroneneinfang hundert- bis tausendmal häufigere Neutronenstreuung problematisch. Sie erfordert extreme Unempfindlichkeit des Einfang-Nachweisverfahrens gegen Streuneutronen. Bei den höheren Aktiniden muß die hohe Radioaktivität durch sehr große Neutronenflußdichte am Ort der Probe überspielt werden. Da selbst an den eigens für Kerndatenmessungen gebauten Linearbeschleunigern und Cyclotrons ausreichende Neutronenquellstärken zunächst nicht verfügbar waren, versuchte man jahrelang, Americium- und Curium-Querschnitte mit Hilfe unterirdischer Kernexplosionen zu messen - ein aufwendiges und schlecht reproduzierbares Verfahren. Bei Einfangmessungen muß außerdem zwischen Einfang- und Spalt-Gammaquanten unterschieden werden, was Nachweis der mit Spalt-Gammas koinzidenten Spaltneutronen erfordert.

Die Van-de-Graaff-Gruppe des IAK demonstrierte nun, daß sie durch geschickte Ausnützung der Eigenschaften ihrer vergleichsweise bescheidenen Maschine Ergebnisse erzielen kann, die in vielen Fällen besser sind als die der teureren Konkurrenz. Hohe Neutronenintensität wird dadurch erreicht, daß man die Probe nur wenige cm vor die Quelle setzt und die entsprechend kurzen Flugzeiten mit Picosekunden-Elektronik mißt. Dies läßt zwar für die sonst üblichen meterlangen Kollimatoren keinen Platz, aber an elektrostatischen Beschleunigern (und nur dort) kann man kinematisch kollimieren: Die z. B. mit Hilfe der ${}^7\text{Li}(p,n)$ -Reaktion erzeugten Neutronen laufen im Schwerpunktsystem in beliebigen Richtungen. Da sich jedoch im Laborsystem der Schwerpunkt selbst bewegt, werden bei nicht zu hoher Protonenenergie alle Neutronen in einen engen Kegel emittiert. In diesen hängt man die Probe (s. Abb. 1). Die bei Neutronen-

einfang ausgesandten Gamma-Quanten lassen sich mit schnellen Detektoren, etwa vom Moxon-Rae-Typ, nachweisen. Stehen die Detektoren außerhalb des Neutronenkegels und relativ weit von der Probe entfernt, wie es Abb. 1 zeigt, und pulst man den Protonenstrahl entsprechend, so sind nach jedem Puls die mit Lichtgeschwindigkeit fliegenden Einfang-Quanten längst registriert und nach Flugzeiten sortiert, wenn die ersten Streuneutronen die Detektoren erreichen. Man erzielt damit eine praktisch vollkommene zeitliche Trennung von Einfangsignalen und Streuneutronen-Untergrund. Die Qualität der so an drei verschieden dicken, metallischen Proben von isotopisch reinem ^{56}Fe gemessenen Daten zeigt Abb. 2. Es handelte sich dabei darum, die Strahlungsbreiten einiger wichtiger s-Wellenresonanzen in Eisen und Nickel präzise zu bestimmen, in der Abbildung speziell diejenige der 27,7-keV-Resonanz in $^{56}\text{Fe}+n$. Kurvenanpassung mit dem Vielfachstreuung und instrumentelle Auflösung miterfassenden Karlsruher Multiniveau-Formanalysen-Programm FANAC für alle drei Proben ergab ausgezeichnet übereinstimmende Strahlungsbreiten, mit einer Unsicherheit von etwa 6 % [1]. (Andere Gruppen hatten Werte zwischen 0,6 und 1,6 eV gefunden, und diese Unsicherheit schlägt voll auf den s-Wellen-Einfangquerschnitt durch.) Zur weiteren Absicherung gegen systematische Fehler wurde die Messung mit zwei anderen Konvertern der Moxon-Rae-Detektoren wiederholt [2]. Immer noch nicht zufrieden, führten die Autoren ein weiteres, ziemlich andersartiges Experiment durch, mit einem gegen Neutronen extrem unempfindlichen C6D6-Detektor, 60 cm Flugweg und konventionellem Kollimator [3]. Die bisher vorliegenden Ergebnisse für die wichtigsten s-Wellenresonanzen von ^{56}Fe , ^{58}Ni und ^{60}Ni sind in Tab. 1 mit einigen anderen gemessenen und evaluierten Werten zusammengestellt. Sie stimmen innerhalb der Fehlerbalken gut mit älteren KfK-Szintillatortank-Resultaten und neuesten Ergebnissen vom großen Linearbeschleuniger in Oak Ridge überein, ihre endgültigen Fehler werden jedoch rund dreimal bzw. fünfmal kleiner sein. Die Strahlungsbreiten in ENDF/B-V (und BNL 325) sind dagegen zu hoch, wenn man die neuen Meßwerte als Benchmark nimmt.

Tab. 1 - s-Wellen-Einfang in Strukturmaterialien				
Target-Kern	E_0 (keV)	Γ_γ (eV)	Experiment oder Auswertung	Jahr
^{56}Fe	27,7	$1,25 \pm 0,20$	KfK (Tank)	'77
		$1,08 \pm 0,07$	" (Moxon-Rae)	'81
		$1,04 \pm 0,08$	" (C6D6)	'82
		1,00	KEDAK-4	
		1,45	ENDF/B-V	
^{58}Ni	15,4	$1,46 \pm 0,22$	KfK (Tank)	'77
		$(1,55 \pm 0,16)$	" (Moxon-Rae)	'82
		$(1,3 \pm 0,4)$	ORNL	'82
		1,60	KEDAK-4	
		2,1	ENDF/B-V	

Tab. 1 (Forts.)

Target- Kern	E_0 (keV)	Γ_γ (eV)	Experiment oder Auswertung	Jahr
^{60}Ni	12,5	$2,73 \pm 0,50$	KfK (Tank)	'77
		$(2,89 \pm 0,29)$	" (Moxon-Rae)	'82
		$(2,6 \pm 0,9)$	ORNL	'82
		2,65	KEDAK-4	
		3,3	ENDF/B-V	

(): Vorläufige Werte sind eingeklammert; noch ausstehende Korrekturen werden die KfK-Ergebnisse allenfalls um wenige Prozent ändern und die Unsicherheiten auf etwa 6-7 % reduzieren.

Beispiele für Van-de-Graaff-Messungen an Aktiniden werden uns in den nachfolgenden Abschnitten begegnen.

2. Auswertung von Wirkungsquerschnitten

Bei den Auswertearbeiten für das PSB besteht folgende Arbeitsteilung:

- INR: Strukturmaterialien, Aktiniden;
- ECN: Spaltprodukte, Korrosionsprodukte.

Im INR wurde 1982 die neue Version KEDAK-4 mit 117 Materialien (Isotope oder natürliche Elemente) fertiggestellt. Neben den eigenen enthält sie speziell ausgewählte fremde Auswertungen von CEA Cadarache, ENEA Bologna, ENDF/B-IV und -V, ENDL u. a.

Die Auswertungen von ECN Petten sind, ebenfalls in KEDAK-Format, in der Datenbibliothek KEDECN gesammelt, die gegenwärtig 60 Materialien umfaßt. Die Pettener Datei RCN enthält adjustierte Querschnitte.

Die neuen KEDAK-Dateien zeichnen sich dadurch aus, daß weitgehend Kernmodelle und Reaktionstheorie bei der Auswahl, Mittelung, Extra- und Interpolation von Meßdaten eingesetzt wurde. KEDAK-4 enthält gründlich überholte thermische und Resonanz-Querschnitte. Punktdaten im aufgelösten Resonanzbereich sind als Multiniveau-Querschnitte kohärent berechnet (d. h. alle Partialquerschnitte gleichzeitig, aus denselben Parametern, mit demselben Resonanzformalismus). Neu eingebracht sind die Auswertungen für ^{241}Am , ^{242}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm , Cr, Fe, Ni der letzten Jahre (mit vielen p- und d-Wellen-Resonanzen und deutlich verbesserter Beschreibung der "Fenster" im Gesamtquerschnitt bei den Strukturmaterialien) [4,5]

Die neuen Aktinidenauswertungen wurden intensiv getestet mit Hilfe von gemessenen Resonanzintegralen und durch Vergleich von Abbrandrechnungen mit radiochemischen Analysen von Leichtwasserbrennstoff aus dem Kern-

kraftwerk Obrigheim (KWO) [6]. Tab. 2 zeigt experimentelle und aus KEDAK-4-Punktdaten gerechnete Einfang-Resonanzintegrale.

Tab. 2 - Einfang-Resonanzintegrale		
Target-Kern	Experiment (b)	KEDAK-4 (b)
^{241}Am	1538 ± 135	1580
^{243}Am	2200...2300	1847
^{244}Cm	639 ± 36	637

Abb. 3 zeigt die sehr befriedigende Übereinstimmung zwischen den auf KEDAK-4 basierenden Berechnungen des Abbrands von ^{235}U bzw. des Aufbaus von ^{239}Pu und den radiochemischen Analyseergebnissen. Die Isotopenproduktion wurde bis ^{244}Cm weitergerechnet. Dort schien der Vergleich mit α -spektrometrischen Analyseergebnissen auf eine Unterschätzung durch die Rechnung zu deuten. Genauere, mittels Isotopenverdünnung gemessene Daten lassen jedoch einen solchen systematischen Effekt nicht mehr erkennen (s. Abb. 4). Die Eignung von KEDAK-4 für Abbrandrechnungen mit thermischen Flüssen ist damit hinreichend bestätigt. Auch für schnelle Flüsse liegen inzwischen erste ermutigende Ergebnisse vor.

3. Methodenentwicklung für die Auswertung

Einen Überblick über die bei den KEDAK-Auswertungen benutzte Theorie und die relevanten Programme gibt Tab. 3.

Tab. 3 - Kernmodelle, Reaktionstheorie und Programme für KEDAK-4		
Energiebereich	Theorie, Modelle	Rechenprogramme
thermisch	R-Matrix mit Term für gebundenes Niveau	BOULE
aufgelöste Resonanzen	R-Matrix (MLBW, Reich-Moore), Niveaustatistik	FANAL, FANAC, STRUMA, STARA
nicht aufgelöste Resonanzen	niveaustatistisches Modell mit Breitenfluktuation, mittlere Breiten, Niveaudichte	FITACS
höhere Energien	Hauser-Feshbach-Theorie mit Breitenfluktuation, optisches Modell, Riesen-Dipol-Resonanz, Spaltbarrieren, Vergleichsgewichts-Prozesse	HAUSER

Im gesamten aufgelösten Resonanzbereich wurde konsequent die in Abb. 5 gezeigte Zusammensetzung der R-Matrix benützt: der Term für das gebundene Niveau ist so angepaßt, daß er zusammen mit den Termen für die bekannten Niveaus und einem statistischen Term für die unbekannt "fernen" Niveaus die thermischen Querschnitte richtig ergibt. Mit dieser Multiniveau-Darstellung vermeidet man den "glatten" (in Wirklichkeit heftig fluktuierenden und deshalb für die Dopplerverbreiterung problematischen) Anteil, mit der die Einniveau-Breit-Wigner-Darstellung in ENDF bezüglich Multiniveau- und Randeffekten korrigiert wird. Abb. 6 zeigt den so berechneten Spaltquerschnitt von ^{241}Am im thermischen und epithermischen Bereich. Mit einem neu entwickelten Verfahren lassen sich die Doppler-verbreiterten R-Matrix-Multiniveau-Querschnitte vom MLBW- oder Reich-Moore-Typ jetzt praktisch so schnell berechnen wie es bisher nur für Einniveau- oder Adler-Adler-Querschnitte möglich war. Dies gelingt durch Kombination der Turing-Methode (für Gauß-Verbreiterung meromorpher Funktionen, eingesetzt z. B. zur schnellen Berechnung der Voigt-Profile ψ und χ) und Kapur-Peierls-Darstellung der schmalen Resonanzen [7]. Abb. 7 zeigt als Beispiel den vollständigen Satz von Querschnittskurven für ^{241}Pu zwischen 3 und 25 eV, berechnet in Reich-Moore-Darstellung für $T = 0$ und 900 K mit 1 elastischen Kanal, 2 Spaltkanälen und 35 interferierenden Resonanzen, alles in 3,7 s CPU-Zeit (IBM/370-168).

Im nichtaufgelösten Resonanzbereich werden die gemittelten Querschnitte ebenfalls kohärent mit Hilfe der Hauser-Feshbach-Theorie berechnet. Mit dem neuentwickelten Programm FITACS lassen sie sich an Meßwerte so anpassen, daß Konsistenz mit der im aufgelösten Bereich beobachteten Niveaustatistik oder mit globaler Systematik gewahrt bleibt (mit Hilfe des Satzes von Bayes) [8]. Nur globale Systematik (optisches Modell für Teilchenkanäle, Riesen-Dipol-Resonanz für Strahlungskanäle, Spaltbarrieren für Spaltkanäle) benutzt das Programm HAUSER, ohne die Möglichkeit automatischer Kurvenanpassung.

Was die theoriegestützte Auswertung leisten kann, zeigt Abb. 8 am Beispiel von ^{241}Am . Beim Gesamtquerschnitt handelt es sich um eine Vorhersage: Ein an ^{238}U -Querschnitte angepaßtes optisches Potential, zu ^{241}Am hin extrapoliert, hatte die Kurve geliefert bevor die Meßpunkte verfügbar waren. Beim Unterschwellen-Spaltquerschnitt ($E < 200$ keV) bestand jahrelang eine notorische Diskrepanz: Eine Messung mittels Kernexplosion hatte zehnmal höhere Werte ergeben als ein russisches Beschleunigerexperiment. Die Niveaustatistik im aufgelösten Resonanzbereich lieferte die ausgezogene (KfK) und gestrichelte (Cadache) Kurve, beide mit den etwas spärlichen russischen Daten verträglich. Die ab 1978 veröffentlichten Messungen der Van-de-Graaff-Gruppen in Geel und Karlsruhe bestätigten endgültig die russische Messung und die theoretischen Extrapolationen. Die Kurve für den Einfangquerschnitt entstand vergleichsweise problemlos durch Anpassung an drei recht gut übereinstimmende Messungen, konsistent mit der Niveaustatistik im aufgelösten Resonanzbereich.

Bei ^{243}Am war dagegen unterhalb 200 keV weder Einfang- noch Spaltquerschnitt bekannt. Aus dem aufgelösten Resonanzbereich kennt man zwar Niveaudichte und mittlere Strahlungsbreite, nicht aber die mittlere Spaltbreite. Eine Extrapolation von unten her war deshalb nur für den Einfangquerschnitt möglich. Abb. 9 zeigt, daß die so berechnete KEDAK-Kurve von jüngst in Karlsruhe gemessenen Daten [9] recht befriedigend

bestätigt wird. Nur unterhalb 50 keV gibt es systematische Abweichungen von höchstens 15 %. Beim Spaltquerschnitt mußte von oben her extrapoliert werden, gestützt auf Daten aus Livermore oberhalb 200 keV. Wegen der großen Datenunsicherheiten fiel die Extrapolation mäßig aus, wie die neuesten Karlsruher Messungen [9] erkennen lassen (Abb. 10).

Die Beispiele zeigen, daß im nichtaufgelösten Resonanzgebiet unbekannte Gesamtquerschnitte mit einem lokal (etwa im Aktinidenbereich) angepaßten optischen Modellpotential auf wenige Prozent genau vorhergesagt werden können. Bei Einfangquerschnitten erlaubt das Riesen-Dipol-Resonanzmodell eine Vorhersage mit immerhin rund 15-25 % Genauigkeit, wogegen die Vorhersage völlig unbekannter Spaltquerschnitte an der bisher ungenügenden Kenntnis der Spaltbarrieren und der Niveaudichten stark deformierter Kerne scheitert. Zum Glück ist im Aktinidenbereich die experimentelle Situation gerade komplementär: Spaltquerschnitte sind am leichtesten zu messen und deshalb am besten bekannt, Einfangquerschnitte sind schwerer zu messen und nur teilweise bekannt, während die Gesamtquerschnitte der höheren Aktiniden unbekannt sind, da zu ihrer Messung in Transmissionsexperimenten das bisher vorhandene Probenmaterial nicht ausreicht. Der technisch wichtige inelastische Streuquerschnitt von ^{238}U im niederen keV-Bereich ist in Abb. 11 dargestellt. Hier wurden Hauser-Feshbach-Rechnungen mit deformiertem und sphärischem optischem Modellpotential von einer Präzisionsmessung bei etwa 80 keV bestätigt, aber zwischen 120 und 300 keV liegen die Meßwerte systematisch höher als die besten theoretischen Kurven. Es ist unklar, ob die Diskrepanz von Meßfehlern oder unzulänglicher Theorie herrührt.

Ein Beispiel für den Einsatz der Reaktionstheorie bei leichteren Kernen gibt Abb. 12, wo in Petten gerechnete Einfangquerschnitte für das wichtige Spaltprodukt ^{133}Cs mit Messungen verglichen sind [10]. Aus der Energieabhängigkeit des Einfangquerschnitts kann man Aufschluß über den sog. a -Parameter der Fermigasformel für die Niveaudichte gewinnen. Abb. 13 zeigt, daß für die ungeraden Isotope der Elemente Cr, Fe, Ni dieser Parameter jeweils linear mit der Nukleonenzahl anzusteigen scheint, während die geraden Isotope niedrigere a -Parameter, d. h. langsamer mit der Anregungsenergie steigende Niveaudichten aufweisen. Solche Information wird benötigt für die Berechnung von Partialquerschnitten über weite Energiebereiche hinweg, wie z. B. in Abb. 14 [11]. In diesem Zusammenhang sei kurz hingewiesen auf Fortschritte im Verständnis des Zusammenhangs zwischen Niveaudichte und Schalenmodell. Mit zahlentheoretischen Methoden (Mellin-Transformation, Dirichlet-Reihen) wurde die Zahl der Möglichkeiten untersucht, eine gegebene Anregungsenergie auf die Nukleonen im Kern so zu verteilen, daß sie vorgegebene Schalenmodellzustände besetzen. So wurden Niveaudichte-Ausdrücke gefunden, die in gewissen Fällen allgemeiner oder exakter sind als die Fermigasformel [12]. Parallel dazu wurden die Methoden zur Schätzung von Niveaudichten aus aufgelösten Resonanzparametern verbessert, vor allem im Hinblick auf die wegen mangelhafter Statistik oder instrumenteller Auflösung stets fehlenden schwachen Niveaus [13].

Die Theorie der Vergleichsreaktionen, die bei Energien oberhalb 6-10 MeV wichtig sind, wird sowohl in Petten als auch am INR weiterentwickelt, besonders im Hinblick auf Energie- und neuerdings auch Winkelverteilungen von inelastisch gestreuten Neutronen (Abb. 15, 16).

4. Internationale Zusammenarbeit bei der Kerndaten-Auswertung

Beim Austausch von experimentellen Wirkungsquerschnittsdaten funktio- niert die internationale Zusammenarbeit ziemlich reibungslos, vor allem dank den "Vier Zentren" in Brookhaven (NNDC), Saclay (NEA Data Bank der OECD), Wien (Nuclear Data Section der IAEA) und Obninsk (CJD). Jedes der Vier Zentren sammelt die im eigenen Servicebereich gemessenen Kerndaten und tauscht sie turnusmäßig mit den anderen drei aus. Dasselbe gilt für die in CINDA periodisch publizierten bibliographischen Daten.

Bei den ausgewerteten Kerndaten war die Zusammenarbeit schon seit jeher belastet durch Disparitäten zwischen den Beiträgen der einzelnen Staa- ten. Das Untergewicht russischer Beiträge hatte die USA schon seit vie- len Jahren dazu veranlaßt, ENDF für Ostblockländer zu sperren. Wichtige Teile von ENDF/B-V sind nun als "kommerziell wertvoll" überhaupt nur noch US-Benutzern zugänglich. Als Reaktion darauf begannen die Mit- gliedsländer der NEA Data Bank (Westeuropa und Japan) mit dem Aufbau einer eigenen Datenbibliothek namens JEF (Joint Evaluated File). Eine erste Version enthält 254 Materialien im ENDF-Format [16]. Zu einem großen Teil stammen sie aus ENDF/B-IV und -V (soweit freigegeben), aber wichtige Teile sind neue japanische und europäische Auswertungen. Aus Karlsruhe stammen z. B. die Auswertungen für Fe, Ni und Cr unterhalb 300 keV von 1977 [4] und die Auswertungen für ^{241}Am (im thermischen und Resonanzgebiet), ^{242}Am und ^{244}Cm aus den letzten Jahren [5]. Eine Anzahl von Spaltprodukt-Auswertungen aus Petten wurden gleichfalls in JEF aufge- nommen. Die Umformatierung der KEDAK-Dateien in ENDF-Format besorgte die NEA Data Bank mit Hilfe des in Bologna entwickelten Konversionsprogramms KTOE. Umgekehrt können JEF-Dateien mit dem Karlsruher Programm BRIGITTE in das KEDAK-Format übersetzt werden.

5. Gruppenkonstanten

Für Reaktorrechnungen sind die auf KEDAK, ENDF, JEF usw. gespeicherten Wirkungsquerschnitte viel zu detailliert. Durch fluß- oder stromgewich- tete Mittelung müssen daraus Gruppenkonstanten für spezifische Anwen- dungen berechnet werden. Dies geschieht z. B. in Karlsruhe meist mit dem Code MIGROS und den nachgeordneten Codes MIKOR (für allfällige Korrek- turen an den Selbstabschirm-Faktoren) und MITRA (für formale Prüfung). Die so erzeugten Gruppenkonstanten für reine Materialien werden in der Datei GRUBA gespeichert; sie enthält 26-Gruppen-Sätze wie ABBN, SNEAK, MOXTOT, KFKINR, aber auch 208- und 275-Gruppensätze oder die REMO-Datei. Gruppenquerschnitte für Materialmischungen müssen in einem weiteren Schritt z. B. mit dem Programm GRUCAL erzeugt werden (in SIGMN-Dar- stellung).

Die Hauptanstrengung galt in den letzten Jahren KFKINR2, dem Nachfolger für den bekannten KFKINR-Gruppenkonstanten-Satz. Die Basis bildet KEDAK, KEDECN und andere ECN-Auswertungen wie RCN-2, RCN-3. Daraus wurden mit MIGROS Gruppenkonstanten für

- rund 100 KEDAK-Materialien,
- rund 200 ECN-Materialien

berechnet. Das aus Spaltspektrum und 1/E-Anteil zusammengesetzte Wich-

tungsspektrum ist SNR-typisch. Im Vergleich zu seinem Vorgänger enthält KFKINR2 wesentlich mehr Partialquerschnitte. Neu sind auch f-Faktoren mit Strom- statt Flußwichtung für Transportquerschnitte und Diffusionskonstanten, ferner REMO-korrigierte elastische Ausstreu-Querschnitte (oberhalb 1 keV). Wie bei KFKINR wird die ABBN-Struktur mit 26 Energiegruppen benutzt. Die Stützstellen für Temperatur und Verdünnungsquerschnitt sind jedoch durchgehend (auch für Cr, Fe und Ni)

$T = 300, 900, 1500, 3100 \text{ K},$

$\sigma_0 = 0, 10, 10^2, 10^3, 10^4, 10^5, 10^6 \text{ b},$

Es wird erwartet, daß KFKINR2 ziemlich universell anwendbar sein wird, für schnelle, u. U. auch thermische Leistungsreaktoren wie auch für Nullenergieanordnungen, und zwar ohne daß die Materialzusammensetzungen vereinfacht werden müßten. Spezialprobleme wie H- oder He-Erzeugung wird man zumindest näherungsweise behandeln können. Für manche Fusionsreaktoranwendungen wird allerdings die Höchstenergie von 10,5 MeV nicht ausreichen.

6. Künftige Arbeiten

Die Auswertearbeit wird sich in nächster Zeit auf folgende Hauptaufgaben konzentrieren,

KEDAK - Dokumentierung von KEDAK-4,

- Reduzierung der Unsicherheit bei Einfang und inelastischer Streuung von ^{238}U im keV-Bereich, mit Hilfe von integralen Daten,
- Überholung der Spaltneutronen-Spektren,
- Überholung der Winkelverteilung gestreuter Neutronen bei den Strukturmaterialien,

KEDECN - Verbesserung und Vervollständigung von Spaltprodukt-Auswertungen mit Hilfe von STEK-Daten aus Petten, Profile-1- und -2-Daten aus Frankreich,

- Mitarbeit bei Strukturmaterial-Auswertungen, z. B. für Fe, Ni, Cr, Co, Zr, Mn.

Für diese Auswertungen ist meist Arbeitsteilung mit anderen Partnern (Cadarache, Bruyeres-le-Chatel, Bologna, Harwell) im Rahmen von JEF, aber auch mit US-Partnern (für Spaltprodukte) verabredet. Dies erleichtert die Arbeit der wenigen bestehenden Gruppen fühlbar, andererseits kommen von der Seite der Anwender (CEA, UK, Interatom) neue Anforderungen für die nächste JEF-Version:

- maschinell lesbare Unsicherheits-Information in Form von Kovarianzmatrizen, für Sensitivitäts-Studien und Datenadjustierung,

- Gamma-Produktions- und -Reaktions-Daten,
- Gas-Erzeugungs-Querschnitte(H, He).

Für KFKINR2 stehen folgende Arbeiten an:

- Vervollständigung (noch etwa 5 Materialien),
- Prüfen auf formale Fehler,
- eigene Erprobung und Grobadjustierung,
- fremde Erprobung und Feinadjustierung,
- Dokumentation.

Schlußbemerkung

Dieser knappe Überblick sollte einen Eindruck von den im PSB-Rahmen laufenden Kerndaten-Aktivitäten vermitteln. Die mannigfaltigen Querverbindungen zu anderen Bereichen der Kerntechnik (Reaktorsicherheit, Entsorgung, Wiederaufarbeitung, FDWR- und Fusionsreaktor-Studien, Materialforschung) und zur theoretischen Kernphysik brauchen hier nicht besonders betont werden. Auf jeden Fall wird die anwendungsorientierte Niederenergie-Kernphysik, auch in den kommenden Jahren einen festen Platz in den Kernforschungszentren haben.

Literatur

- [1] K. Wisshak and F. Käppeler, Nucl. Sci. Eng. 77(1981)58
- [2] K. Wisshak, F. Käppeler, G. Reffo and F. Fabbri,
Proc. Specialist Meeting on Fast Neutron Capture,
Argonne, 20-23 April 1982, to be published as ANL report
- [3] F. Käppeler, K. Wisshak and L.D. Hong, KfK 3412 (1982)
- [4] F.H. Fröhner, Proc. Specialist Meeting on Neutron Data
of Structural Materials for Fast Reactors, Geel, 5-8 Dec. 1977,
Oxford (1979), p. 138;
F.H. Fröhner, K. Wisshak und F. Käppeler, KfK 2899 (1979)
- [5] F.H. Fröhner, B. Goel, U. Fischer and H. Jahn,
Proc. Internat. Conf. on Nuclear Data for Sci. and Technol.,
Antwerp, 6-10 Sept. 1982, im Druck
- [6] B. Goel and U. Fischer, *ibid.*;
s. auch U. Fischer und H.-W. Wiese, KfK 3014 (1983)
- [7] F.H. Fröhner, KfK 3081 (1980)
- [8] F.H. Fröhner, B. Goel and U. Fischer,
Proc. Specialist Meeting on Fast-Neutron Capture Cross Sections,
Argonne, 20-23 April 1982, to be published as ANL report
- [9] K. Wisshak und F. Käppeler, KfK 3503 (1983)
- [10] H. Gruppelaar, Proc. Specialist Meeting on Fast-Neutron Capture
Cross Sections, Argonne, 20-23 April 1982, to be published as
ANL report
- [11] H. Gruppelaar and H.A.J. van der Kamp,
Proc. Internat. Conf. on Nuclear Data for Sci. and Technol.,
Antwerp, 6-10 Sept. 1982, im Druck
- [12] A.M. Anzaldo-Meneses,
Winter College on Nuclear Physics and Reactors, ICTP Trieste,
1982, im Druck
- [13] F.H. Fröhner, Proc. Internat. Conf. on Nuclear Data for
Sci. and Technol., Antwerp, 6-10 Sept. 1982, im Druck
- [14] H. Gruppelaar, C. Costa, D. Nierop and J.M. Akkermans,
Proc. Internat. Conf. on Nuclear Data for Sci. and Technol.,
Antwerp, 6-10 Sept. 1982, im Druck
- [15] H. Jahn, 3rd Internat. Sympos. on Neutron-Induced Reactions,
Smolenice, 21-25 June 1982, im Druck
- [16] G. Campbell and C. Nordborg,
Proc. Internat. Conf. on Nuclear Data for Sci. and Technol.,
Antwerp, 6-10 Sept. 1982, im Druck;
C. Nordborg, *priv. Mitteil.*

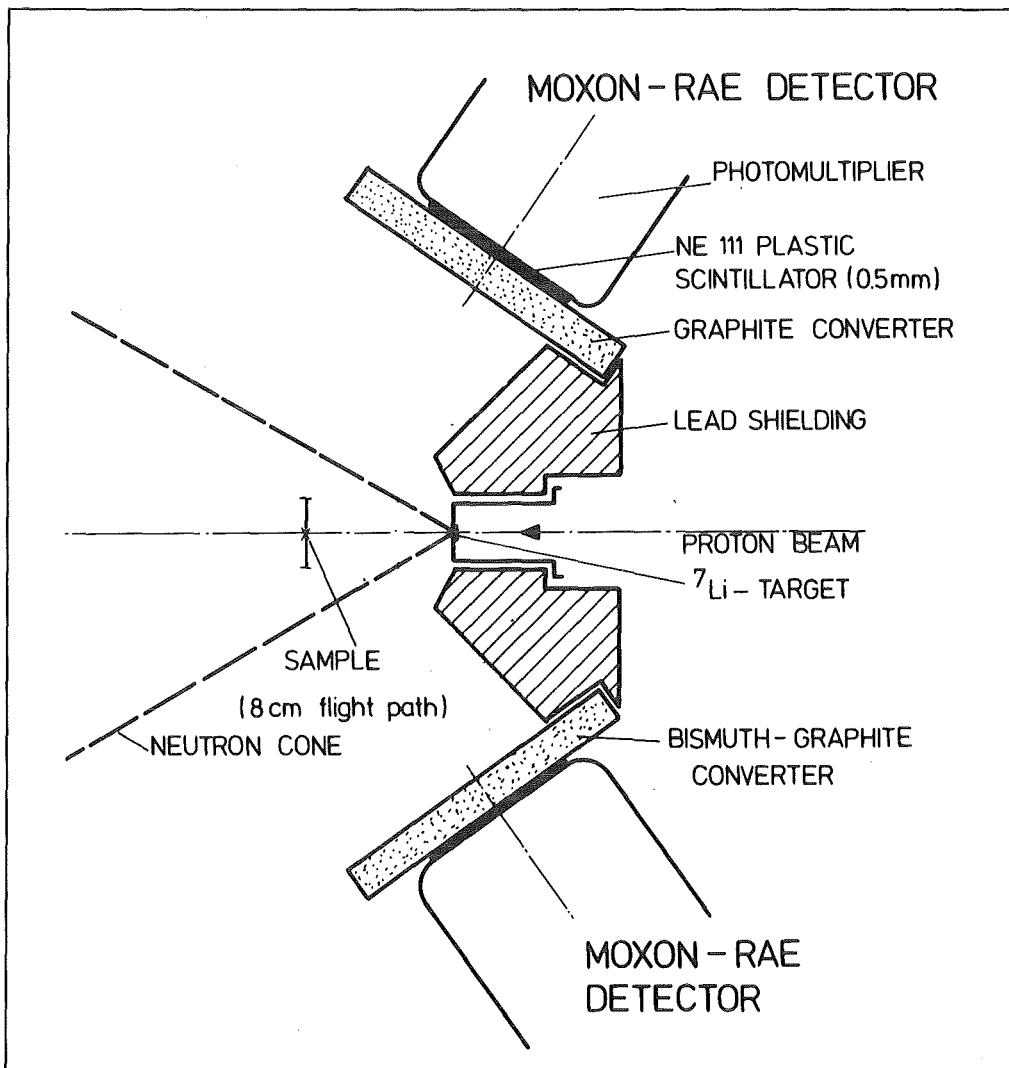


Abb. 1 : Versuchsanordnung zur Messung des Neutroneneinfangs in s-Wellen-Resonanzen von Strukturmaterialien

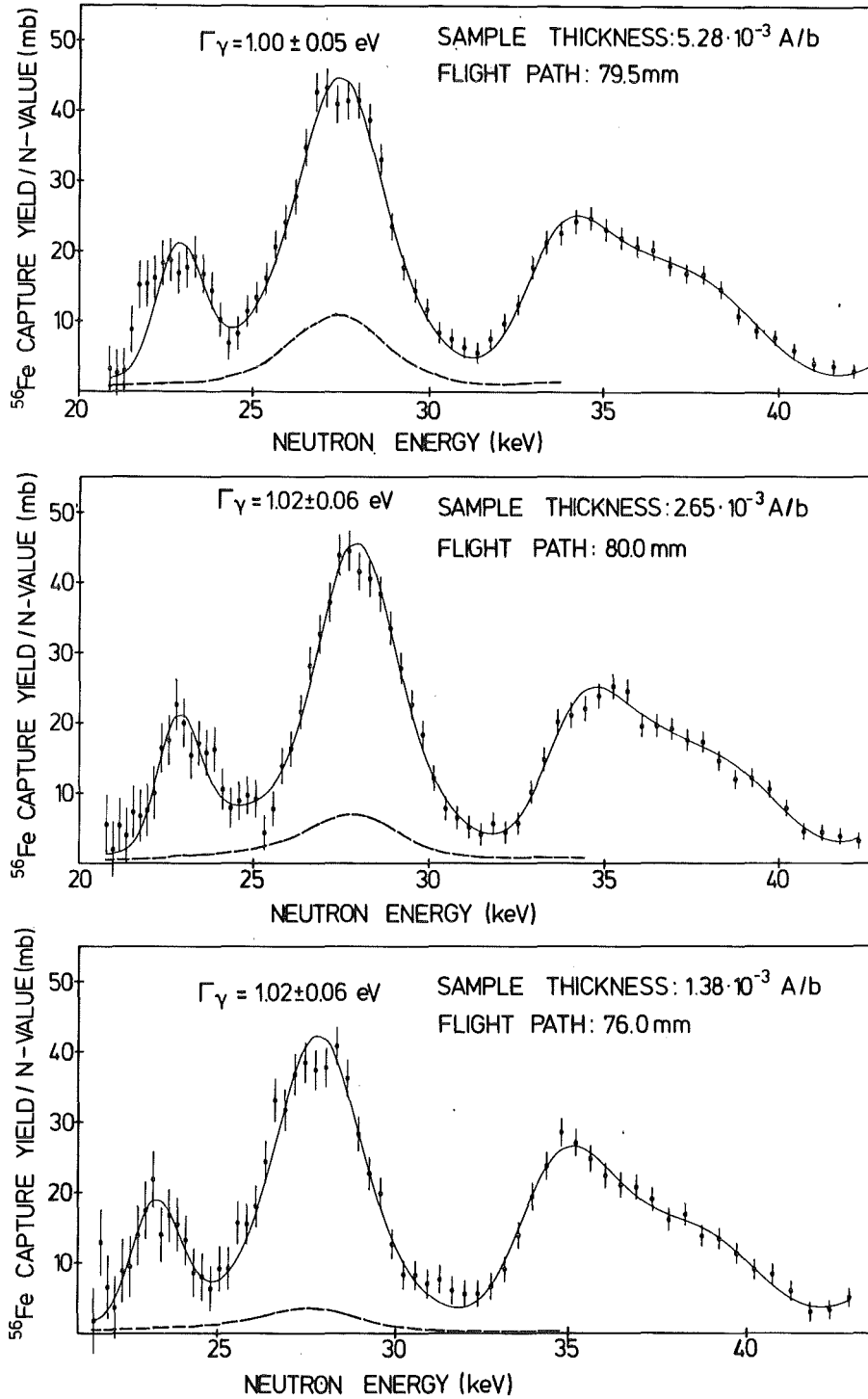
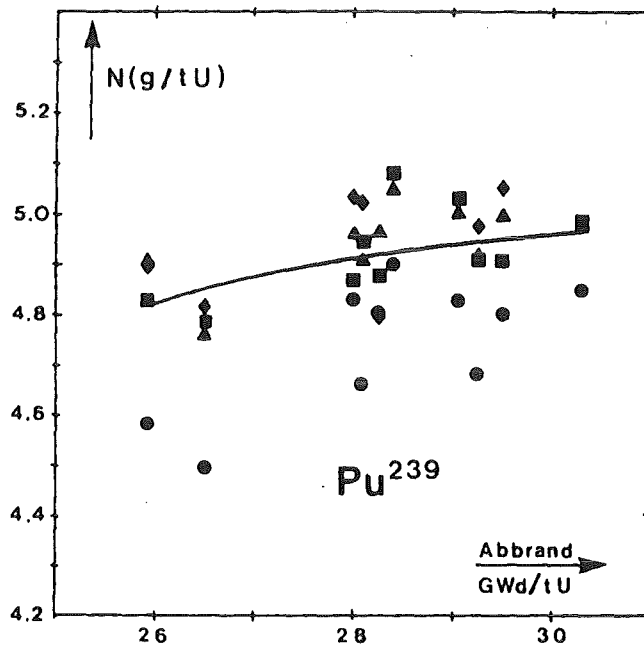
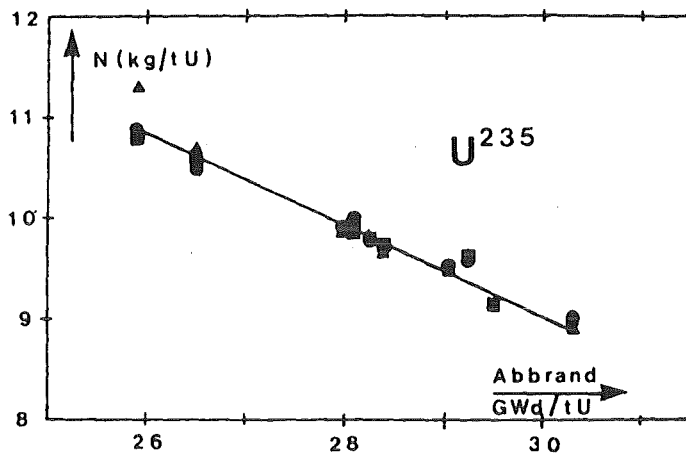


Abb. 2: Präzisionsmessung des Neutroneneinfangs in der 27,7-keV-Resonanz von $^{56}\text{Fe}+n$. Die Höcker rechts und links von der 27,7-keV-Resonanz rühren von nur teilweise aufgelösten p-Wellen-Resonanzen her. Die ausgezogenen Kurven wurden mit dem Programm FANAC angepaßt, sie enthalten Reich-Moore-Querschnitt, Vielfachstreuung und instrumentelle Auflösung. Die gestrichelten Kurven zeigen den Beitrag der Vielfachstöße (aus /1/).



▲ ▲ TUI ● ● WAK — KORIGEN
 ■ ■ IAEA ◆ ◆ IRCh

KWO-Batches (ICE)

Abb. 3 - Vergleich einer Abbrandrechnung (Daten: KEDAK-4, Programm: KORIGEN) mit aus vier verschiedenen Labors stammenden radiochemischen Analysen desselben Brennstoffs (aus dem Kernkraftwerk Obrigheim): ²³⁵U und ²³⁹Pu (aus[6]).

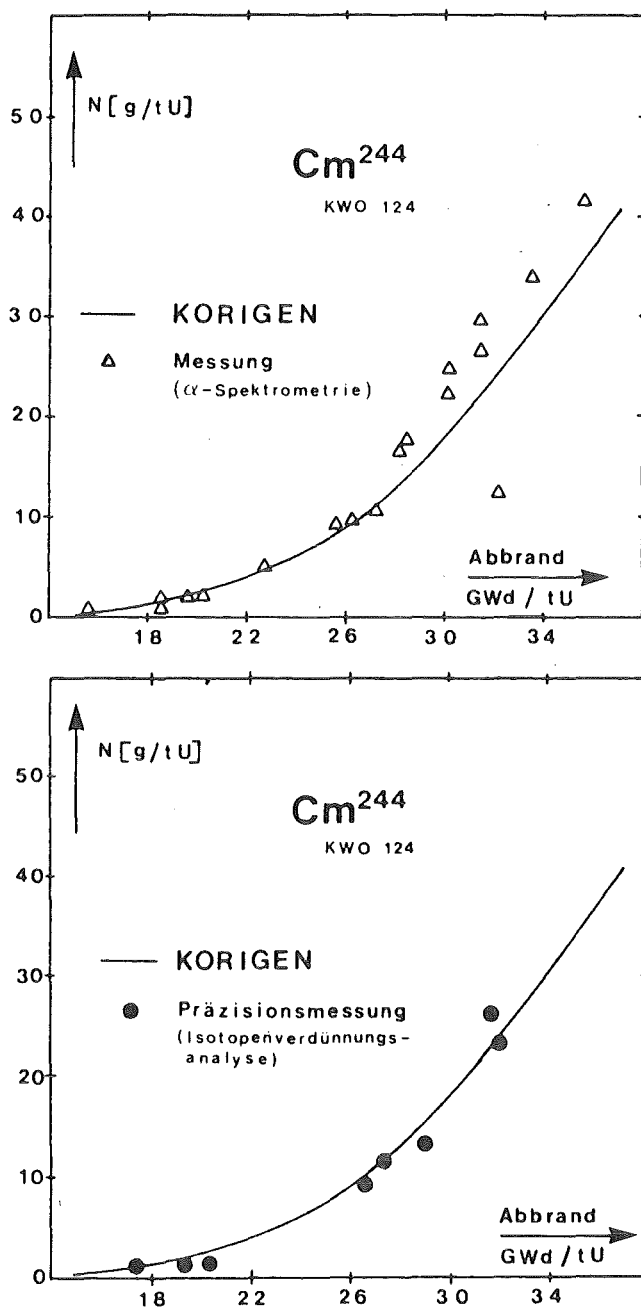
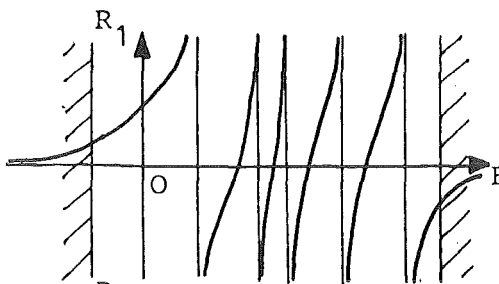


Abb. 4 - Vergleich einer Abbrandrechnung (Daten: KEDAK-4, Programm: KORIGEN) mit zwei verschiedenen radiochemischen Analysen desselben Brennstoffs (aus dem Kernkraftwerk Obrigheim): ²⁴⁴Cm.

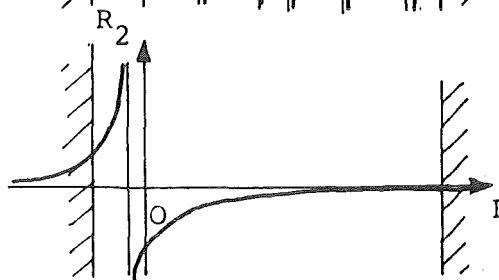
BERÜCKSICHTIGUNG VON GEBUNDENEN UND FERNEN NIVEAUS
BEI DER BERECHNUNG VON RESONANZQUERSCHNITTEN:

$$\sigma = \sigma(R) \quad \text{mit} \quad R = R_1 + R_2 + R_3 = \sum_v \left(\frac{\Gamma_n}{E_0 - E} \right)_v$$

R_1 : BEKANNTE RESONANZEN
(E_0, Γ_n, \dots)



R_2 : GEBUNDENES NIVEAU
("NEGATIVE" RESONANZ)



R_3 : FERNE NIVEAUS,
STATISTISCH BESCHREIBBAR
(D, Γ_n, \dots)

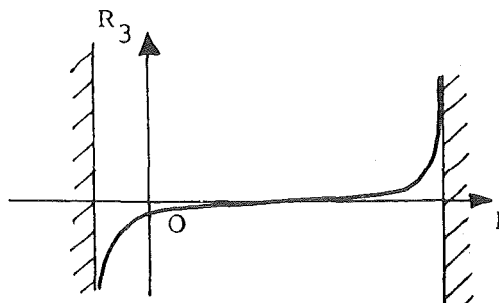


Abb. 5 - Zusammensetzung der R-Matrix aus den Beiträgen für
1) bekannte Niveaus, 2) 1 unbekanntes gebundenes Niveau,
adjustiert zur exakten Wiedergabe der thermischen Querschnitte,
3) unbekannte "ferne" Niveaus, statistisch behandelt;
(schematisch, für reine Streuung).

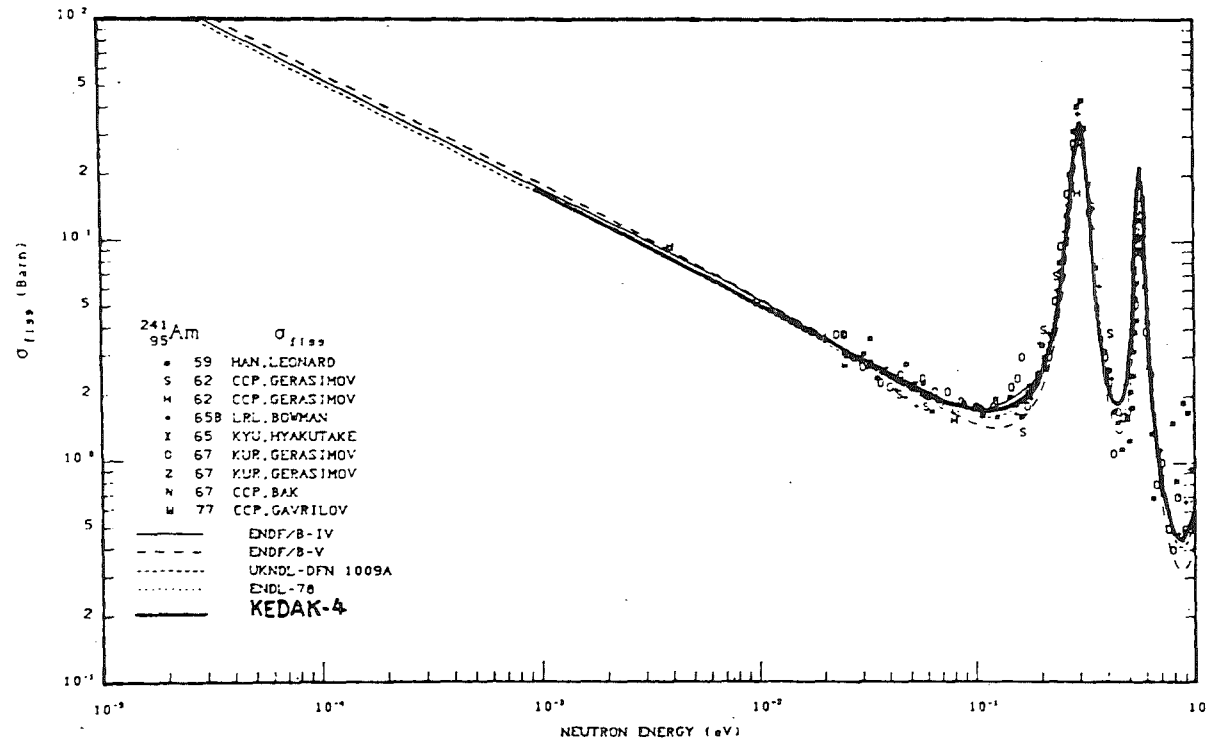


Abb. 6 - Gerechneter und gemessener Spaltquerschnitt von ^{241}Am unterhalb 1 eV. Gemäß dem Schema in Abb. 5 wurde für die KEDAK-Kurve eine negative Resonanz so angepaßt, daß in allen Reaktionskanälen die thermischen Querschnitte (2200 m/s) richtig reproduziert wurden [7].

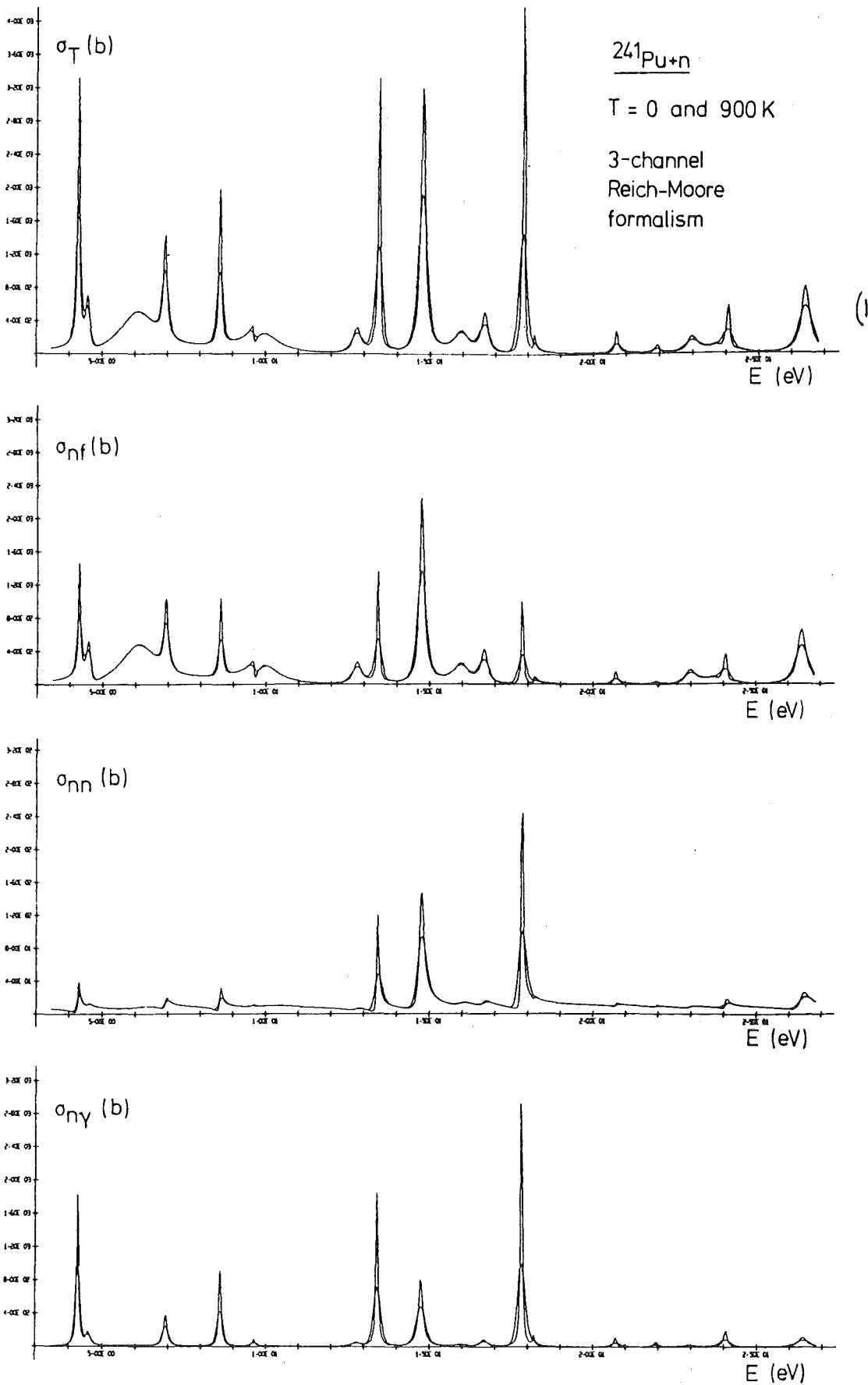


Abb. 7 - Reich-Moore-Querschnittskurven für $T = 0$ und 900 K (s. Text). Die zugrundeliegenden rund 6000 Datenpunkte wurden in 3.7 s CPU-Zeit auf einem IBM/370-168-Rechner gerechnet [7].

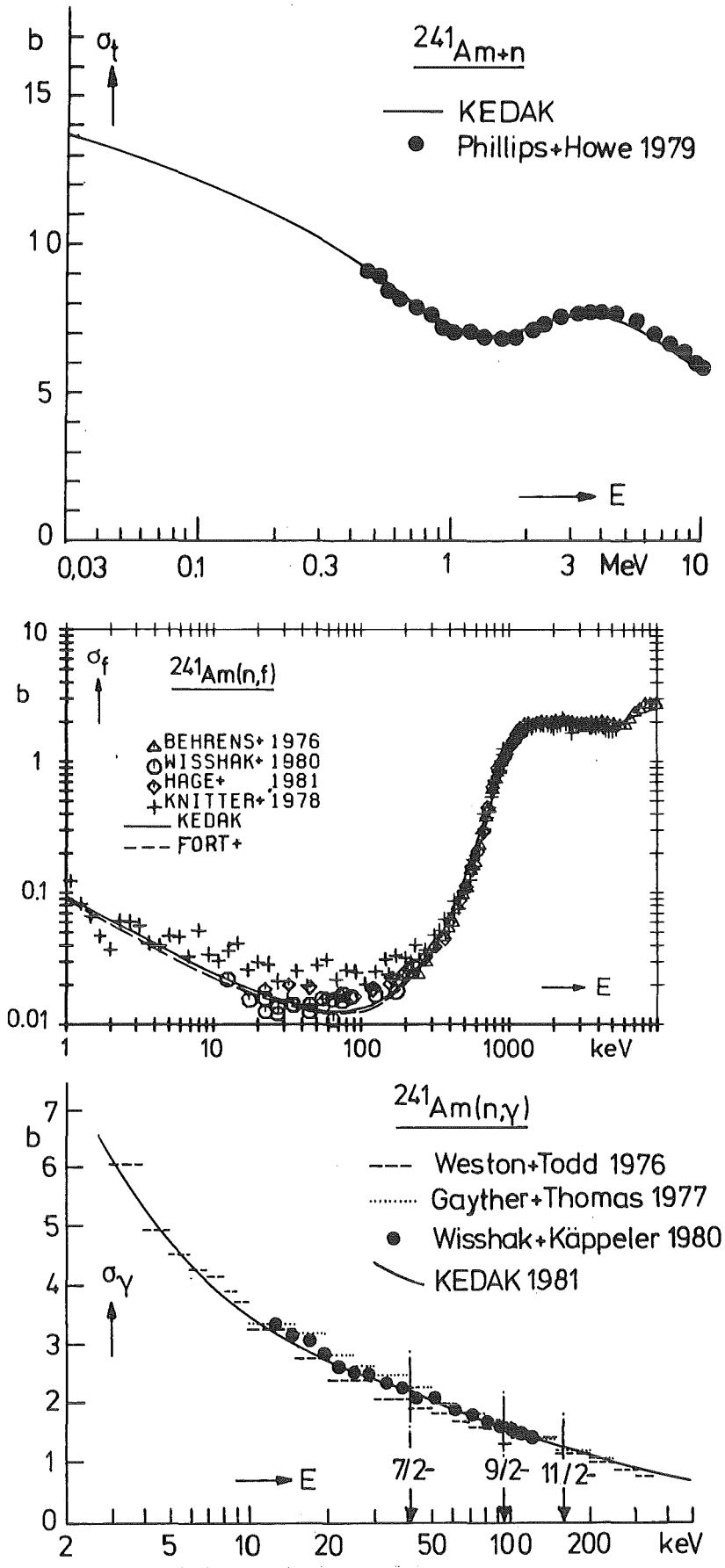


Abb. 8 - Theoretische Querschnittskurven und Meßwerte für Gesamt-, Spalt- und Einfangquerschnitt von ^{241}Am . Beim Gesamtquerschnitt und beim Spaltquerschnitt im Unterschwellenbereich handelt es sich um theoretische Vorhersagen (s. Text) [5].

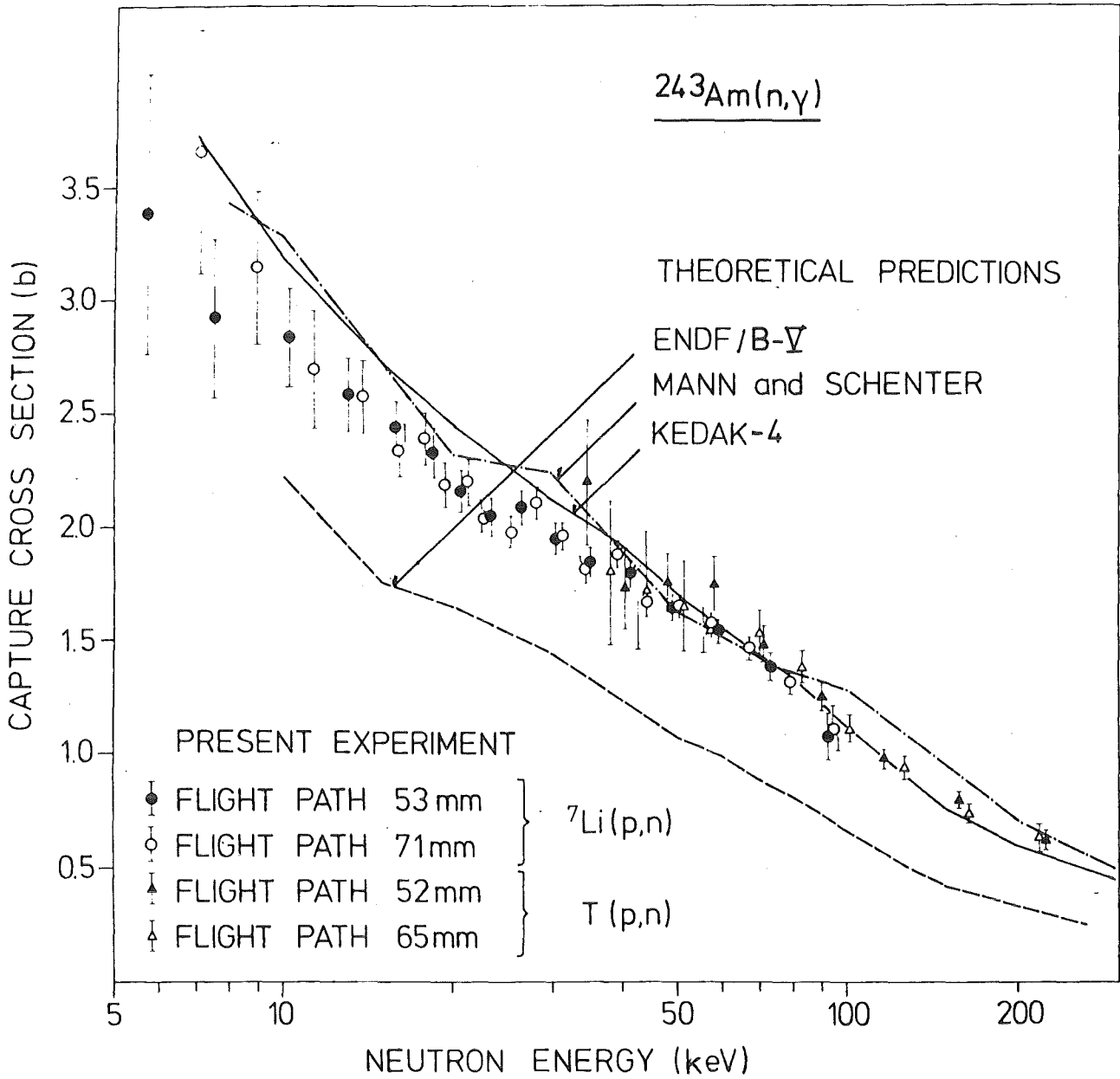


Abb. 9 - Theoretische Vorhersagen des Einfangquerschnitts von ^{243}Am und neue KfK-Messungen [9]. Die KEDAK-Kurve hat Unstetigkeiten an den inelastischen Schwellen, die Unstetigkeiten der anderen beiden Kurven sind unphysikalisch.

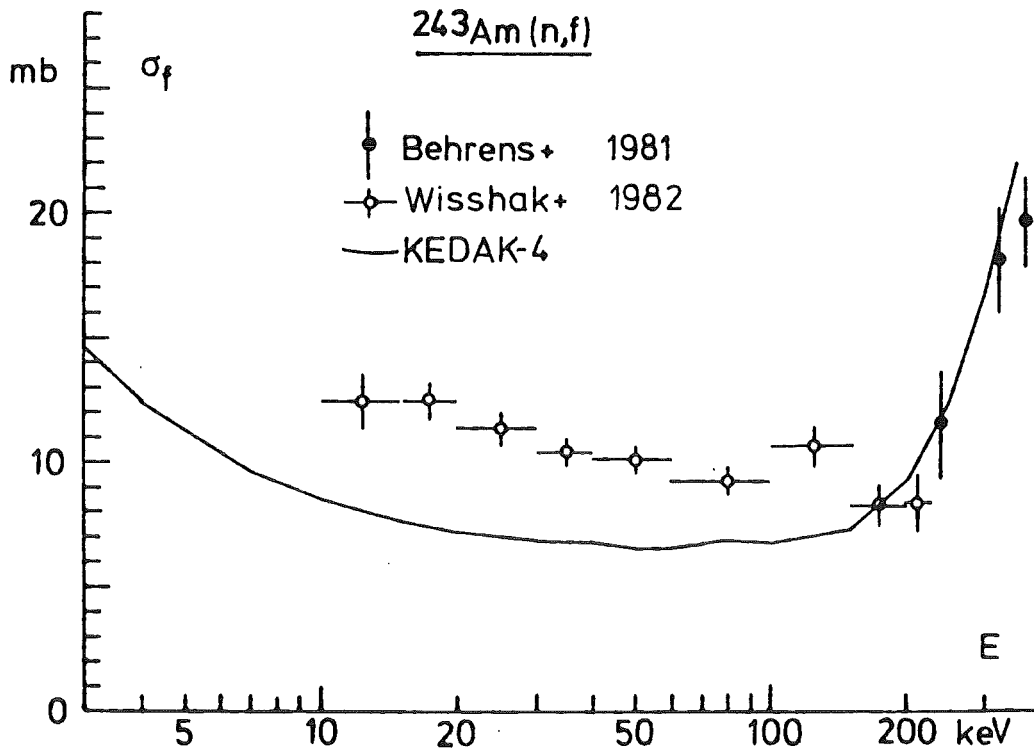


Abb. 10 - Gemessene [9] und gerechnete Unterschwellen-Spaltquerschnitte von ^{243}Am (s. Text).

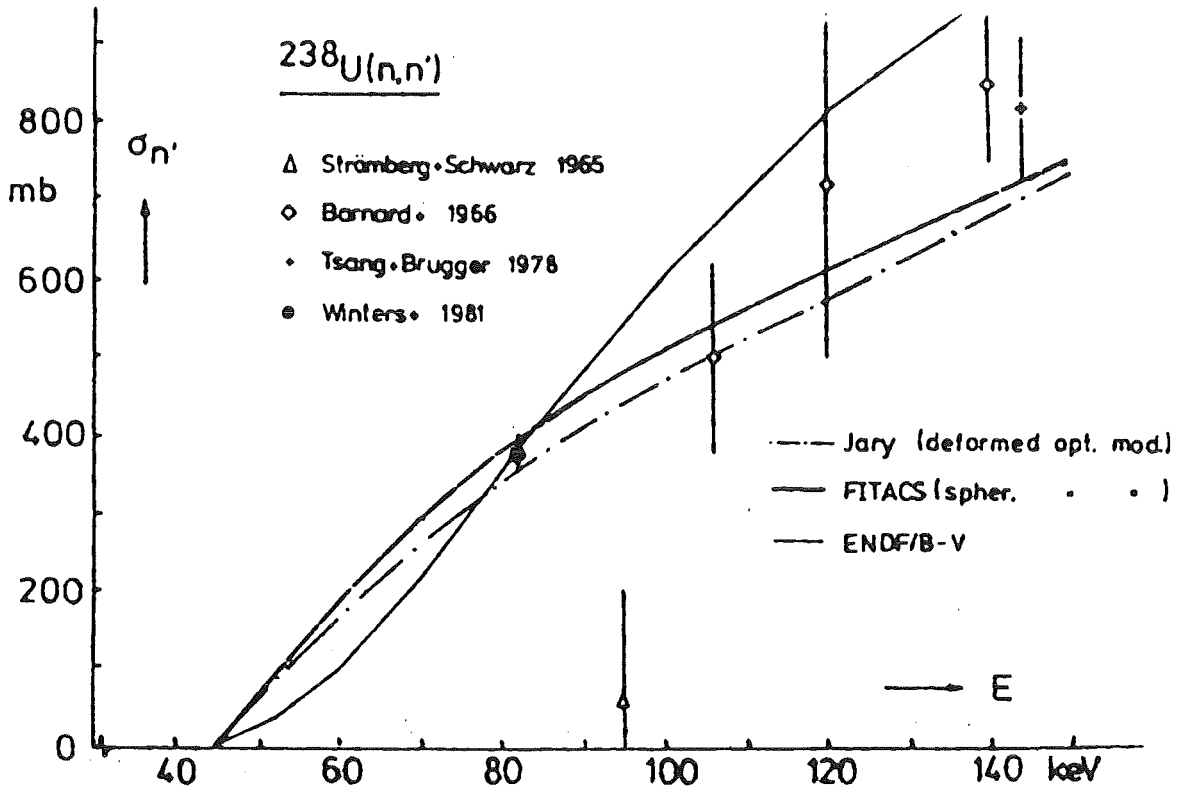


Abb. 11 - Gemessene und gerechnete Querschnitte für inelastische Streuung an ^{238}U [8]. Die Form der ENDF/B-V-Kurve widerspricht dem theoretisch erwarteten Schwellenverhalten.

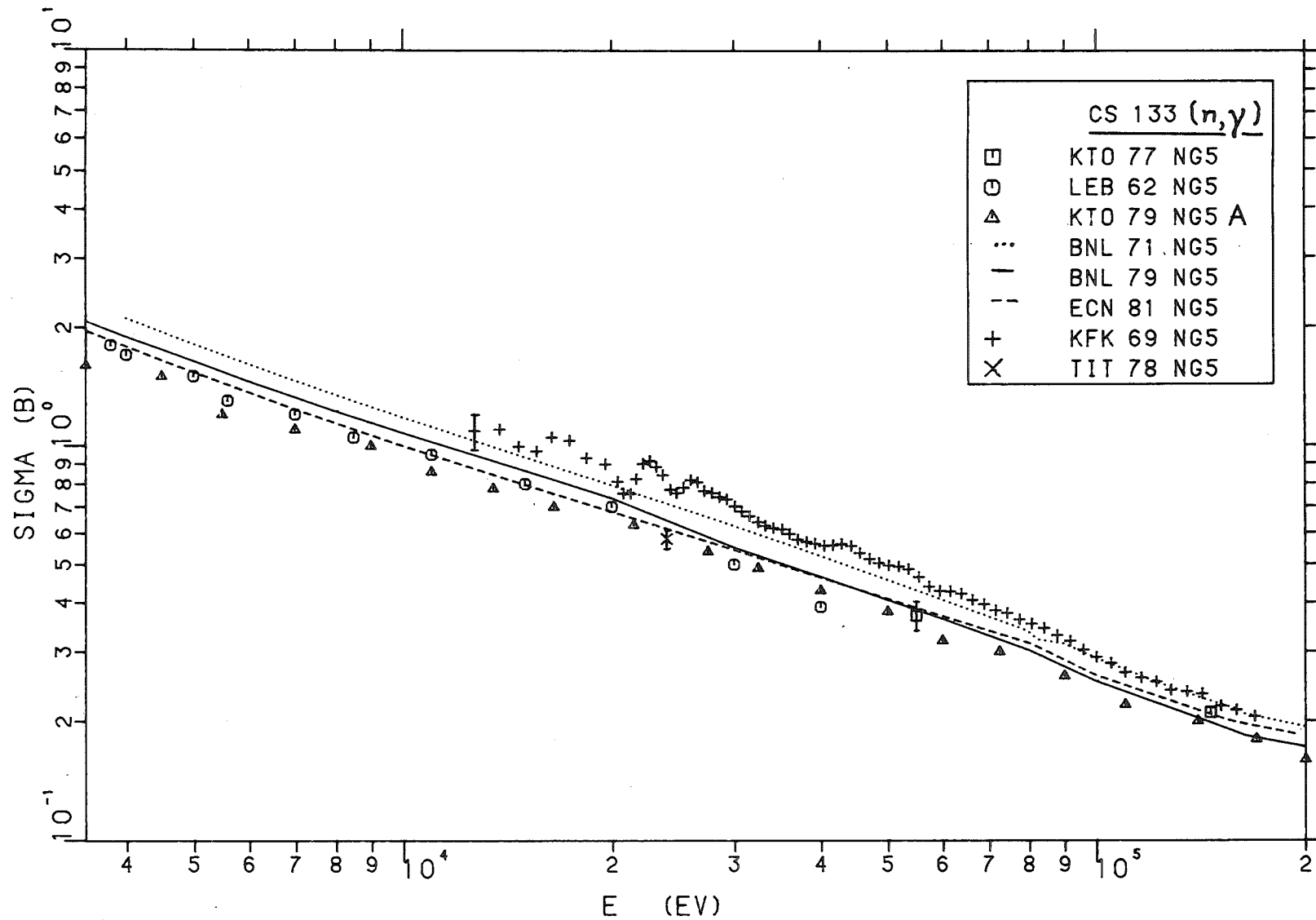


Abb. 12 - Gemessene und evaluierte Einfangquerschnitte für ^{133}Cs .
 Ausgezogene Kurve: ENDF/B-V, punktiert: ENDF/B-IV, gestrichelt:
 RCN-3, Experimente: s. CINDA (Abb. aus [10]).

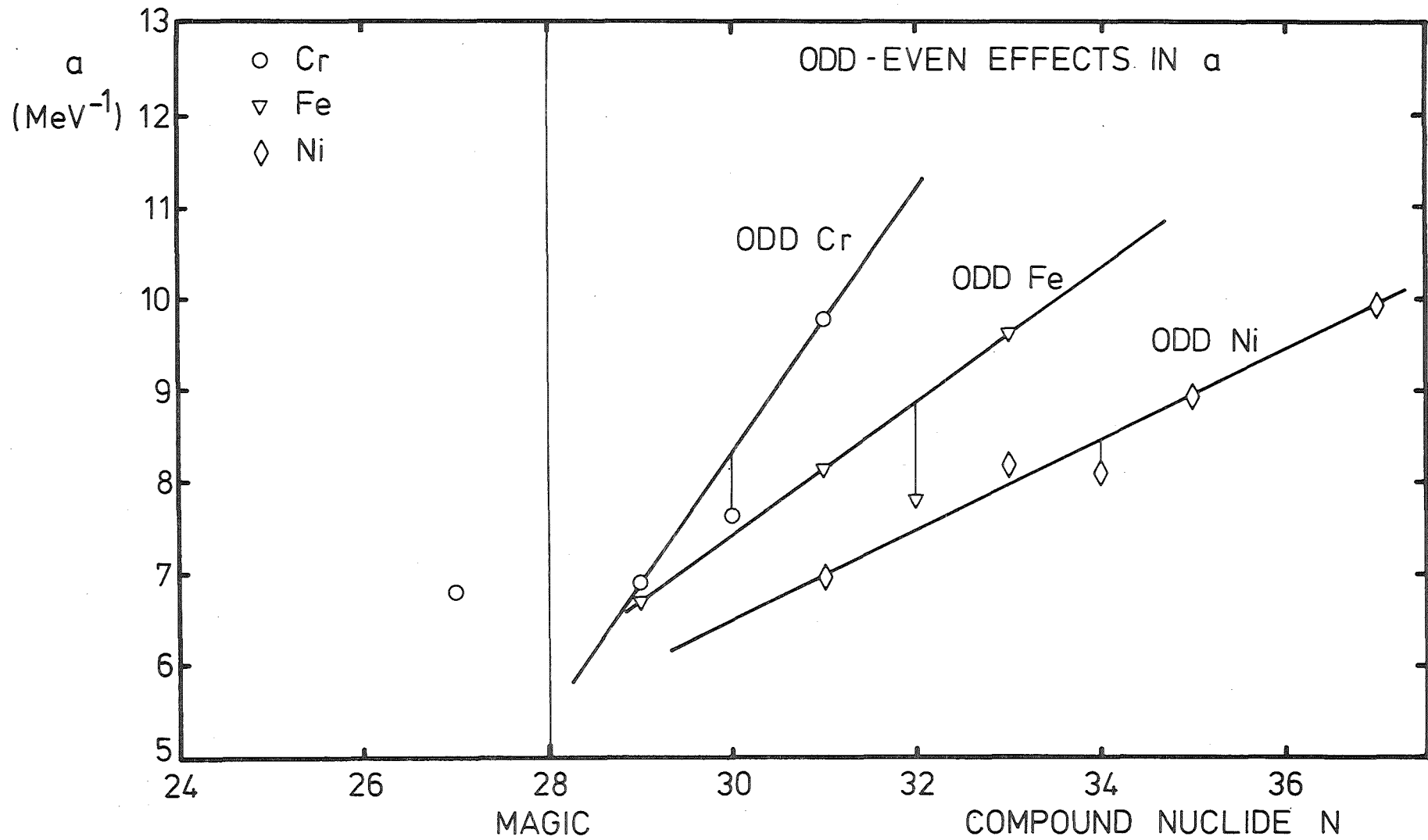


Abb. 13 - Systematisches Verhalten des Niveaudichte-Parameters a ,
abgeleitet aus Niveaudichten von [4] (Abb. aus [11]).

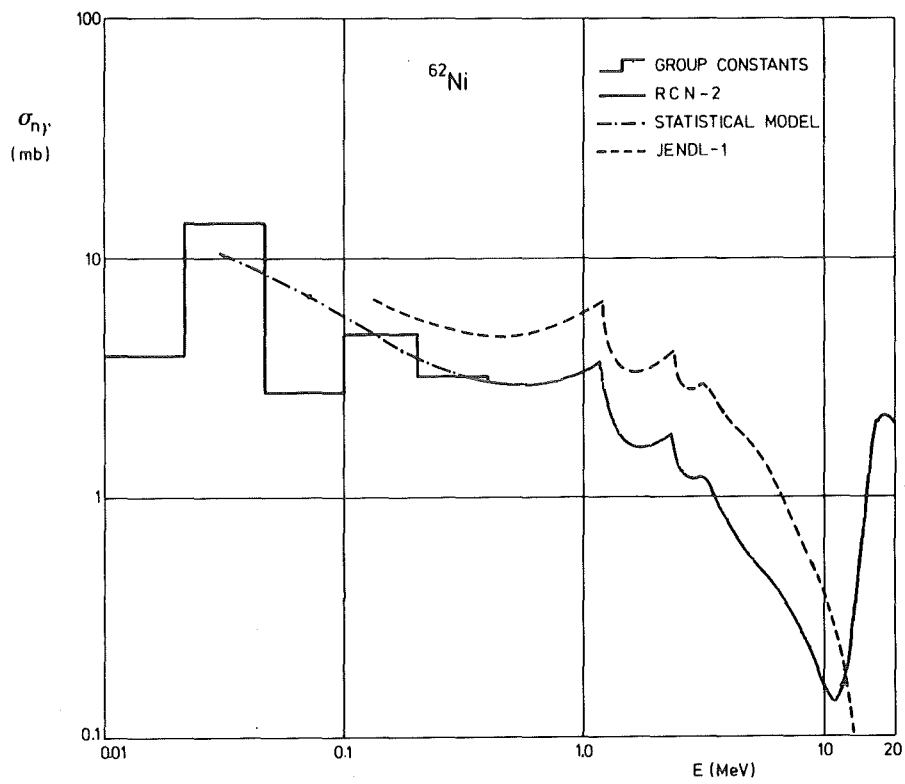


Abb. 14 - RCN-2- und JENDL-1-Auswertungen für $^{62}\text{Ni}(n,\gamma)$.
Histogramm: Gruppenquerschnitte (Abb. aus [11]).

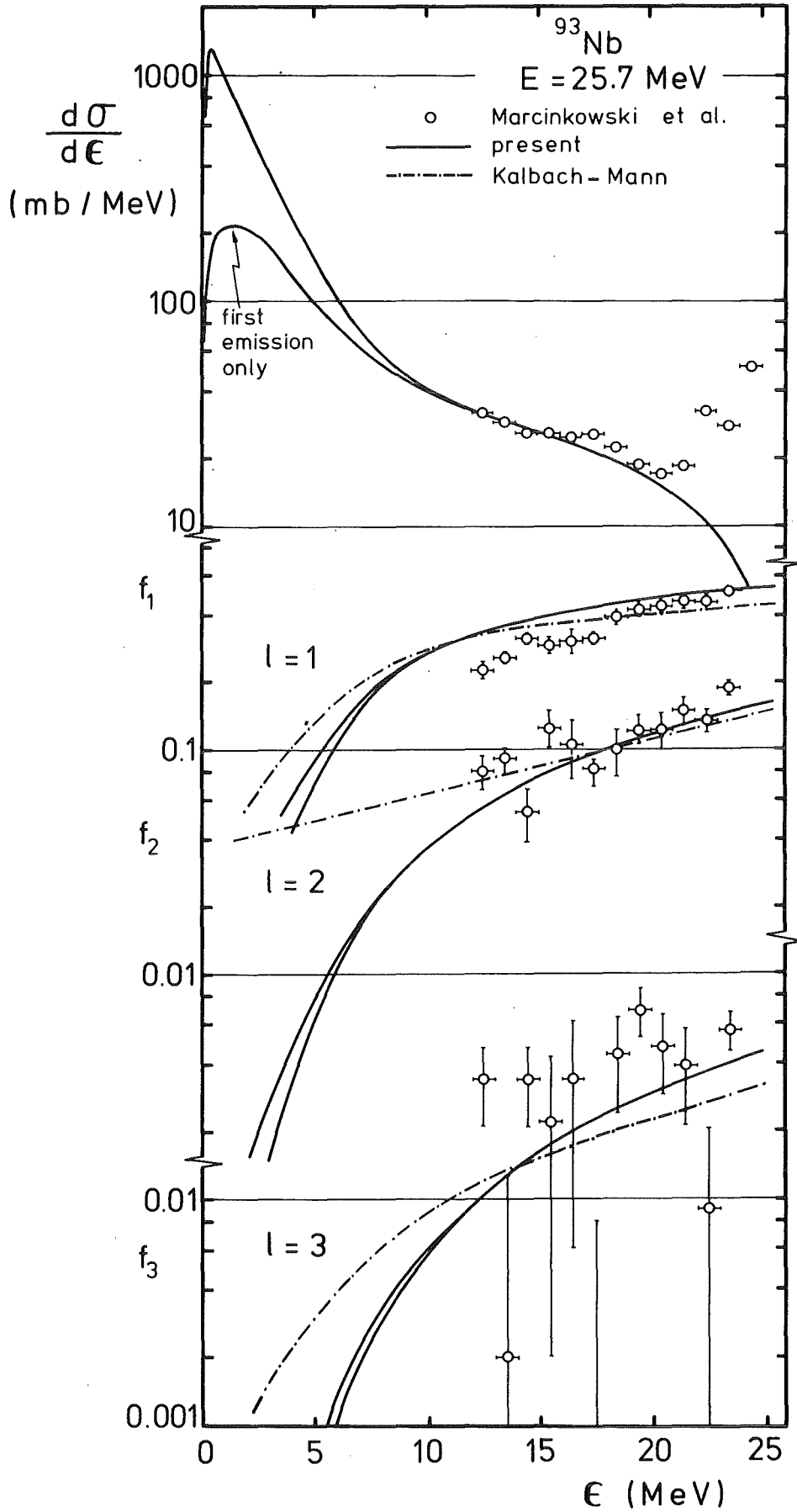


Abb. 15 - Vergleich von Legendre-Koeffizienten aus Theorie [14], Experiment (Marcinkowski et al., priv. Mitteil.) und Systematik (Kalbach und Mann) für $^{93}\text{Nb}(n,n')$, als Funktion der Sekundärenergie ϵ (Abb. aus [14]).

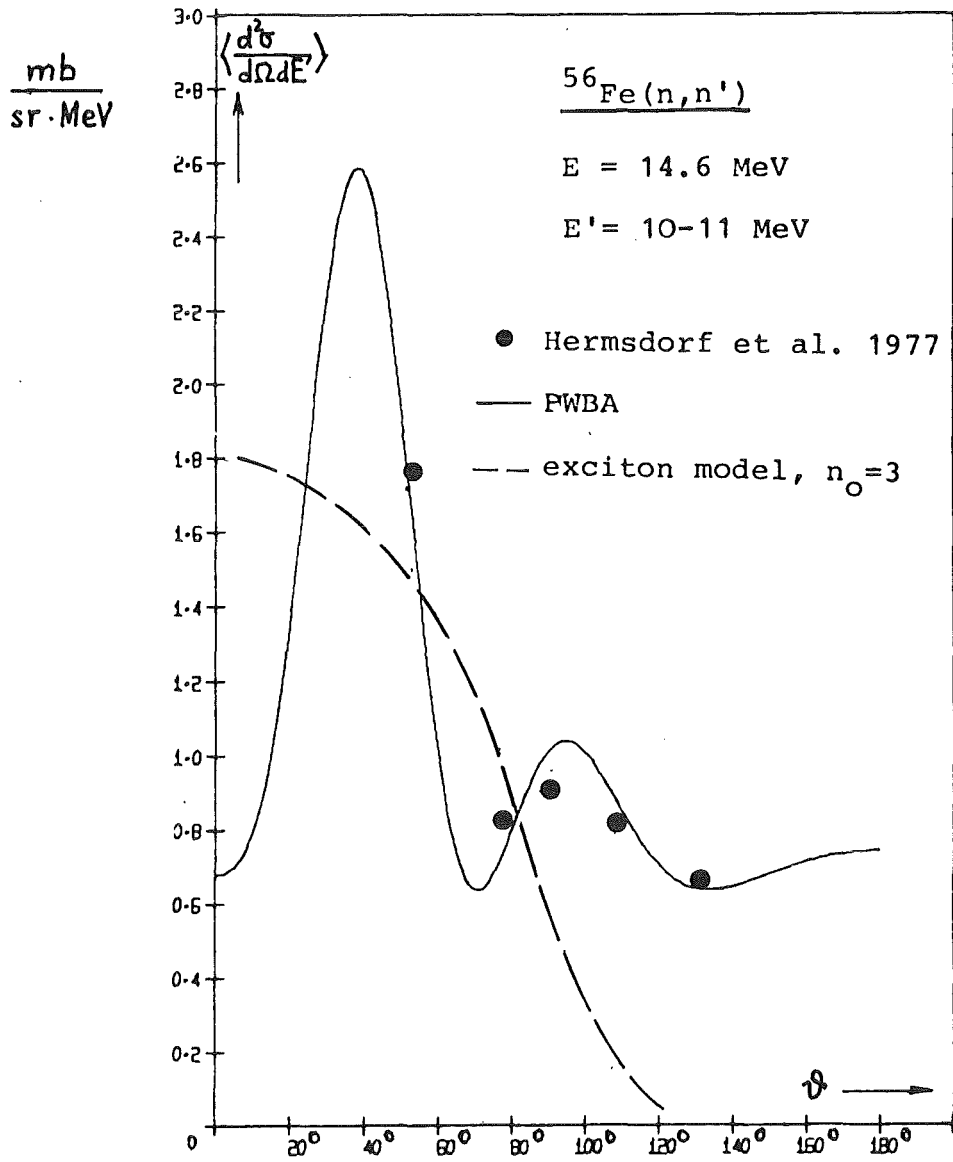


Abb. 16 - Winkelverteilungen für $^{56}\text{Fe}(n, n')$ aus PWBA-Theorie, Excitonen-Modell und Experiment (Hermsdorf et al.), s. auch [15].

Neutronik Codes

G. Buckel

Kernforschungszentrum Karlsruhe

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Zusammenfassung:

Ziel ist die Entwicklung, Erprobung, Pflege von zuverlässigen, effektiven und benutzerfreundlichen neutronenphysikalischen Berechnungsmethoden und die Anpassung an die Anforderungen der Benutzer bei der Auslegung von Leistungsreaktoren, der Planung und Analyse der zu deren Absicherung erforderlichen Experimenten sowie bei der Untersuchung physikalischer Schlüsselprobleme (Rechenprogramme zum Studium des zeitabhängigen Verhaltens von Leistungsreaktoren sind in diesen Beitrag nicht aufgenommen).

Grundlage für alle weitergehenden Untersuchungen ist die genaue Kenntnis der Neutronen-Flußverteilung. Zu ihrer Bestimmung in Routinerechnungen oder für Parameterstudien werden sehr schnelle Berechnungsmethoden mit dementsprechend eingeschränkter Genauigkeit benötigt. Die endgültigen Ergebnisse müssen dann zum Teil mit sehr aufwendigen und detaillierten Methoden überprüft werden, die auch zur Analyse spezieller physikalischer Effekte eingesetzt werden müssen.

In einer kurzen Übersicht werden die zur Verfügung stehenden Rechenprogramme zur

- Bereitstellung der makroskopischen Gruppenkonstanten
- Berechnung der Neutronen-Flußverteilung in Transporttheorie und Diffusionsnäherung
- Auswertung der Neutronen-Flußverteilung
- Durchführung von Störungsrechnungen zur Ermittlung von Reaktivitätskoeffizienten
- graphischen Darstellung der Ergebnisse

vorgestellt. Fehlende Optionen in dem in langjähriger Entwicklungsarbeit bereitgestellten umfangreichen Instrumentarium der Berechnungsmöglichkeiten werden diskutiert und standardmäßig eingesetzte Codes anhand der in letzter Zeit mit ihnen bearbeiteten Problemstellungen näher erläutert.

Neutronik-Codes

Die Ausarbeitung des nuklearen Teils eines Reaktorentwurfs ist ein äußerst komplexer Vorgang. Von den ersten Vorstellungen über einen neuartigen Reaktortyp bis zu einem baureifen Konzept müssen eine ganze Reihe komplizierter Fragen beantwortet werden. Neben aufwendigen und kostspieligen kritischen und unterkritischen Experimenten helfen Rechenprogramme diese Fragen zu beantworten. Das Flußdiagramm auf der Abb. 1 soll diesen Vorgang schematisch darstellen.

Eingabegrößen sind einerseits die in Zahlen ausgedrückten ersten Vorstellungen für einen möglichen Reaktorentwurf, wie z.B. geometrische Abmessungen, Spalt- und Brutstoffzusammensetzung, Strukturmaterialien, Regelstabstellungen usw., und andererseits die Kerndaten zur Beschreibung der neutronenphysikalischen Reaktionen im Reaktor. (Die Auswertung der gemessenen Kerndaten, ihre Zusammen-

stellung in Bibliotheken und die Rechenprogramme zu deren Handhabung sind nicht Gegenstand dieses Beitrags; sie werden als gegeben vorausgesetzt). Allerdings sind zur Erzeugung der in den späteren Rechnungen verwendeten Gruppenkonstanten aus den Kerndaten eine ganze Reihe von weiteren Rechenprogrammen notwendig, die in einer kurzen Zusammenstellung erwähnt werden.

Notwendige Voraussetzungen für alle weitergehenden Untersuchungen ist die möglichst genaue Kenntnis der Neutronen-Flußverteilung in einem Reaktor. Zu ihrer Berechnung gibt es eine ganze Reihe numerischer Modelle unterschiedlicher Genauigkeit. Aus der Neutronen-Flußverteilung lassen sich die verschiedenen Reaktorkenngrößen (hier mit der etwas einschränkenden Bezeichnung "Reaktionsraten" belegt) mit Hilfe von Auswerteprogrammen berechnen.

Die so berechneten Reaktorkenngrößen werden anhand unterschiedlicher Entwurfskriterien mit den gestellten Anforderungen verglichen, die hier sicher nicht vollständig und auch nicht entsprechend ihrer Prioritäten aufgelistet sind. Untersucht werden etwa die folgenden Fragen:

- Ist die Modellgenauigkeit erreicht?
- Ist der vorliegende Entwurf technisch machbar?
- Ist die sichere Regelung des Reaktors gewährleistet?
- Wird ein zufriedenstellender Abbrand des Brennstoffs erreicht?
- Ist der Entwurf nach wirtschaftlichen Gesichtspunkten vertretbar?
- Sind die unterschiedlichen Sicherheitsanforderungen erfüllt?

Alle diese Fragen sollen mit Hilfe der Ergebnisse von Rechenprogrammen schlüssig beantwortet werden.

Dieser Beitrag behandelt Neutronik-Rechenprogramme im engeren Sinn, d.h. es werden Rechenprogramme beschrieben aus den Klassen, die in der Abb. 2 zusammengestellt sind.

Neutronik-Rechenprogramme werden weltweit in großem Umfang seit einer ganzen Reihe von Jahren entwickelt. Im Rahmen von PSB war eine große Anzahl von Mitarbeitern mit der Bereitstellung von Codes befaßt. Um den Aufwand etwas zu reduzieren, werden auch Codes von auswärtigen Institutionen, vor allem aus den USA, übernommen und an die speziellen Gegebenheiten angepaßt.

Die Ziele der Rechenprogrammentwicklung sind in der Abb. 3 zusammengefaßt.

Die so entwickelten Rechenprogramme werden für die in der Abb. 4 zusammengestellten Aufgaben benötigt. Außerdem sind noch die Anforderungen angegeben, die diese Codes erfüllen müssen.

Unter Zuverlässigkeit versteht man neben der trivialen Forderung, daß Rechenprogramme nicht unkontrolliert abbrechen, die Angabe von Fehlerschranken für die Genauigkeit der Ergebnisse bei vorgegebenen Daten und Annahmen über das Rechenmodelle, für das das Programm eingesetzt wird.

An die Genauigkeit der verwendeten Rechenprogramme werden im Zusammenhang mit Effektivität und Wirtschaftlichkeit sehr unterschiedliche Forderungen gestellt. Einerseits müssen Rechenprogramme zur Ermittlung von Referenzlösungen hoher Genauigkeit entwickelt werden, die einen sehr hohen Aufwand an Rechenzeit und Com-

puterkosten erfordern. Andererseits werden aber auch Rechenprogramme für Routinerechnungen und Parameterstudien benötigt, die bei verminderter aber immer noch hinreichender Genauigkeit einen erträglichen Aufwand erfordern.

Wegen des unterschiedlichen Approximationsgrades der verschiedenen Verfahren ist die Durchführung von Genauigkeits- und Effektivitätsuntersuchungen notwendig. Sie werden aufgrund von Vergleichsrechnungen für standardisierte Modellprobleme durchgeführt und werden i.a. für eine gewisse Klasse von Problemstellungen als allgemeingültig angesehen. Die Ergebnisse solcher Vergleichsrechnungen haben dann häufig wieder Rückwirkungen auf die verschiedenen Rechenprogramme in Form von Korrekturen und Erweiterungen.

Die Bereitstellung von Rechenprogrammen zur Lösung spezieller Teilaufgaben bildet nur einen ersten Schritt. In einem zweiten Schritt folgt dann die flexible und automatische Verknüpfung der einzelnen Codes zur Lösung sehr komplexer Fragestellungen. Hierzu wurden Programmsysteme, IANUS bei Interatom und KAPROS in Karlsruhe neu entwickelt und die Rechenprogramme als Moduln integriert. Hauptziele waren dabei neben der flexiblen Verknüpfung der Rechenprogramme der automatische Transfer von Teilergebnissen zwischen den Moduln und eine wesentliche Eingabevereinfachung - dies kommt der Forderung nach Benutzerfreundlichkeit sehr entgegen.

In der Abb. 5 sind die einzelnen Klassen von Rechenprogrammen nochmals - etwas detaillierter - aufgelistet.

Bei den in den folgenden Abbildungen aufgelisteten Rechenprogrammen wird keineswegs Vollständigkeit angestrebt - es handelt sich um eine Zusammenstellung der häufig eingesetzten Codes.

Bei den in Abb. 6 zusammengestellten Codes zur Verarbeitung der neutronenphysikalischen Grunddaten handelt es sich weitgehend um bekannte und bewährte Codes. COLRAB ist eine Neuentwicklung, die neben der bisher üblichen realen Wichtung auch adjungierte und bilineare Wichtung bei der Gruppenkondensation zuläßt. Das Programm ist soweit erprobt und dokumentiert, daß es nunmehr als Standard-Berechnungsverfahren z.B. zur Bestimmung des Na Void Effekts für 2- und 3-dimensionale Reaktormodelle unter Verwendung weniger Energiegruppen eingesetzt werden kann. Die neue Version KAPER 4 von KAPER wurde um einige wesentliche Optionen erweitert (Zylindergeometrie, Behandlung von Singularitäten, Gruppenkonstanten von GRUBA, verbesserte Behandlung von n , $2n$ -Prozessen, f -Faktor Berechnung, B^2 -Iterationen, Kondensation von Gruppenkonstanten und dynamische Dimensionierung) und in KAPROS integriert.

Zur verbesserten Berechnung der Gruppenwirkungsquerschnitte für die elastische Ausstreuung in die Nachbar-Energiegruppe (die sogenannte REMO-Korrektur) wurden KAPROS-Prozeduren erstellt, die die routinemäßige Bereitstellung der dazu benötigten reaktorspezifischen Stoßdichten erleichtern.

Bei den in Abb. 7 zusammengestellten Codes zur Berechnung der Neutronen-Flußverteilung in Transporttheorie wurde der Übergang von den veralteten und unübersichtlich gewordenen Codes DTK und SNOW auf die Los Alamos-Entwicklung ONETRAN und TWOTRAN erfolgreich abgeschlossen. Beide Codes wurden in KAPROS integriert und mit den KAPROS-Versionen der Transport-Störungsprogramme TP1 und TP2 gekoppelt und erfolgreich bei der Auswertung der SNEAK 12 Experimente eingesetzt. ONETRA wurde inzwischen auch schon erfolgreich für Rechnungen aus dem Fusionsbereich eingesetzt.

Mit dem Rechenprogramm DIAMANT 2 zur Lösung der Neutronen-Transportgleichung in S_N -Näherung für 2-dimensionale Dreiecksgeometrie wurden aufwendige Test- und Vergleichsrechnungen für verschiedene Diskretisierungsmethoden durchgeführt. Dabei wurde ein besonders günstiges Diskretisierungsverfahren entwickelt, implementiert und erprobt. Der Hilfsmodul REFINE zur automatischen Gitterverfeinerung des Orts- und Winkelnetzes mit Flußvorschätzung in DIAMANT 2-Rechnungen wurde im Rahmen der bestehenden Personalknappheit weiter entwickelt. DIAMANT 2 wurde erfolgreich bei der Berechnung von KNK eingesetzt.

Eine wesentliche Fehlstelle im breit angelegten Fundus von Rechenprogrammen zur Ermittlung der Neutronen-Flußverteilung ist ein 3-dimensionales Transportprogramm. Hier zeichnet sich auch keine Möglichkeit zur Schließung dieser Lücke ab, zumindest nicht in absehbarer Zeit durch Eigenentwicklungen, obwohl schon heute Aufgabengebiete bekannt sind, die sich adäquat nur mit einem solchen Rechenprogramm lösen lassen (Materialverschiebungen, Cavitäten, steile Flußgradienten usw.).

Das Rechenprogramm DIXY zur Lösung der 2-dimensionalen Neutronen-Diffusionsgleichung in Rechtecksgeometrie gilt als Beispiel für einen Code, der schon viele Jahre erfolgreich eingesetzt und trotzdem laufend erweitert und verbessert wird. So konnte durch die Einführung der doppelt genauen Zahlendarstellung in einzelnen Programmteilen die Genauigkeit erheblich gesteigert und durch Konvergenzverbesserungen die Rechenzeit drastisch reduziert werden. Eine vereinfachte Eingabe, insbesondere bei der Quellschätzung und im Restartfall, kommt der Forderung nach Benutzerfreundlichkeit wesentlich entgegen.

Die schon seit längerer Zeit standardmäßig eingesetzten Rechenprogramme D3D und D3E zur Berechnung der 3-dimensionalen Neutronen-Flußverteilung in Diffusionsnäherung stehen nach einigen wesentlichen Erweiterungen, Verbesserungen und Abschlußarbeiten kurz vor der Fertigstellung. So können jetzt Rechnungen mit äußeren Quellen und unter Berücksichtigung der Aufwärtsstreuung von Neutronen durchgeführt werden. Dabei kann eine inhomogene Rechnung durch die Wahl der homogenen Lösung als Vorausschätzung mit optimalem Proportionalitätsfaktor wesentlich beschleunigt werden. Außerdem sind inhomogene Rechnungen auch für Anordnungen ohne spaltbares Material möglich.

Wie wesentlich die Rechenzeit und der Erfolg bezüglich der erreichten Genauigkeit einer Rechnung von der gewählten Strategie abhängen, zeigt das in Abb. 8 dargestellte Beispiel einer D3D-Anwendung.

Erfahrungen mit finiten Elementmethoden besitzt Interatom mit dem Code DIFGEN. Außerdem liegen bei Interatom erste gute Erfahrungen mit dem Grobmaschencode DEGEN vor.

Vor etwa 2 Jahren überließ uns Prof. Dorning von der University of Illinois eine ganze Reihe von Grobmaschencodes, basierend auf der Nodal Green's Function Method, die auf der Abb. 9 zusammengestellt sind. Die Codes konnten verhältnismäßig schnell auf den verfügbaren Rechenanlagen zum Laufen gebracht und die mitgelieferten Testbeispiele aus dem LWR-Bereich gerechnet werden. Als besonders schwierig erwies sich jedoch die Anwendung dieser Codes auf Schnell-Reaktor-Probleme. Erste Teilerfolge konnten auch hier durch den Einbau einer geeigneteren

Subroutine zur Matrixinversion und durch die Kontrolle der im Verlauf des Iterationsprozesses erreichten Genauigkeit für die nodalen Flußwerte durch ein zusätzliches Konvergenzkriterium erzielt werden. Damit konnten alle bisher untersuchten Problemstellungen im Prinzip gelöst werden. Die gegenwärtigen Bemühungen konzentrieren sich darauf, die Ursachen der für die LMFBR-Rechnungen extrem langsame Konvergenz herauszufinden. Es besteht die Hoffnung, diese Schwierigkeit durch eine verbesserte Leckageberechnung zu überwinden.

Zur Auswertung von Neutronen-Flußfeldern steht die ganze in Abb. 10 zusammengestellte Reihe von bewährten Auswerteprogrammen und Codes zur Durchführung von Störungsrechnungen zur Ermittlung von Reaktivitätskoeffizienten für Na-Void, Doppler oder Materialwerte zur Verfügung.

In dieser Aufstellung fehlt ein Code zur Auswertung von 2-dimensionalen Neutronen-Flußfeldern, die mit DIAMANT II für Dreiecksmaschengitter berechnet wurden. Störungsrechnungen können hierfür ebenfalls nicht durchgeführt werden.

TRIPOD ist ein Eingabevorbereitungs- und Ausgabeverarbeitungsprogramm, das die Erzeugung modulspezifischer Eingabeblocke aus einer generellen und einfachen Geometrieingabe für Dreiecksmaschengitter gestattet.

Zu der großen Zahl bereits vorhandener Codes zur graphischen Darstellung von Ergebnissen wurden zusätzliche Plotprogramme neu erstellt. Diese Programme dienen dazu, die ermittelten Resultate in komprimierter Form anschaulich darzustellen und damit leichter verständlich zu machen. Außerdem liefern sie den Reaktorphysikern häufig einen genaueren Einblick in die Neutronen-Flußverteilung und deren Veränderungen, z.B. Änderungen am Reaktorentwurf.

PLOTIV erstellt durch gesteuerte Aufrufe des generellen Plotsystems PLOTEASY Zeichnungen in Abhängigkeit von einer Variablen. Dabei wurde auf eine möglichst einfache Eingabeerstellung und eine möglichst flexible Verknüpfung der graphisch darzustellenden Größen geachtet.

QUAPLO erstellt Zeichnungen von Reaktorquerschnitten in Rechtecksgeometrie mit der Möglichkeit, verschiedene Bereiche durch unterschiedliche Schraffuren oder festzulegende Symbole zu kennzeichnen. Außerdem können Zahlenwerte (beispielsweise für Neutronenflüsse oder Leistungsverteilungen) in die verschiedenen Bereiche eingetragen und der Gesamtquerschnitt mit Höhenlinien überlagert werden. Abb. 11 zeigt ein Beispiel der in QUAPLO vorhandenen Möglichkeiten. Dieselben Möglichkeiten bietet TRIPLO schon seit langer Zeit für Reaktorquerschnitte in Dreiecksgeometrie. Ein Beispiel ist in Abb. 12 dargestellt. PLO3D liefert Neutronen-Flußverteilungen in 3-d Darstellungen für Reaktorschnittebenen wie in Abb. 13 in etwas aufbereiteter Form gezeigt. Berechnungsmethoden und Rechenprogramme müssen immer wieder durch repräsentative Vergleiche abgesichert werden. Hierzu wurde ein Benchmark-Problem aus einem etwas vereinfachten Modell des SNK 300 entwickelt und zur Veröffentlichung an das Benchmark-Problem-Committee in Argonne eingereicht. Inzwischen wurde eine ganze Anzahl von Lösungen von internationalen Institutionen eingereicht, die mit den unterschiedlichsten Methoden und Rechenprogrammen ermittelt wurden. In Abb. 14 sind als Beispiel die Lösungen für ein spezielles Problem (3-dimensional Dreiecks-Geometrie) herausgegriffen. Über der durchschnittlichen Maschengröße pro Gitterpunkt sind die von den verschiedenen Rechenprogrammen ermittelten K_{eff} Werte aufgetragen. Dabei ist

interessant, daß sämtliche mit finiten Differenzenmethoden ermittelten Lösungen für die extrapolierte Maschenweite o zum selben k_{eff} -Wert konvergieren. Dabei nähern sich die mit "mesh-edged" Differenzenverfahren ermittelten k -Werte dem Grenzwert von unten, die mit "mesh-centered" Differenzenverfahren ermittelten k -Werte von oben.

Auch von den beiden beteiligten Syntheseprogrammen wird derselbe Grenzwert erreicht, der allerdings um $2.5 \cdot 10^{-4}$ unter dem mit den exakten Methoden ermittelten Grenzwert liegt.

An diesem Beispiel ist auch zu sehen, daß bei gleicher Maschengröße die mit dem Finite Element Code DIFGEN für verhältnismäßig grobe Nodes ermittelte Lösung näher am Grenzwert liegt als die mit den finiten Differenzen Methoden ermittelten Werte. Diese Feststellung wird an anderen Beispielen durch andere Grobmaschenverfahren wie MEDIUM oder NEMBOX von KWU bestätigt, die in Abb. 15 dargestellt sind.

Umfangreiche Aufgaben müssen beim Übergang auf moderne Rechenanlagen (Vektorrechner) bewältigt werden. Zu einem effektiven Betrieb der einzelnen Rechenprogramme wird es sich nicht vermeiden lassen, die Algorithmen und die Datenhandhabung an die bei Vektorrechnern vorgegebenen Möglichkeiten anzupassen. Es ist beabsichtigt, die großen und rechenintensiven Programme (3 d-Diffusion, 2 d-Transport) für einen effektiven Betrieb auf solchen Rechenanlagen zu ertüchtigen. Ein spezielles Problem liegt in der Übertragung des Programmsystems KAPROS auf einen Vektorrechner. Nach Abschluß der Arbeiten für den neuen Systemkern und der Bereitstellung von FORTRAN 77 als zulässige Programmiersprache im Rahmen von KAPROS soll dieses Problem in Angriff genommen werden.

Im Verlauf der letzten Jahre stellte sich das Problem der Programmsicherung im weitesten Sinn. Rechenprogramme stellen als komprimiertes know-how einen großen Wert dar, der gegen gewollte oder ungewollte Zerstörung oder Mißbrauch geschützt werden muß. Außerdem geht man bei Interatom als dem Hersteller von Reaktoren von dem Grundsatz aus, daß jede einmal gültige Code-Version zum Zweck der Nachrechnung von Problemen, die im Genehmigungsverfahren oder aus anderen Gründen verwendet wurden, zu jedem Zeitpunkt wieder erstellt werden kann. Dafür hat man geeignete Mittel geschaffen. In Karlsruhe, also in einem Forschungszentrum, gilt die Feststellung, daß die jeweils modernste Version eines Rechenprogramms die alleingültige ist. Führt ein Benutzer Rechnungen mit einer bestimmten Version eines Rechenprogramms durch, wobei sich absehen läßt, daß er zu einem späteren Zeitpunkt Wiederholungen oder Ergänzungen nachliefern muß, so ist er für die Anfertigung und Archivierung einer Kopie dieser Programmversion verantwortlich, die er nötigenfalls für den nochmaligen späteren Einsatz ertüchtigen muß.

Zur Durchführung von Auslegungsrechnungen, zur Planung und Analyse von Experimenten und zur Untersuchung von physikalischen Schlüsselproblemen steht ein umfangreiches, in langjähriger Entwicklungsarbeit zusammengetragenes Instrumentarium zur Verfügung. Fehlstellen sind erkannt und werden nach Prioritätensetzung durch Eigenentwicklungen oder Code-Übernahmen beseitigt. Dabei zeigt die Erfahrung, nicht nur im KfK, daß die Entwicklung eines Rechenprogramms oder eines modularen Programmsystems kein abgeschlossener Prozeß ist. Die mathematischen Methoden müssen laufend überprüft und durch neue Verfahren effektiver gemacht werden. Geeignete mathematische Algorithmen müssen häufig erst entwickelt werden.

Dasselbe gilt für die Systemfunktionen eines modularen Programmsystems, die immer wieder der geänderten Computerkonfiguration anzupassen sind. Außerdem erfordern häufig schon geringfügig erscheinende Änderungen in der Aufgabenstellung, wie z.B. der Einfluß beim Übergang zu größeren geometrischen Abmessungen auf die physikalischen Reaktorkenngrößen, oder die Einführung richtungsabhängiger Diffusionskonstanten und mischungsabhängiger Spaltspektren wesentliche Änderungen und Erweiterungen an Rechenprogrammen, auch an solchen, die häufig schon jahrelang erfolgreich im Einsatz sind.

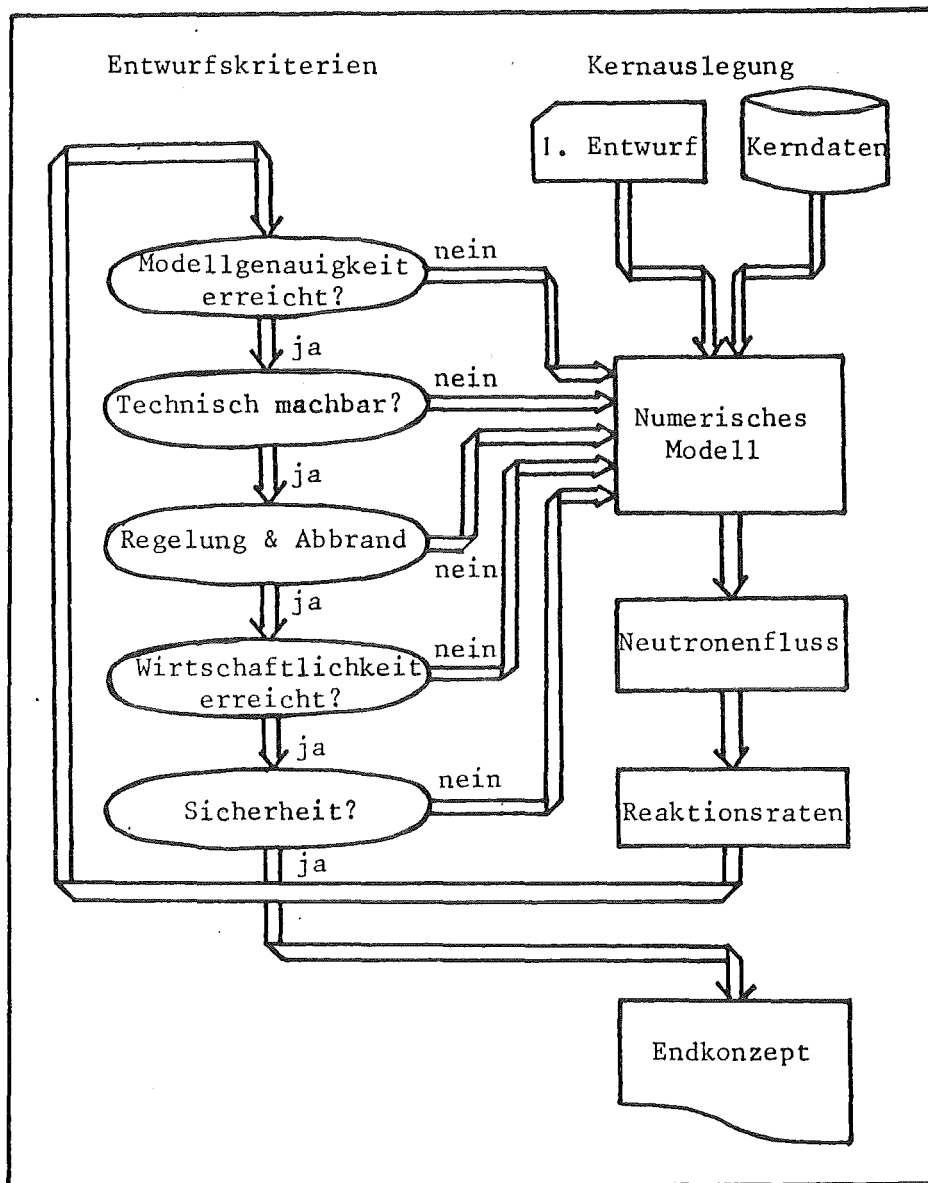


Abb. 1: Ablauf des Entwurfs einer Kernausslegung

- BEREITSTELLUNG VON MAKROSKOPISCHEN GRUPPENKONSTANTEN

- BERECHNUNG DER NEUTRONEN-FLUSSVERTEILUNG

- AUSWERTUNG VON NEUTRONEN-FLUSSVERTEILUNGEN UND DURCHFÜHRUNG VON STÖRUNGSRECHNUNGEN

- GRAPHISCHE DARSTELLUNG DER ERGEBNISSE

ABB. 2: AUFGABENSTELLUNG FÜR NEUTRONIK-CODES

- ' ENTWICKLUNG VON MATHEMATISCHEN MODELLEN
- ' ENTWICKLUNG VON NUMERISCHEN METHODEN
- ' LÖSUNG DER DATENVERARBEITUNGS-TECHNISCHEN
PROBLEMSTELLUNGEN
- ' ERPROBUNG IN RECHENPROGRAMMEN
- ' BEREITSTELLUNG VON CODES FÜR DEN STANDARD-
MÄSSIGEN EINSATZ
- ' LAUFENDE PFLEGE UND ANPASSUNG DIESER CODES
AN DIE ANFORDERUNGEN DER BENUTZER

ABB. 3: ENTWICKLUNG UND PFLEGE VON
RECHENPROGRAMMEN

- A:
- ' NEUTRONENPHYSIKALISCHE AUSLEGUNG VON LEISTUNGSREAKTOREN
 - ' PLANUNG UND ANALYSE VON EXPERIMENTEN ZUR ABSICHERUNG DER REAKTORAUSLEGUNG
 - ' UNTERSUCHUNG VON PHYSIKALISCHEN SCHLÜSSEL-PROBLEMEN
- B:
- ' ZUVERLÄSSIGKEIT
 - ' GENAUIGKEIT
 - ' EFFEKTIVITÄT
 - ' WIRTSCHAFTLICHKEIT
 - ' BENUTZERFREUNDLICHKEIT

ABB. 4: A: AUFGABENSTELLUNG FÜR NEUTRONIK-CODES
B: ANFORDERUNGEN AN NEUTRONIK-CODES

I) VERARBEITUNG DER NEUTRONENPHYSIKALISCHEN GRUNDDATEN:

1. ERSTELLUNG MAKROSKOPISCHER GRUPPENKONSTANTEN
2. BERÜCKSICHTIGUNG VON HETEROGENITÄTSEFFEKTEN
3. KONDENSATION DER GRUPPENKONSTANTEN

II) ERMITTLUNG DER NEUTRONEN-FLUSSVERTEILUNG:

(0-, 1-, 2- UND 3-DIMENSIONAL, KUGEL-, ZYLINDER; XYZ-,
ΔZ-GEOMETRIE)

A) TRANSPORTTHEORIE	B) DIFFUSIONSNÄHERUNG
METH. D. STOSSWAHRSCH.	FINITE DIFFERENZEN METHODEN (FDM)
SN-DISKRETISIERUNG	FINITE ELEMENT METHODEN (FEM)
MONTE CARLO METHODEN	

SYNTHESE METHODEN
GROBMASCHENMETHODEN

III) AUSWERTUNG MEHRDIMENSIONALER NEUTRONEN-FLUSSFELDER:

REAKTIONSRATEN	DURCHFÜHRUNG VON	ANSCHAULICHE DARST.
LEISTUNGSVERT.	STÖRUNGSRECHNUNGEN	ERGEBNISVERGLEICH
	REAKTIVITÄTSKOEFF.	ZEICHNUNGEN

IV) ZUSAMMENFASSUNG IN MODULAREN PROGRAMMSYSTEMEN:

PROZEDURBILDUNG IN IANUS UND KAPROS

ABB. 5: METHODEN ZUR BERECHNUNG DER NEUTRONENPHYSIKALISCHEN
EIGENSCHAFTEN VON REAKTOREN

TCAL

PLTTCH

MACROPHOTO

GRUMIX

KAPER

GRUCAL

DIXCON

COLRAB

SIGMUT

ABB. 6: RECHENPROGRAMME ZUR BEREITSTELLUNG
MAKROSKOPISCHER GRUPPENKONSTANTEN

A) TRANSPORTTHEORIE

B) DIFFUSIONSNÄHERUNG

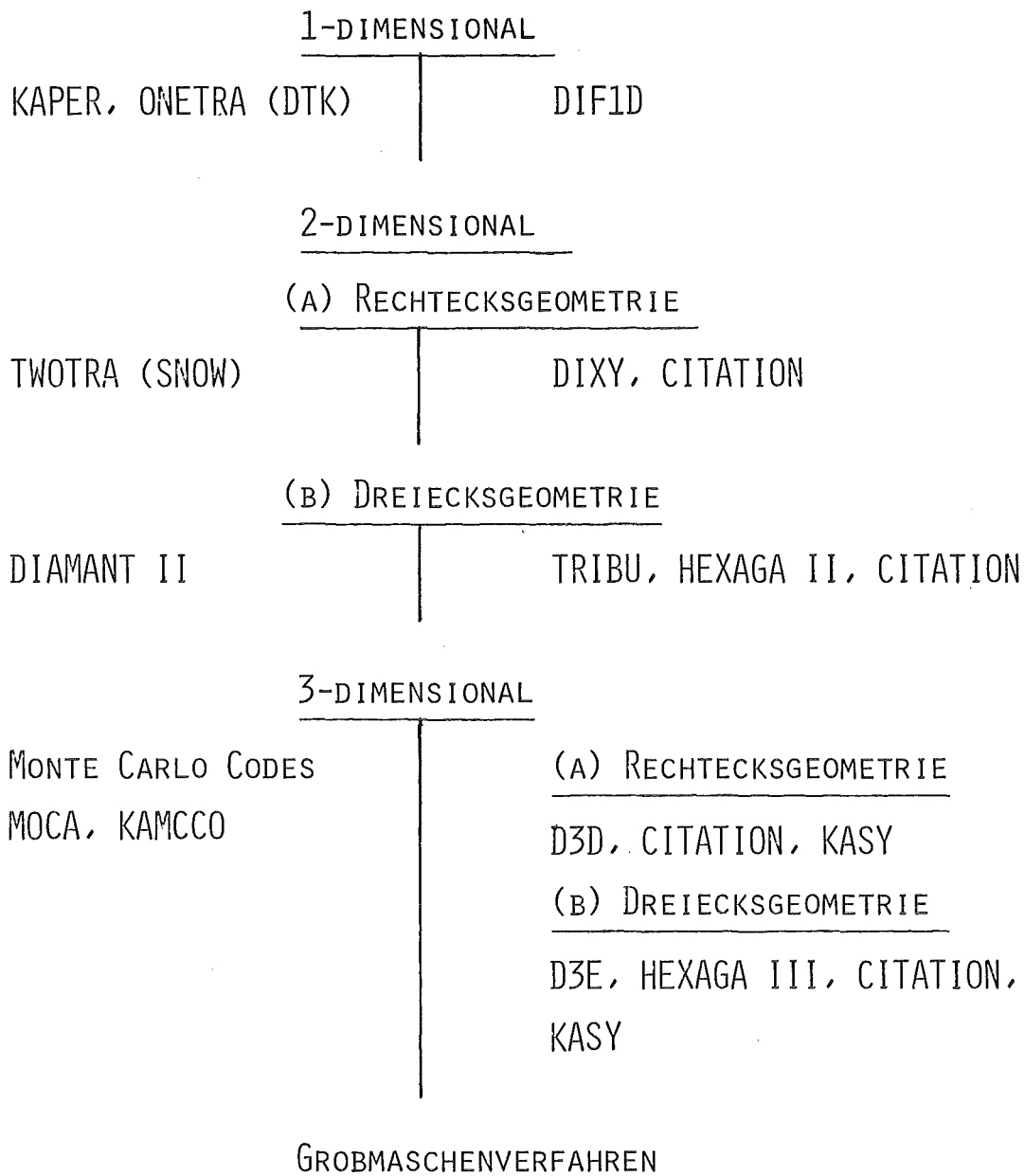


ABB. 7: RECHENPROGRAMME ZUR ERMITTLUNG DER NEUTRONEN-
FLUSSVERTEILUNG

ZIEL: k_{EFF} UND NEUTRONEN-FLUSSVERTEILUNG FÜR EIN
PROBLEM MIT ÄUSSERER QUELLE (INHOMOGENES PROBLEM)

STRATEGIE 1: GROBES NETZ: HOMOGENE RECHNUNG REAL + ADJUNG,
GROBES NETZ: INHOMOGENE RECHNUNG MIT HOMOG,
FLUSS ALS VORAUSSCHÄTZUNG
FEINES NETZ: INHOMOG. RECHNUNG MIT INTERPOL,
FLUSS AUS INHOMOG. RECHNG, FÜR GROBES
NETZ

ERGEBNIS: GEFORDERTE GENAUIGKEIT NICHT ERREICHT - TROTZ STUNDEN-
LANGER RECHNUNG

STRATEGIE 2: FEINES NETZ: HOMOGENE RECHNUNG REAL + ADJUNGIERT -
AUSITERIERT BIS GENAUIGKEIT VON 10^{-4}
FEINES NETZ: INHOMOGENE RECHNUNG MIT HOMOG. FLUSS
ALS VORSCHÄTZUNG MIT OPTIMALEM PROPOR. FAKTOR
AUS REALER + ADJ. RECHNUNG + ÄUSSERE QUELLE
AUS FEINER HOMOGENER RECHNUNG

ERGEBNIS: 60 MINUTEN GESAMTRECHENZEIT AUFGETEILT ZU JE EINEM
DRITTEL BEI ERREICHEN DER GEFORDERTEN GENAUIGKEIT

ABB. 8: VERGLEICH ZWEIER STRATEGIEN FÜR EINE RECHNUNG MIT
D3D

- 1.) NGFM1 1-D NODAL GREEN'S FUNCTION METHOD
- FÜR ZEITUNABHÄNGIGE PROBLEME
- 2.) NGFM23 2- UND 3-D NODAL GREEN'S FUNCTION
METHOD - FÜR ZEITUNABHÄNGIGE PROBLEME
- 3.) NGFM23K 2- UND 3-D NODAL GREEN'S FUNCTION METHOD
FÜR ZEITABHÄNGIGE PROBLEME
- 4.) DNTM 1-D DISCRETE NODAL TRANSPORT METHOD
- 5.) PNTM 1-D POLYNOMIAL NODAL TRANSPORT METHOD
- 6.) DNTM 2D 2-D DISCRETE NODAL TRANSPORT METHOD

ABB.9: LISTE DER VON PROF. DORNING ERHALTENEN CODES

1-DIMENSIONAL:

RAT 1, RATES, LIFET 1, BETA 1, PERT 1, TP 1

2-DIMENSIONAL:

DXEVA, DXPERT, DXPLIT,..... TP 2

ANSCHLUSS MIT DIXO AN AUDI 3

3-DIMENSIONAL:

AUDI 3, CITATION

EINGABEVEREINFACHUNG, ERGEBNISVERGLEICH

TRIPOD, DIXUT, COMPAR

PLOTPROGRAMME:

GROSSE AUSWAHL ZUM ZEICHNEN VON FLUSSVERTEILUNGEN ALS HÖHEN-
LINIEN ODER 3-D PLOTS ODER REAKTORKERNSTRUKTUREN

BEISPIELE: TRIPLO, QUAPLO, PLOT1V, P3SPLO

ABB. 10: RECHENPROGRAMME ZUR EINGABE- VEREINFACHUNG, AUSWERTUNG
VON NEUTRONEN-FLUSSFELDERN UND DURCHFÜHRUNG VON STÖRUNGS-
RECHNUNGEN - PLOTPROGRAMME

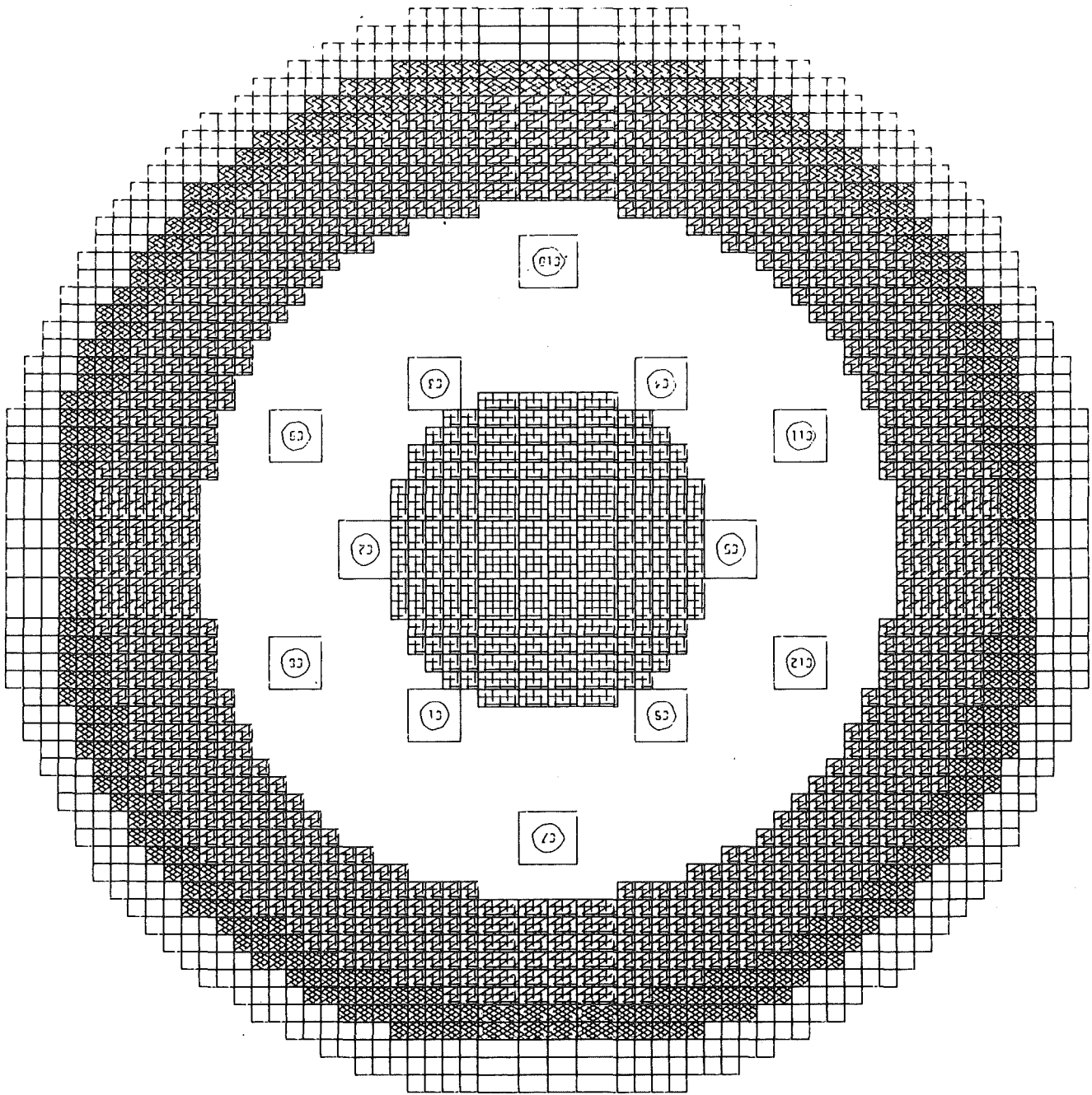
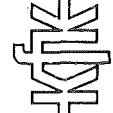
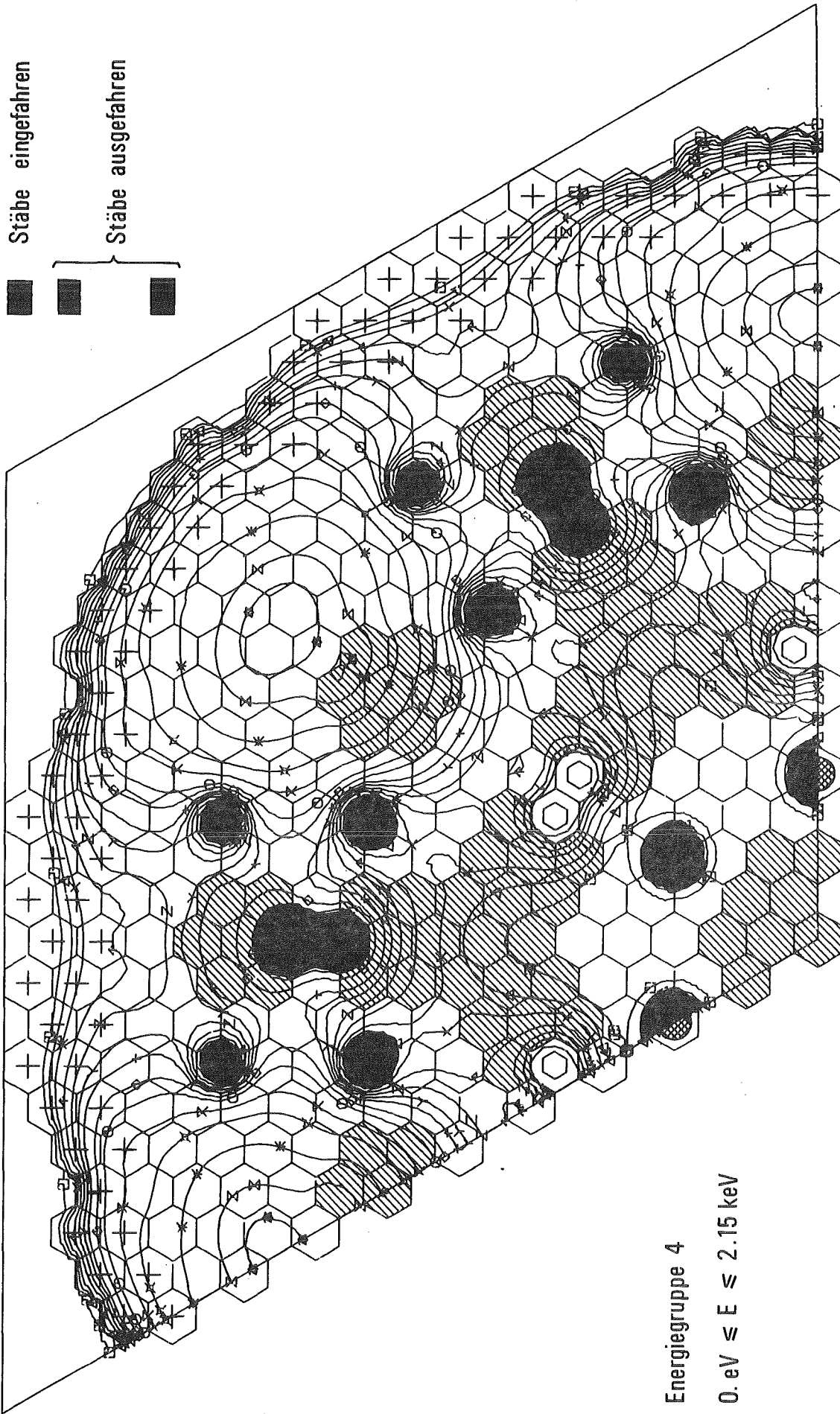


ABB. 11: DARSTELLUNG VERSCHIEDENER MATERIALZONEN MIT QUAPLO



Neutronenflußverteilung in modularem Core

Abb.: 12

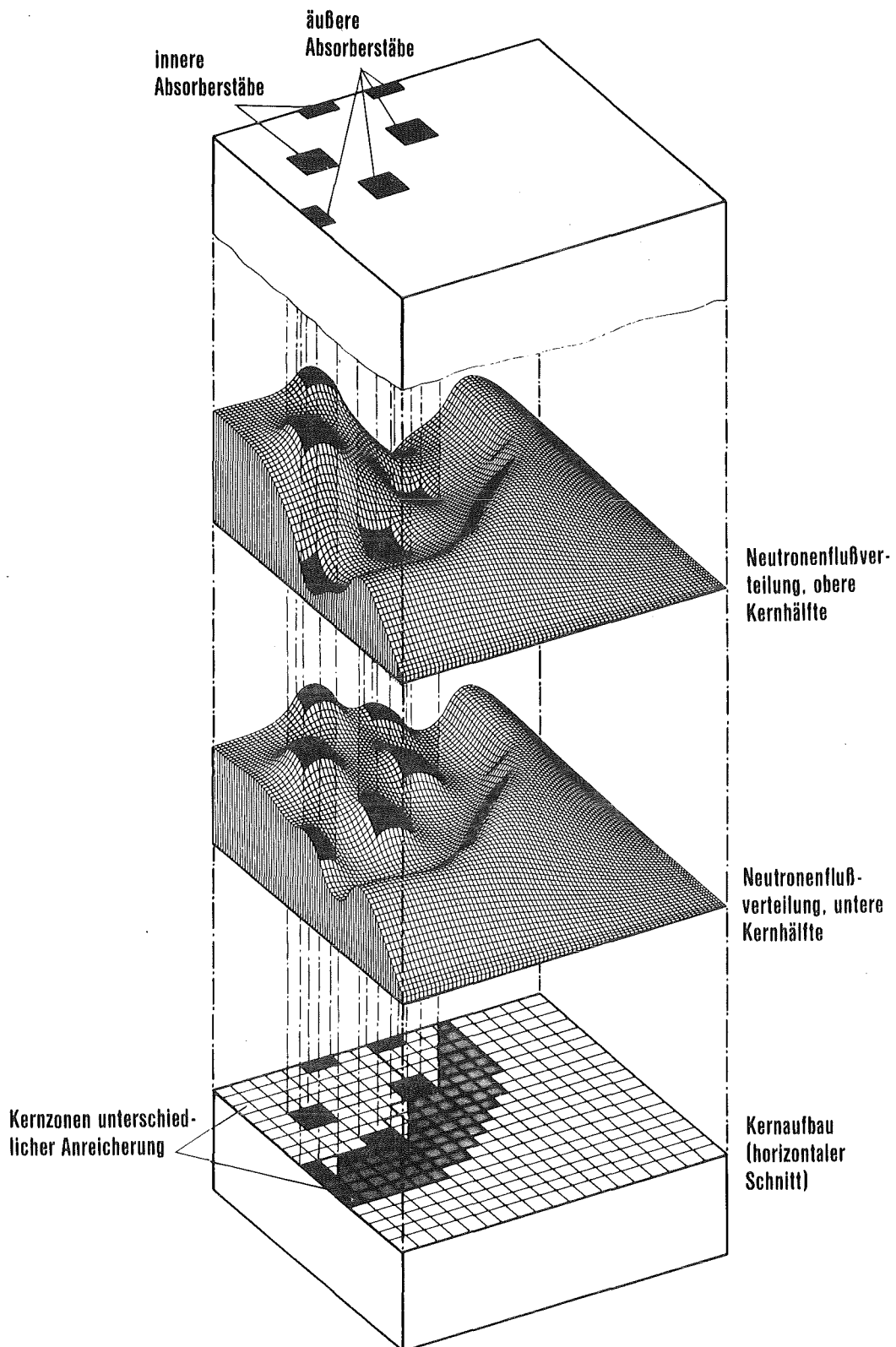


ABB. 13: Neutronenflußverteilung in Energiegruppe 4, $E \leq 1$ keV in einem Quadranten eines SNR-ähnlichen Rechteckgitters. Äußere Absorberstäbe halbeingefahren, innere Absorberstäbe nach oben ausgefahren

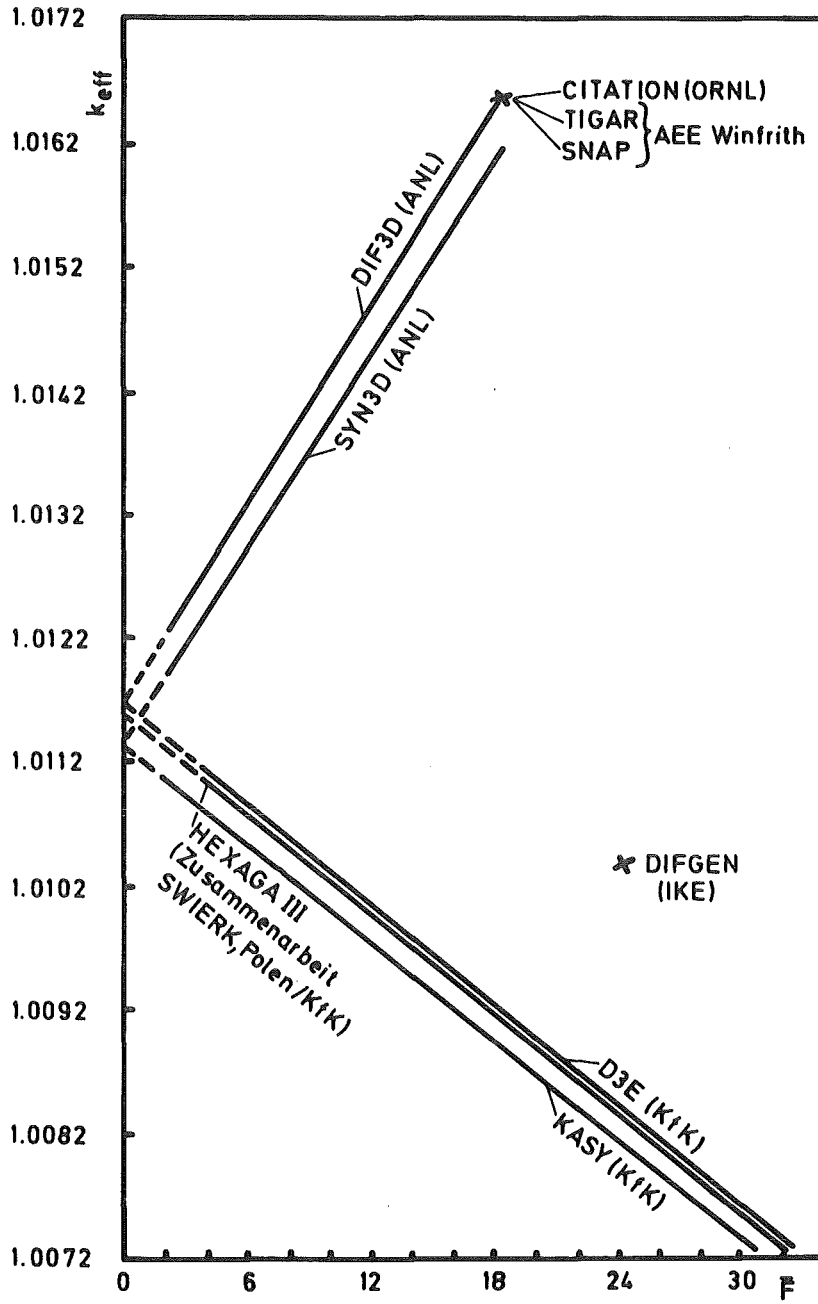


ABB. 14: EIGENWERT k_{EFF} ALS FUNKTION DER MASCHENVERFEINERUNG (3D-DREIECKS-Z-GEOMETRIE)

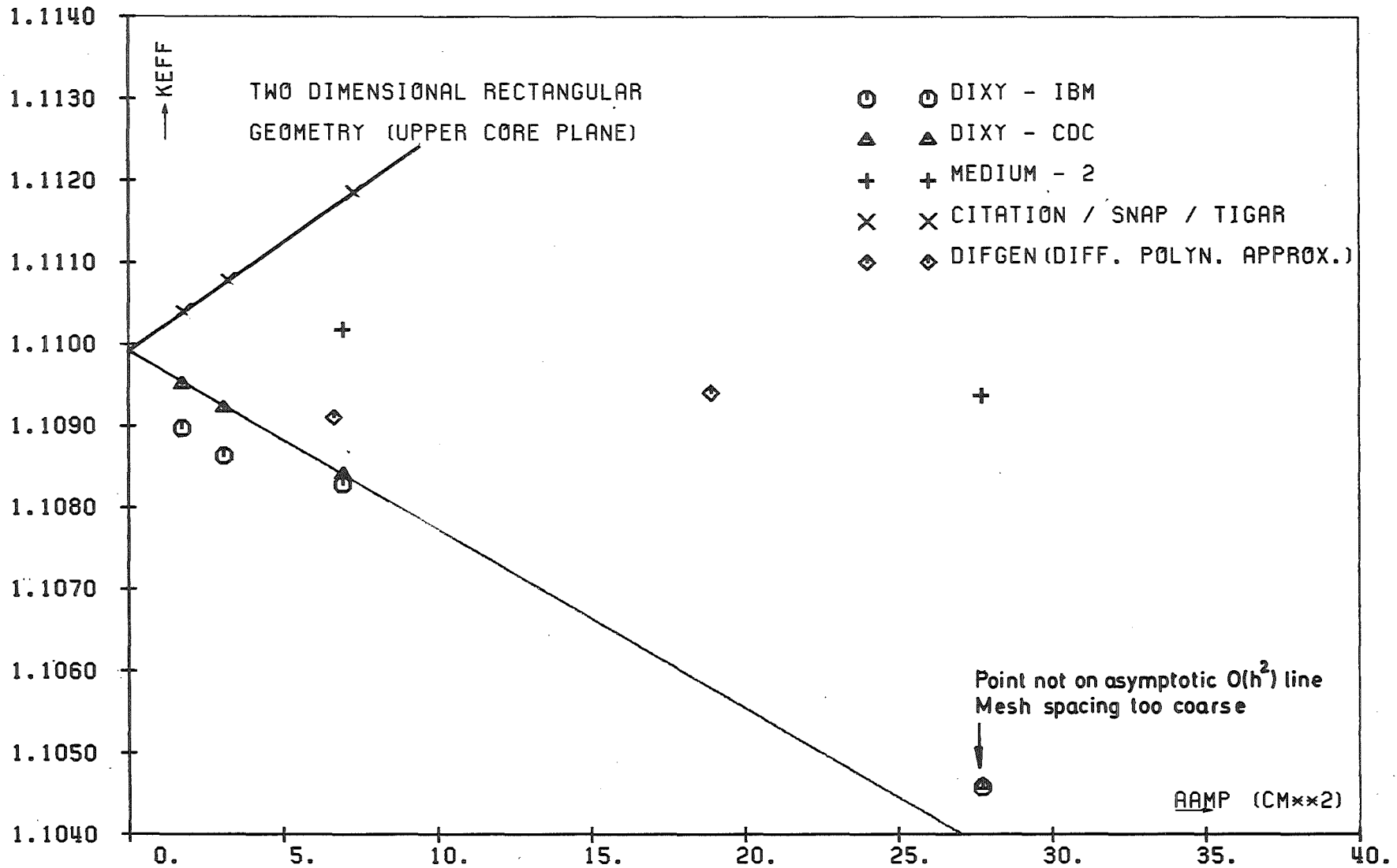


ABB. 15: KEFF AS FUNCTION OF AVERAGE AREA PER MESH POINT (AAMP)

"Homogene und heterogene Kerne:
Charakteristische neutronenphysikalische Eigenschaften, kritische
Experimente"

F. Helm

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Zusammenfassung:

Für den Bau großer Brutreaktoren werden sowohl homogene Kerne (konventioneller Aufbau ohne interne Brutzonen) als auch heterogene Kerne (mit internen Brutzonen) in Betracht gezogen.

Bei heterogenen Konstruktionen nehmen Na-Void-Effekt, Brutrate und Strahlenbelastung des Hüllmaterials günstigere Werte an, während andere nukleare Parameter, insbesondere Dopplereffekt sowie räumliche und zeitliche Variation der Leistungserzeugung, ungünstig beeinflusst werden.

Um unter diesen Umständen zu einer optimalen Kernausslegung zu gelangen ist eine möglichst genaue Vorhersage der neutronenphysikalischen Parameter unerlässlich. Die Zuverlässigkeit der hierfür verwendeten Kerndaten und Rechenmethoden wurde durch integrale Experimente überprüft, die zusammen mit englischen und französischen Partnern an den Anlagen ZEBRA in Winfrith und MASURCA in Cadarache durchgeführt wurden. (Die Experimente an MASURCA werden noch bis 1984 weitergeführt.)

Die bisherigen Auswertungen bestätigen im wesentlichen die durch Rechnungen ermittelten Unterschiede in den neutronenphysikalischen Eigenschaften homogener und heterogener Anordnungen.

Homogene und heterogene Kerne:
Charakteristische neutronenphysikalische Eigenschaften,
Kritische Experimente

F. Helma^{a)}

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Kernforschungszentrum Karlsruhe

Einleitung

Alle gegenwärtig in Betrieb oder im Bau befindlichen schnellen Brutreaktoren sind mit einem homogenen Core ausgelegt, d. h., ein innerer zylindrischer Spaltstoffbereich wird allseitig von Brutmaterial umschlossen. Um den Leistungsformfaktor günstig zu beeinflussen, ist der Spaltstoffbereich dabei gewöhnlich in zwei Anreicherungs-zonen unterteilt. Schon in den frühen sechziger Jahren wurden andere Anordnungen von Spalt- und Brutstoffen diskutiert. Nachdem diese Diskussion abgeflaut war, ist sie seit Mitte der siebziger Jahre erneut entflammt /1/.

Abb. 1 zeigt in schematischer Darstellung neben einer homogenen (A) drei typische heterogene Anordnungen von Spalt- und Brutstoff in Reaktorkernen: ein Mehrfach-Ringcore (B), ein Inselcore (C), ein Core mit unterbrochenen Ringen (D). Daneben werden auch axiale Heterogenitäten diskutiert.

Motivation

Die am häufigsten genannten nuklearen Vorteile heterogener Coreanordnungen gegenüber homogenen sind geringerer Reaktivitätsanstieg bei Kühlmittelverlust (Na-Void-Effekt), höhere Brutrate und niedrigere Fluenz bei gleicher Leistung und Standzeit, d. h. geringere Strahlenschädigung des Struktur- und Hüllmaterials. Dazu kommt noch der kleinere Reaktivitätshub über einen Abbrandzyklus, der zusammen mit dem geringeren Na-Void-Effekt zu geringeren Anforderungen an die Absorberauslegung führt. Zu erwähnen ist weiterhin die Möglichkeit, die gleiche Anreicherung für alle Brennelemente zu verwenden.

Demgegenüber treten jedoch auch einige Nachteile auf. So wird der absolute Wert des negativen Dopplerkoeffizienten im reinen Spaltstoffbereich kleiner, das Plutoniuminventar etwas größer als bei homogener Auslegung. Darüber hinaus tritt in den internen (Insel- oder Ring-)Brutelementen ähnlich wie in den radialen Brutelementen ein erheblicher Leistungsswing (Änderung der Leistungserzeugung über die Standzeit eines bestimmten Elements) auf.

^{a)}in Zusammenarbeit mit R. Böhme, H. Giese, G. Henneges, F. Kappler,
U. v. Möllendorff, W. Scholtyssek, R. Schröder (KfK) und H. Spenke (Interatom)

Es sei darauf hingewiesen, daß nicht alle als positiv erwähnten Eigenschaften heterogener Cores gleichzeitig maximiert werden können. So wird ein Core mit besonders günstigem Na-Void-Koeffizienten nicht notwendig auch einen besonders niedrigen Reaktivitätshub beim Abbrand aufweisen. Es ist also ein Kompromiß zu schließen. In ähnlicher Weise sind die Vorteile gegenüber den Nachteilen abzuwägen: Man kann z. B. ein Core mit einem gegenüber dem homogenen Entwurf merklich günstigerem Na-Void-Koeffizienten entwerfen, das außerdem noch einen hinreichenden negativen Dopplerkoeffizienten aufweist.

Diese Flexibilität ist typisch für heterogene Cores. Sie stellt einen großen Anreiz für den Ausleger dar, entsprechend den vorliegenden Prioritäten einen optimalen Entwurf zu erreichen.

Es sei weiter darauf hingewiesen, daß neben den bisher diskutierten nuklearen auch noch thermohydraulische, mechanische und sicherheitstechnische Gesichtspunkte betrachtet werden müssen. In bezug auf thermohydraulische Gesichtspunkte sind keine entwurfsspezifischen Probleme beim heterogenen Kern erkannt worden; die bisherigen Betrachtungen zum Kernverspannungskonzept zeigen ebenfalls keine wesentlichen Unterschiede in maximalen Kräften und Verformungen. In bezug auf das Sicherheitsverhalten verlagert sich die Analyse von den energetischen Exkursionen mit Selbstabschaltung beim homogenen Kern zum Nachweis von Unterkritikalität nach mildereren Exkursionen beim heterogenen Kern.

Abb. 2 zeigt einen typischen Entwurf für einen 1300 MWe heterogenen Brutreaktor. Tab. 1 und 2 zeigen die dazugehörigen Daten /2/. Neuere Entwürfe zu heterogenen Kernen werden im Beitrag von U. Wehmann diskutiert.

Kritische Experimente

Das wichtigste Ziel der in diesem Zusammenhang durchgeführten kritischen Experimente ist die Bereitstellung experimenteller Daten über das neutronen-physikalischen Verhalten großer homogener und heterogener Brüterkerne, besonders im Hinblick auf Reaktivitätseffekte bei Natriumverlust, Kontrollstabwirksamkeit und räumliche Verteilung der nuklearen Leistungserzeugung.

Diese Eigenschaften werden im allgemeinen durch die Größe des Reaktorkerns wesentlich mitbestimmt. Da beim Aufbau großer Kerne der verfügbare Brennstoff die wichtigste Begrenzung darstellte, wurde das Brennstoffinventar verschiedener Anlagen in großen Anordnungen gemeinsam eingesetzt. So wurden in den Jahren 1976 - 1980 im Gemeinschaftsprogramm BIZET /3/ der deutsch-belgisch-niederländischen (DeBeNe) Arbeitsgruppen für den SNR 300 und der englischen UKAEA zwei homogene und zwei heterogene Anordnungen in der englischen ZEBRA-Anlage untersucht. Seit 1980 wird in der Anlage MASURCA das DeBeNe-französisch-italienische Programm RACINE /4/ durchgeführt, bei dem die nuklearen Eigenschaften verschiedener Versionen eines heterogenen Aufbaus mit einem internen Brutring und einer zentralen Brutinsel untersucht werden.

Für die meisten Experimente des BIZET-Programms liegen bereits Auswertungsrechnungen vor /3, 5 - 7/. Beim RACINE-Programm laufen die Experimente voraussichtlich noch bis 1984. Auswertungen existieren erst für einige der bisher durchgeführten Experimente /4, 8/.

Das BIZET-Programm (DeBeNe - UKAEA England)

Abb. 3 zeigt die Querschnitte der kritischen Anordnungen, die im Rahmen von BIZET mit Reaktormaterialien aus den Beständen von SNEAK und ZEBRA in der englischen Anlage ZEBRA in Winfrith aufgebaut wurden. Die Kernbrennstoffe lagen dabei in folgender Form vor:

- Plutonium-Metall-Plättchen von ZEBRA
- Plutonium-Uran-Mischoxidplättchen von SNEAK
- Uran-Metall-Plättchen (angereichert in ^{235}U) von SNEAK
- Plutonium-Uran-Mischoxid-Stäbe von ZEBRA

Abb. 4 zeigt einige Beispiele, wie diese Brennstoffe zusammen mit anderen Reaktormaterialien in den Elementrohren angeordnet waren. Die Stäbchenbeladung, die den Verhältnissen in einem Leistungsreaktor am nächsten kommt, konnte stets nur in einer kleinen Zone der untersuchten Anordnung eingesetzt werden, da nur eine begrenzte Anzahl von Stäben zur Verfügung stand.

Für die Simulation der Kontrollstäbe von Leistungsreaktoren standen bei ZEBRA detaillierte Nachbildungen zur Verfügung, die jeweils an Stelle von 9 ZEBRA-Elementrohren eingesetzt wurden. Weitere Kontrollstäbe wurden dadurch simuliert, daß in einer Gruppe von 4 Elementrohren Absorbermaterial in Stahlschachteln eingesetzt wurde. Abb. 4 zeigt auch den Aufbau dieser beiden Typen von simulierten Kontrollstäben.

Die beiden homogenen Anordnungen BZA und BZB unterschieden sich dadurch, daß der Reaktorkern von BZA nur so groß war, wie er mit dem verfügbaren Plutoniumbrennstoff aufgebaut werden konnte, während für BZB noch eine äußere Kernzone hinzugeladen wurde, die mit angereichertem Uran beladen war und 12 zusätzliche Absorberpositionen enthielt. Der durch die zusätzliche Kernzone verursachte Reaktivitätszuwachs wurde dadurch kompensiert, daß in BZA die Absorber in gezogenem, in BZB jedoch in teilweise eingefahrenem Zustand simuliert wurden. BZB entsprach in seinem Kernvolumen und Brennstoffgehalt etwa einem Reaktor von 600 MW elektrischer Leistung.

Der Aufbau der Anordnungen BZC und BZD war durch zwei wichtige Aspekte des Entwurfs für einen heterogenen SNR 2 gekennzeichnet: Der Reaktorkern in diesem Entwurf enthält eine große Brutinsel im Zentrum und eine größere Zahl kleiner Brutinseln im äußeren Kernbereich (siehe Abb. 2). Da der Reaktor in seiner ganzen Größe nicht nachgebaut werden konnte, wurde der Einfluß der kleinen Brutinseln in BZC und der einer großen zentralen Insel in BZD untersucht.

Zum Aufbau von BZC und BZD reichten die verfügbaren Plutoniumvorräte aus, diese Anordnungen enthielten also kein angereichertes Uran. Wie bei den homogenen Kernen wurden simulierte Leistungsreaktorkontrollstäbe in gezogenem oder teilweise eingefahrenem Zustand eingesetzt, wobei die Reaktivitätsunterschiede durch Veränderung des Kernradius ausgeglichen wurden. Zur Erleichterung der Interpretation einiger Experimente wurde der Ringkern BZD auch in einer Version ganz ohne simulierte Kontrollstäbe aufgebaut.

Die wichtigsten Experimente, die in den BIZET-Anordnungen durchgeführt wurden, waren:

- Bestimmung der genauen kritischen Größe des Reaktorkerns.
- Bestimmung der räumlichen Verteilung der Spaltungsreaktionen mit Hilfe von 125 Spaltkammern, die in ZEBRA über den Kern verteilt in die Anordnung eingebaut werden können (multi chamber scanning system).
- Messung der Natriumverlust-Reaktivität für verschiedene Zonen des Reaktorkerns und verschiedene Beladungsarten. Bei Plättchenbeladung wurden plättchenförmige Stahlschachteln mit Na-Füllung gegen Leerschachteln ausgetauscht. Bei Stabelbeladung wurde ein Austausch von natriumgefüllten Kästen gegen Leerkästen (jeweils mit Stabeinsätzen) vorgenommen. Die Messung der Reaktivitätsänderungen erfolgte mittels Kompensation durch Änderung der Einfahrstellung von ZEBRA-Trim- und Regelstäben. Die Reaktivitätswirksamkeit dieser Stäbe wurde anhand der Abhängigkeit zwischen zeitlicher Änderung von Stabstellung und Neutronendichte bestimmt (invers-kinetische Eichung /9/).
- Messung der Reaktivitätswirksamkeit der simulierten Leistungsreaktorkontrollstäbe. Diese Messungen erfolgten im unterkritischen Zustand. Man macht davon Gebrauch, daß bei konstanter Neutronenquelle die Neutronendichte annähernd umgekehrt proportional zur Unterkritikalität ist. Abweichungen von dieser Gesetzmäßigkeit werden durch berechnete Korrekturen berücksichtigt. Die konstante Neutronenquelle lieferten die Spontanspaltung von Plutonium und α, n -Prozesse am Sauerstoff.
- Überprüfung von Rechenmethoden zur Bestimmung der Bruttoreate durch Messung des Reaktionsratenverhältnisses $^{238}\text{U}_{\text{capt}}:^{239}\text{Pu}_{\text{fiss}}$. Die Messung erfolgte durch Bestimmung der Radioaktivität, die in ^{238}U - und ^{239}Pu -Proben (Aktivierungsfolien) durch Neutronenbestrahlung im Reaktor induziert wurde. Sie wurde an verschiedenen Orten in Kern und Brutmantel durchgeführt.

Das RACINE-Programm (DeBeNe - CEA Frankreich - ENEA Italien)

Die RACINE-Anordnungen werden unter Verwendung von Reaktormaterialien aus SNEAK- und MASURCA-Beständen in der französischen Anlage MASURCA aufgebaut. Abb. 5 zeigt den Querschnitt der Anordnung 1A Bis sowie die Art der Anordnung der Materialien in den Elementrohren. Im Gegensatz zu anderen Nullenergieanlagen für Schnelle Reaktoren, in denen im allgemeinen Plättchen verwendet werden, liegen bei MASURCA die Materialien als runde oder quadratische Stäbchen vor.

Insgesamt wird die RACINE-Anordnung in folgenden Modifikationen untersucht:

RACINE 1A Bis: Grundanordnung (entstand durch Umordnung der Stäbchenzellen aus der ursprünglich konzipierten Anordnung RACINE 1A, die eine leicht asymmetrische Neutronendichteverteilung aufwies)

RACINE 1B und 1C: Der interne Brutring wird nach innen bzw. außen verschoben.

RACINE 1D: Die zentrale Brutzone wird durch eine simulierte Kontrollstabposition, umgeben von Kernmaterial, ersetzt.

RACINE 1E: Es werden 12 simulierte Kontrollstabpositionen eingesetzt (Reaktivitätsausgleich durch Vergrößerung des Kernradius).

RACINE 1S: Ausgehend von der Grundanordnung werden Beladungsarten simuliert, die für die Erstbeladung von SUPERPHENIX vorgesehen sind.

RACINE 1F: Die Dicke des internen Brutrings wird vergrößert.

Die Experimente werden in ähnlicher Weise durchgeführt, wie dies im vorhergehenden Abschnitt für die BIZET-Anordnungen beschrieben wurde. Von besonderem Interesse sind die radiale Neutronendichteverteilung für verschiedene Anordnungen des internen Brutrings (sie wird für Leistungsreaktoren möglichst flach angestrebt), die Wirksamkeit der simulierten Kontrollstäbe und die Natriumverlustreaktivität in der Nähe und in größerer Entfernung von Absorbern.

Ende 1982 waren die Experimente bis etwa zur Mitte des Programms RACINE 1E durchgeführt. Die weiteren geplanten Experimente, bis einschließlich RACINE 1F, werden bis etwa Mitte 1984 dauern.

Als RACINE 2 war ursprünglich eine Anordnung mit zwei internen Brutringen vorgesehen. Wegen des großen Zeitbedarfs der RACINE-1-Experimente wurde jedoch eine solche Anordnung vorläufig nicht in die Detailplanung aufgenommen.

Ergebnisse von Auswertungsrechnungen für BIZET und RACINE

Die nuklearen Rechenmethoden, die zur Auslegung Schneller Brutreaktoren eingesetzt werden und deren Zuverlässigkeit durch die Nachrechnung von Experimenten in kritischen Anordnungen überprüft wird, bestehen im allgemeinen in einer numerischen Lösung der Neutronendiffusions- oder Transportgleichung in ein, zwei oder drei Raumdimensionen und in mehreren Energiegruppen. Eine Beschreibung der Methoden wurde z. B. in /10/ gegeben. Die Wirkungsquerschnitte wurden dem Satz KFKINR1 /11, 12/ entnommen.

Tabelle 3 zeigt, welcher Grad der Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung für die verschiedenen Meßgrößen erreicht werden konnte. Die Genauigkeiten reichen aus, um bei der Auslegung eines Leistungsreaktors einwandfreien Betrieb und Sicherheit, soweit diese von der Neutronenphysik abhängen, zu gewährleisten. Weitere Verbesserungen kämen hauptsächlich der wirtschaftlichen Optimierung zugute.

Im einzelnen ist zu den verschiedenen Meßgrößen folgendes anzumerken:

- Multiplikationskonstante (k_{eff}):

Das Ergebnis für die BIZET-Anordnung BZA entspricht der Erfahrung mit früheren SNEAK-Anordnungen. Das berechnete Ergebnis für RACINE 1A Bis (und für einige frühere MASURCA-Anordnungen) liegt dagegen um etwa 1 % höher als nach bisherigen Erfahrungen zu erwarten wäre. An der Aufklärung dieses Unterschieds wird noch gearbeitet.

- Natriumverlust-Reaktivität:

Die angegebenen Verhältnisse Rechnung/Messung sind typisch für Natriumverlustzonen, die sich über die ganze Kernhöhe erstrecken. Bei Zonen, die sich auf das Zentrum des Kerns beschränken, ist die relative Abweichung meist noch geringer. In Randzonen, wo der Absoluteffekt oft sehr klein ist, können dagegen die relativen Abweichungen entsprechend größer werden. Die verbleibende Unsicherheit muß bei der Sicherheitsanalyse in konservativer Weise berücksichtigt werden. Eine weitere Verbesserung der Rechengenauigkeit ist sehr schwierig, da die Resultate sehr stark durch Einzelheiten im Rechenmodell und in den Kerndaten beeinflußt werden.

- Reaktionsratenverteilungen:

Abb. 6 zeigt einen Vergleich von gerechneten und gemessenen Spalt-ratentraversen in RACINE 1A Bis. Die Abweichungen zwischen Messung und Rechnung könnten hier und bei ähnlichen Experimenten an anderen Anordnungen wahrscheinlich durch eine verbesserte Beschreibung der Diffusionseigenschaften des jeweiligen Mediums verringert werden. Diese Eigenschaften werden durch die Form der Reaktormaterialien (Plättchen/Stäbchen) und deren räumliche Orientierung in komplexer Weise beeinflußt.

Möglichkeiten für eine verbesserte mathematische Darstellung der Verhältnisse werden untersucht.

- Kontrollstabwirksamkeit:

Die Wirksamkeit von Kontrollstäben, die mit Borcarbid natürlicher Isotopenzusammensetzung beladen sind, wird für alle BIZET-Anordnungen konsistent und mit hinreichender Genauigkeit vorhergesagt. Bei Verwendung von Absorbern mit höherer ^{10}B -Anreicherung sowie bei Messungen von Absorberwirksamkeiten in SNEAK-Anordnungen wurden jedoch größere Abweichungen festgestellt. Die nächsten anstehenden Arbeiten betreffen die Aufklärung dieser Diskrepanzen und die Auswertung der Kontrollstabmessungen in RACINE.

- Brutrate:

Die Überschätzung des Reaktionsratenverhältnisses $^{238}\text{U}_{\text{capt}}:^{239}\text{Pu}_{\text{fiss}}$ in BZA um 3,5 % entspricht ungefähr der Erfahrung in früheren SNEAK-Anordnungen und deutet auf eine Überschätzung der Brutrate um einige Prozent hin. In die Brutrate, die als das Verhältnis Produktion : Verbrauch von Spaltmaterial definiert ist, gehen jedoch auch der Neutroneneinfang durch ^{239}Pu sowie die Beiträge höherer Plutoniumisotope ein, so daß mit einer zusätzlichen Unsicherheit von ca. 5 % gerechnet werden muß.

Weitere Arbeiten

Die weiteren Arbeiten an schnellen kritischen Anordnungen über die Physik großer homogener und heterogener Schnellbrüterkerne umfassen die Fortführung und den Abschluß des bisher geplanten RACINE-Programms.

Durch theoretische Arbeiten sind noch bestehende Inkonsistenzen bei der Nachrechnung von Multiplikationskonstanten, Kontrollstabeffekten und Reaktionsratenverteilungen aufzuklären. Zur vollen Erfassung der Effekte von Stäbchen- und Plättchengeometrie und der damit verbundenen Richtungsabhängigkeit neutronenphysikalischer Eigenschaften können Neuentwicklungen theoretischer Methoden notwendig werden. Nach der Auswertung der laufenden Experimente soll der gesamte durch kritische Experimente an Schnellen Reaktorkernen erworbene Kenntnisstand überarbeitet und zusammenfassend dargestellt werden.

In gemeinsamen Beratungen mit den französischen und eventuell anderen europäischen Partnern soll geklärt werden, ob noch weitere große Gemeinschaftsexperimente durchgeführt werden.

Literaturhinweise

- /1/ J. M. Morelle et al.
Physics and Safety Aspects of Preliminary SNR 2 Core Designs
Int. Conf. on the Optimization of Sodium-Cooled Fast Reactors
BNES, London (1977)
- /2/ R. Schröder und H. Spenke
Heterogene Cores für Schnelle Brutreaktoren
Atomkernenergie - Kerntechnik 36 (1980) Lfg. 4, S. 277
- /3/ F. Helm, J. E. Sanders
An Outline of the BIZET Experiments and their Interpretation
Proc. of the Int. Symp. on Fast Reactor Physics in Aix-en-Provence,
Sept. 1979, IAEA-SM-244/37

- /4/ W. Scholtyssek, G. Humbert, M. Martini
The RACINE Programme Physics and Safety Studies in Heterogeneous
Configurations
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 1982, S. 59
- /5/ H. Giese et al.
Some Characteristics of Two Heterogeneous Cores and Their Experimen-
tal Confirmation
Proc. of the Int. Symp. on Fast Reactor Physics in Aix-en-Provence,
Sept. 1979, IAEA-SM-244/33
- /6/ M. J. Grimstone et al.
Cell Heterogeneity Problems in the Analysis of Zero Power Experiments
Ibid., IAEA-SM-244/34
- /7/ F. Kappler et al.
Comparative Analysis of Experiments in a Large Plutonium Fuelled Core
Ibid., IAEA-SM-244/43
- /8/ W. Scholtyssek et al.
An Assessment of Physical Characteristics of Heterogeneous Configura-
tions with Variable Fertile Volume
Proc. of the Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core
Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, Sept. 1982, 133
- /9/ H. Walze
Systematische Fehler und Korrekturmöglichkeiten bei invers-kineti-
schen Kontrollstabeichungen
KfK 1701 (1972)
- /10/ G. Buckel, H. Höbel
Neutronenflußberechnung und -auswertung. Rechenprogramme und ihre
Handhabung in KAPROS
KfK-Nachrichten, Jahrgang 10, 3-4/78 S. 61
- /11/ S. Cierjacks et al.
Die neutronenphysikalische Basis der Berechnung Schneller Reaktoren
KfK-Nachrichten, Jahrgang 10, 3-4/78, S. 54
- /12/ E. Kiefhaber
The KFKINR-set of Group Constants; Nuclear Data Basis and First
Results of its Application to the Recalculation of Fast Zero-Power
Reactors
KfK 1572 (1972)

Tab. 1: Geometriedaten und Randbedingungen für die Kernausslegung der Kerne HET1 und HOM1

	HET1	HOM1
Anzahl der Brennelemente	432	492
Anzahl der inneren Brutelemente	145	-
Anzahl der radialen Brutelemente	198	270
Anzahl der radialen Reflektorelemente	222	222
Anzahl der Regeltrimmelemente	24	31
Anzahl der Zweitabschaltelemente	18	24
Höhe des Spaltstoffbereichs	0,95 m	0,95 m
Höhe des axialen Brutmantels	2 x 0,4 m	2 x 0,5 m
Thermische Reaktorleistung		3420 MW
Elektrische Reaktorleistung		1300 MW
Betriebszyklusdauer		1 Jahr
Teilladungszahl der Brennelemente		2
Standzeit der Brennelemente bei Lastfaktor 0,75		2 Jahre
Standzeit der Brutelemente bei Lastfaktor 0,75		
- zentrale Insel, innere radiale Brutmantelreihe		4 Jahre
- äußere radiale Brutmantelreihe		8 Jahre
- alle Inseln (je 1, 2 oder 5 Elemente)		2 Jahre
Maximal nominelle Stablängenleistung		415 W/cm
Maximal nomineller lokaler Abbrand		82500 MWd/t
Kühlmitteleintrittstemperatur		390°C
Kühlmittelaufwärmespanne		150 K
Bündeldruckverlust		3 bar
Extremale Hüllrohrmittentemperatur		650°C

Tab. 2: Nukleare Auslegungsergebnisse für die Kerne HET1 und HOM1

	HET1	HOM1
Brutrate	1,23	1,15
Pu (tot) Erstkern	7,7 t	7,0 t
Pu (spaltbar) Erstkern	5,6 t	5,1 t
U238 im Kern	24,8 t	28,9 t
U238 in Brutmänteln	85,8 t	89,9 t
Maximale Stablängenleistung in internen Brutelementen	364 W/cm	-
Gesamter Leistungsformfaktor in Brennelementen	1,60	1,65
Abschaltwerte		
- Regelstrimmelemente	8	9,4
- Zweitabschaltelemente	3,1	3,1
Max. positiver Voideffekt		
- Brennstoff	0,91	1,6
- Brutstoff	0,34	-
Dopplerkoeffizient 10^{-6} /K		
- Brennstoff	-3,4 bis 3,0	-4,7
- Brutstoff	-0,2	
Anzahl dpa	67	72

Tabelle 3

Vergleich von Messung und Rechnung für neutronenphysikalische Parameter in BIZET- und RACINE-Anordnungen

Meßgröße	<u>Rechnung</u> ^{a)} <u>Messung</u>	
k_{eff}	BIZET A RACINE 1A Bis	0,9986 1,0101
Na-Verlust (über ganze Kernhöhe)		0,8 - 1,10
Reaktionsverteilungen im Kern normalisiert im Zentrum maximale Abweichung am Kernrand	BIZET B, axial BIZET B, radial RACINE 1A Bis, radial	1,0 - 0,9 1,0 - 1,1 1,0 - 1,06
Kontrollstabreaktivität	BIZET A - D	0,99 - 1,09
Ratenverhältnis $\frac{{}^{238}\text{U}_{\text{capt}}}{{}^{239}\text{Pu}_{\text{fiss}}}$	BIZET B	1,035

a) Die Auswertungsrechnungen wurden für NaVerlust und Kontrollstäbe teilweise, für die Reaktionsratenverteilungen durchweg von den Industriepartnern Belgonucleaire und Interatom durchgeführt.

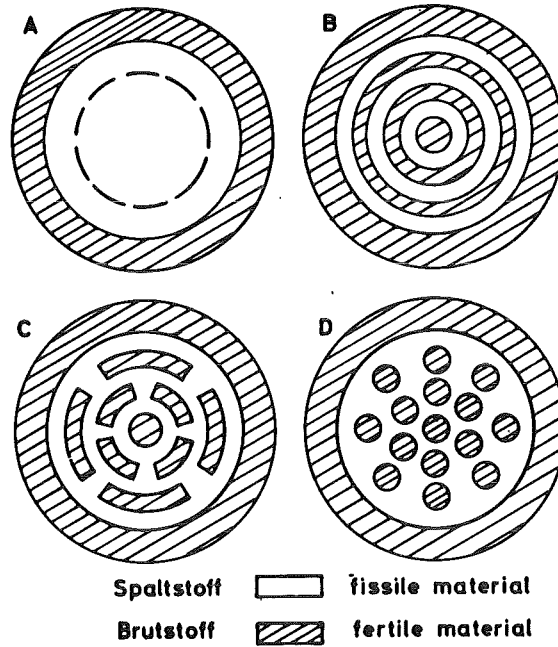
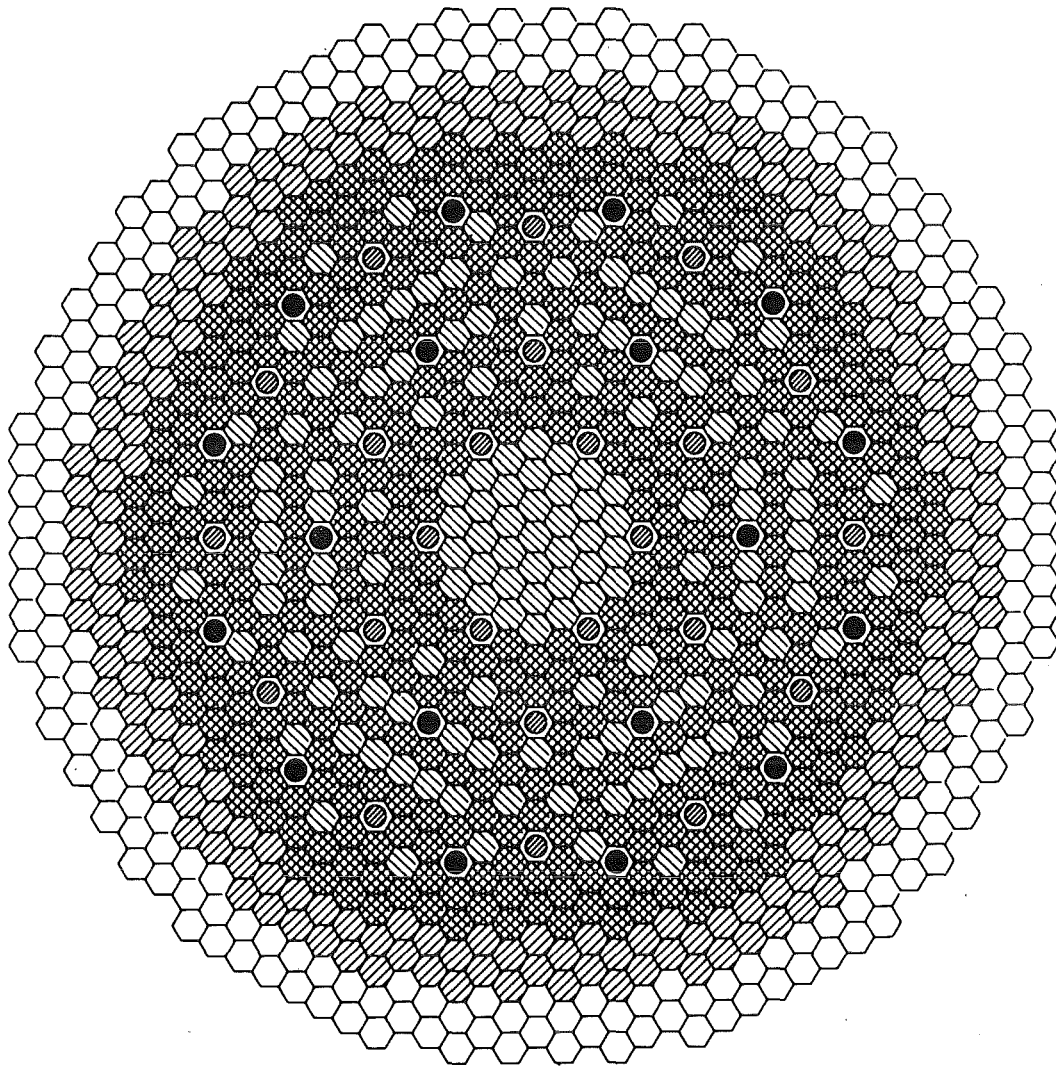


Abb. 1

Homogene und heterogene Kerne,
schematischer Aufbau

- A) homogener Kern, 2 Anreicherungs-zonen
 - B) Ringkern
 - C) Inselkern
 - D) kombinierter Kern
- } heterogene Kerne

 Brutzonen









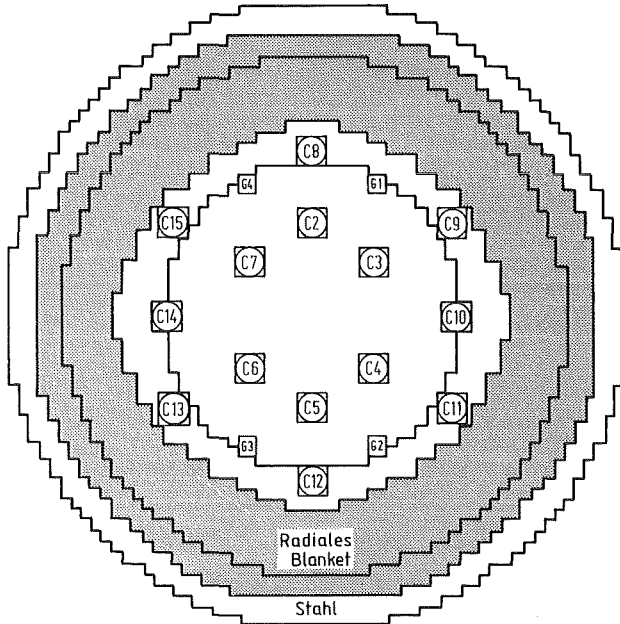
	Corezone	432 Elemente
	Interne Brutzone	145 Elemente
	Radialer Brutmantel	198 Elemente
	Radialer Reflektor	222 Elemente
	Regel- und Abschaltssystem	24 Elemente
	2.-Abschaltssystem	18 Elemente

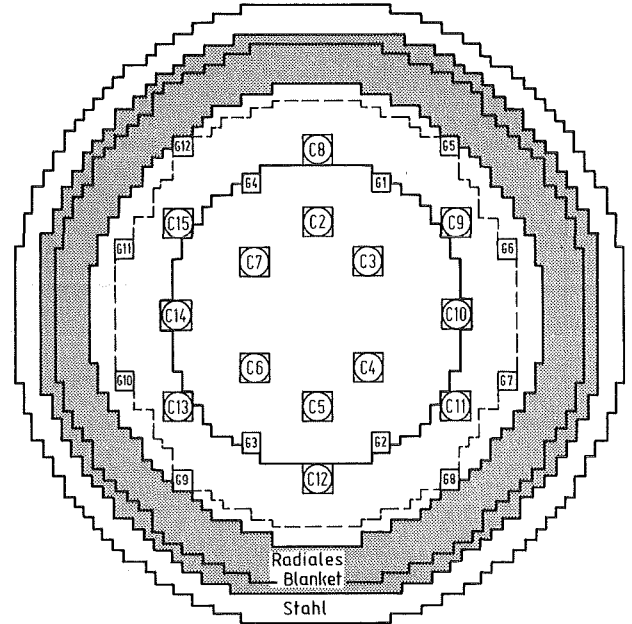
ABB. 2: QUERSCHNITT DURCH DEN HETEROGENEN SNR-2-KERN
EINHEITLICHE ANREICHERUNG DER CORE-ZONE; GROSSE
ZENTRALE UND KLEINERE EXZENTRISCHE BRUTINSELN.

BZA: homogener Kern, Plutonium-Brennstoff, 2 Anreicherungs-zonen

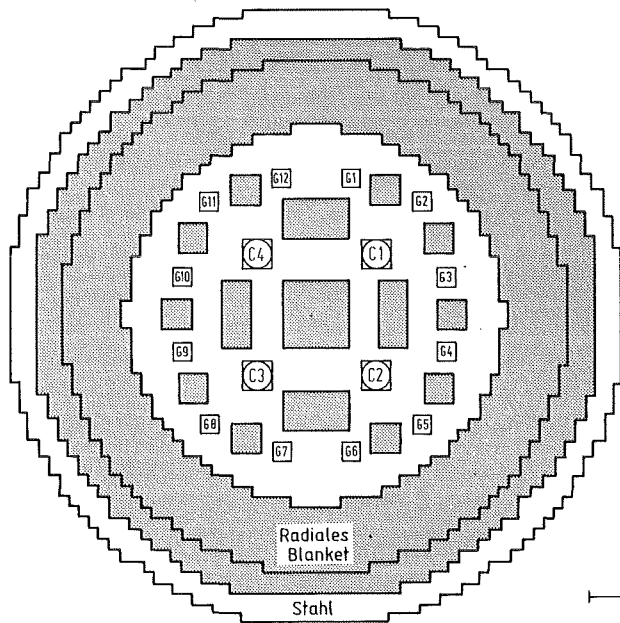
BZB: wie BZA, mit zusätzlicher Kernzone mit Uranbrennstoff und weiteren acht Absorberpositionen



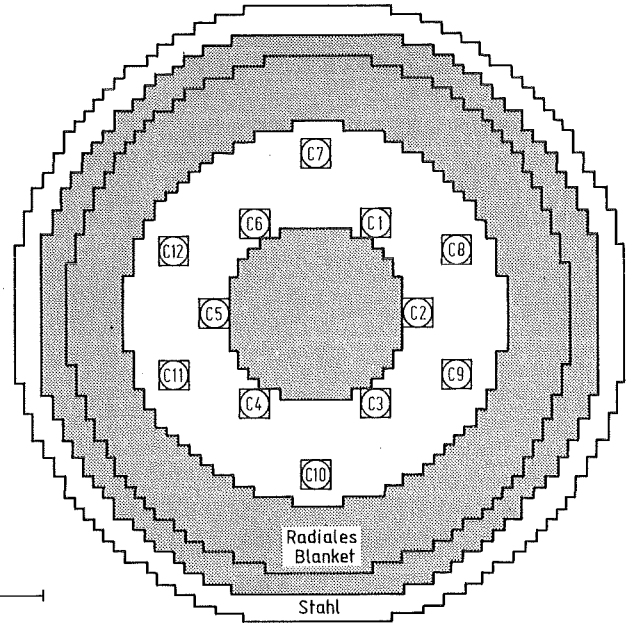
BIZET A
(BZA)



BIZET B
(BZB)



BIZET C
(BZC)



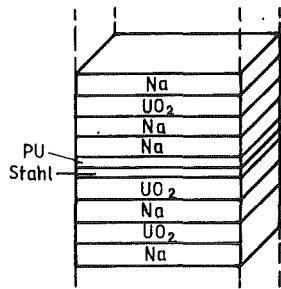
BIZET D
(BZD)

1 m

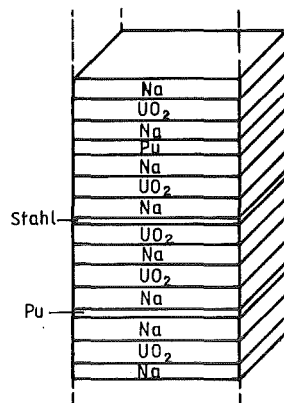
BZC: heterogener Kern mit kleinen Brutinseln, Plutonium-Brennstoff

BZD: ringförmiger Kern, Plutonium-Brennstoff, große zentrale Brutinsel

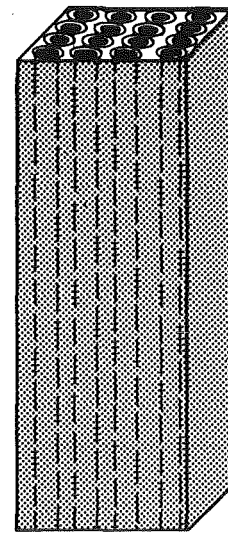
Abb. 3: Querschnitte der BIZET-Anordnungen



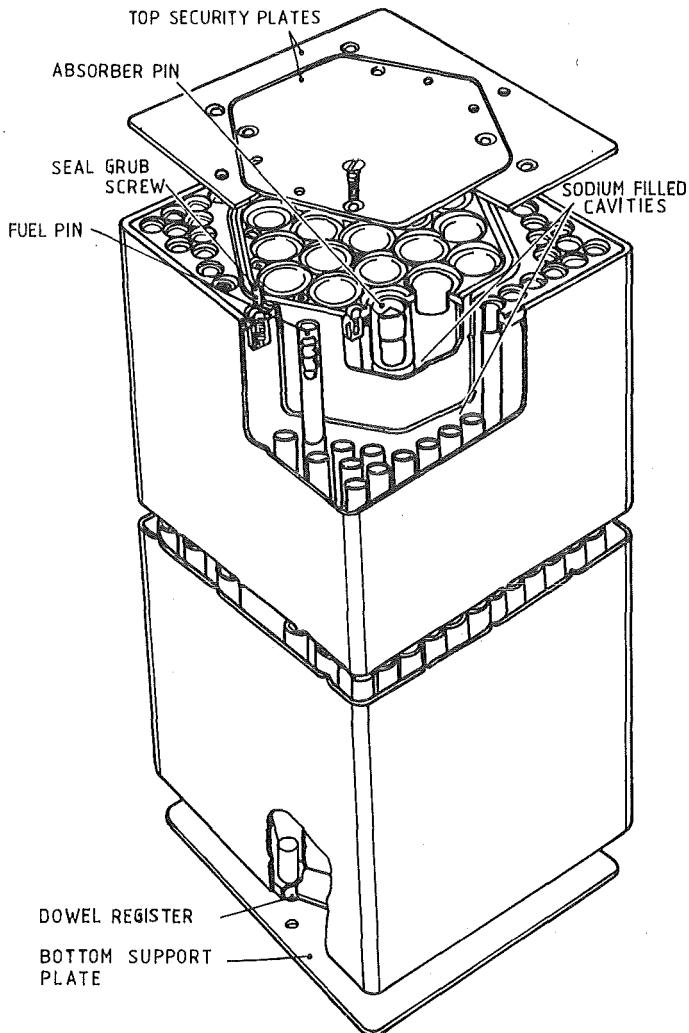
Plättchenbeladung
BZA Innenzone



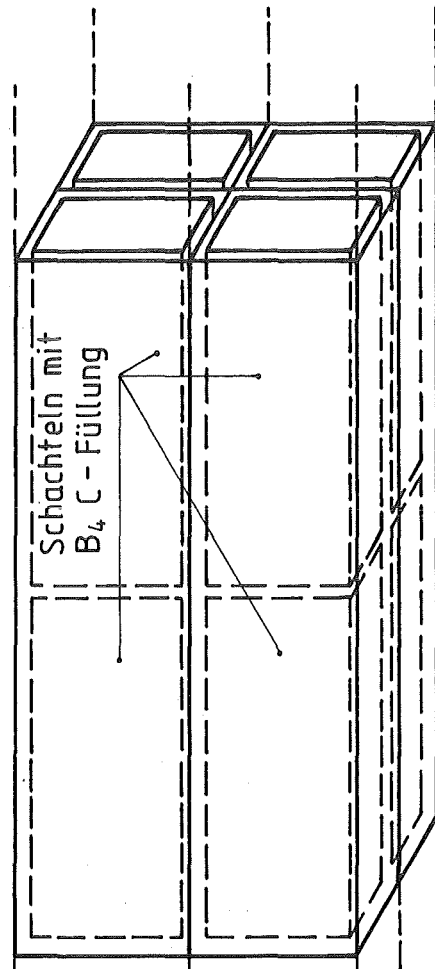
Plättchenbeladung
BZA Außenzone



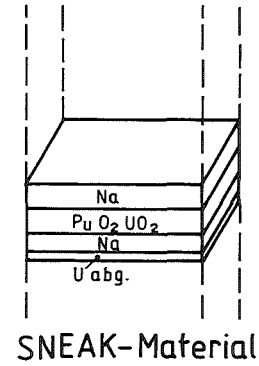
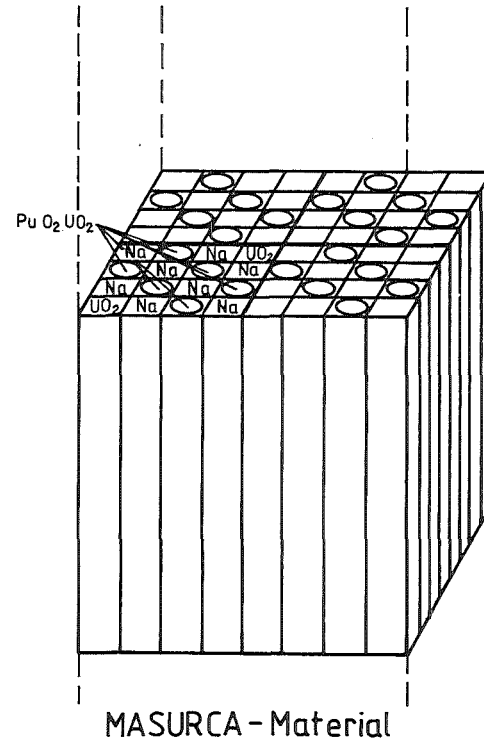
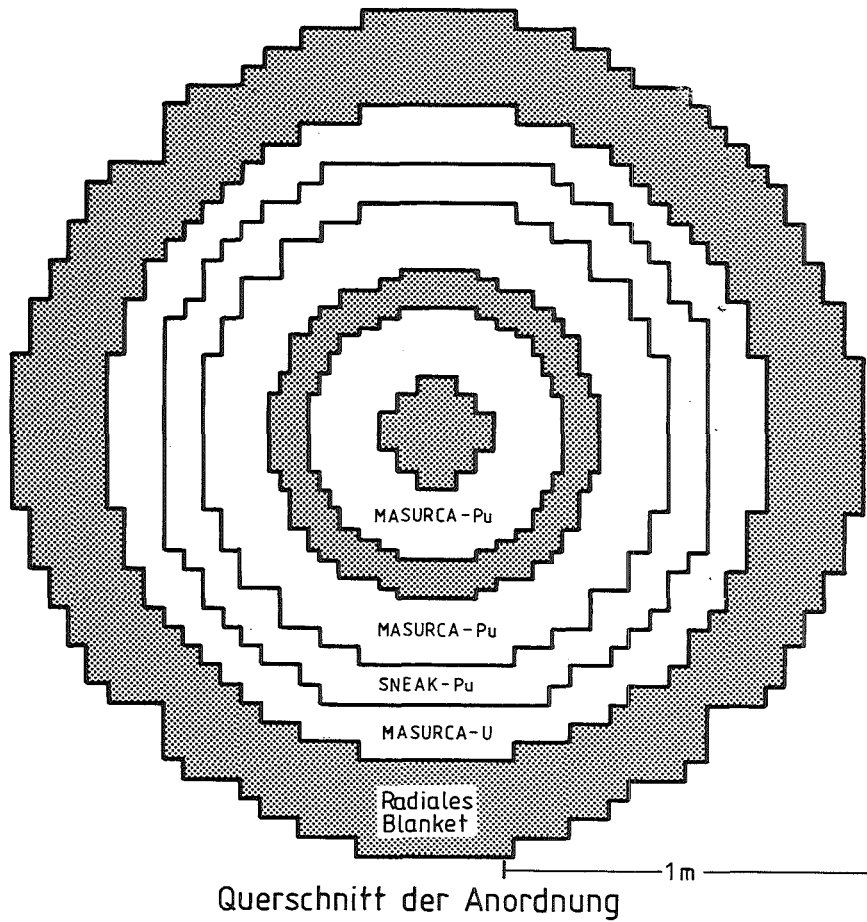
Na-gefüllte Schachtel
mit Einsätzen für Stäbe



Leistungsreaktorkontrollstab
Typ C: Detailnachbau (Absorberteil vertikal
beweglich)
3 x 3 Elementpositionen



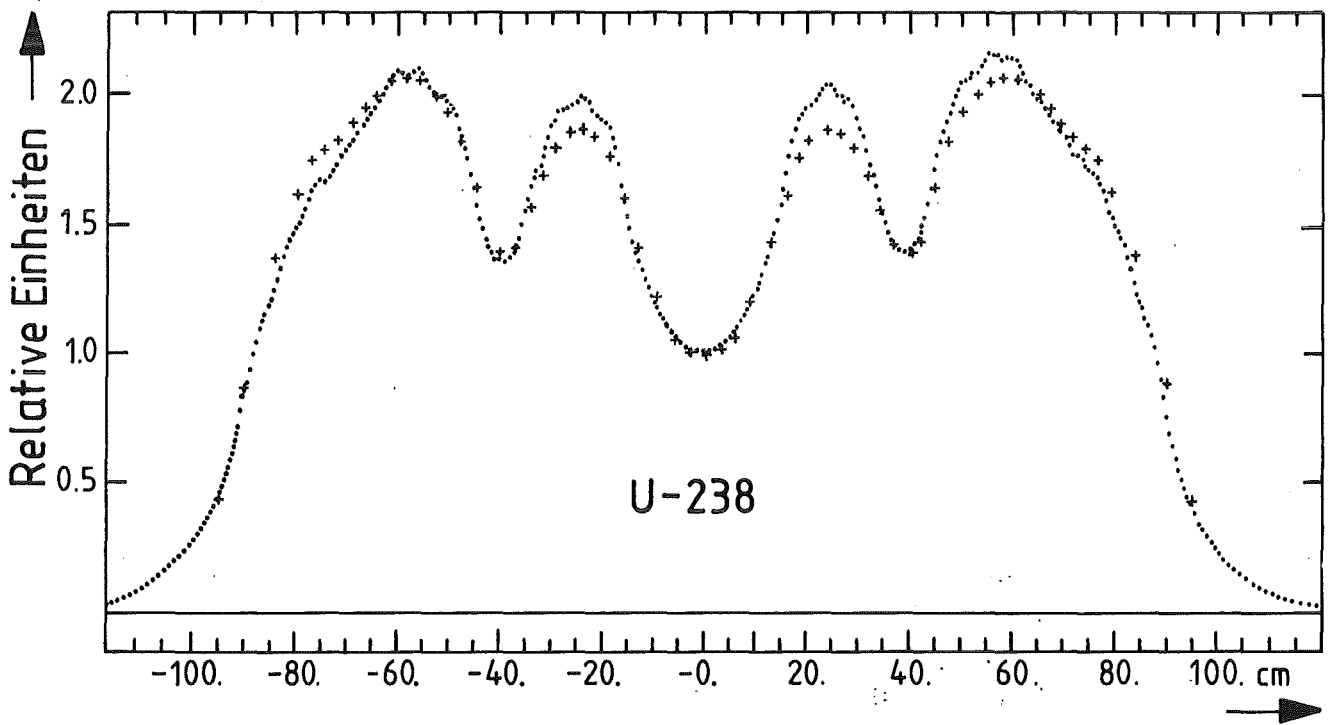
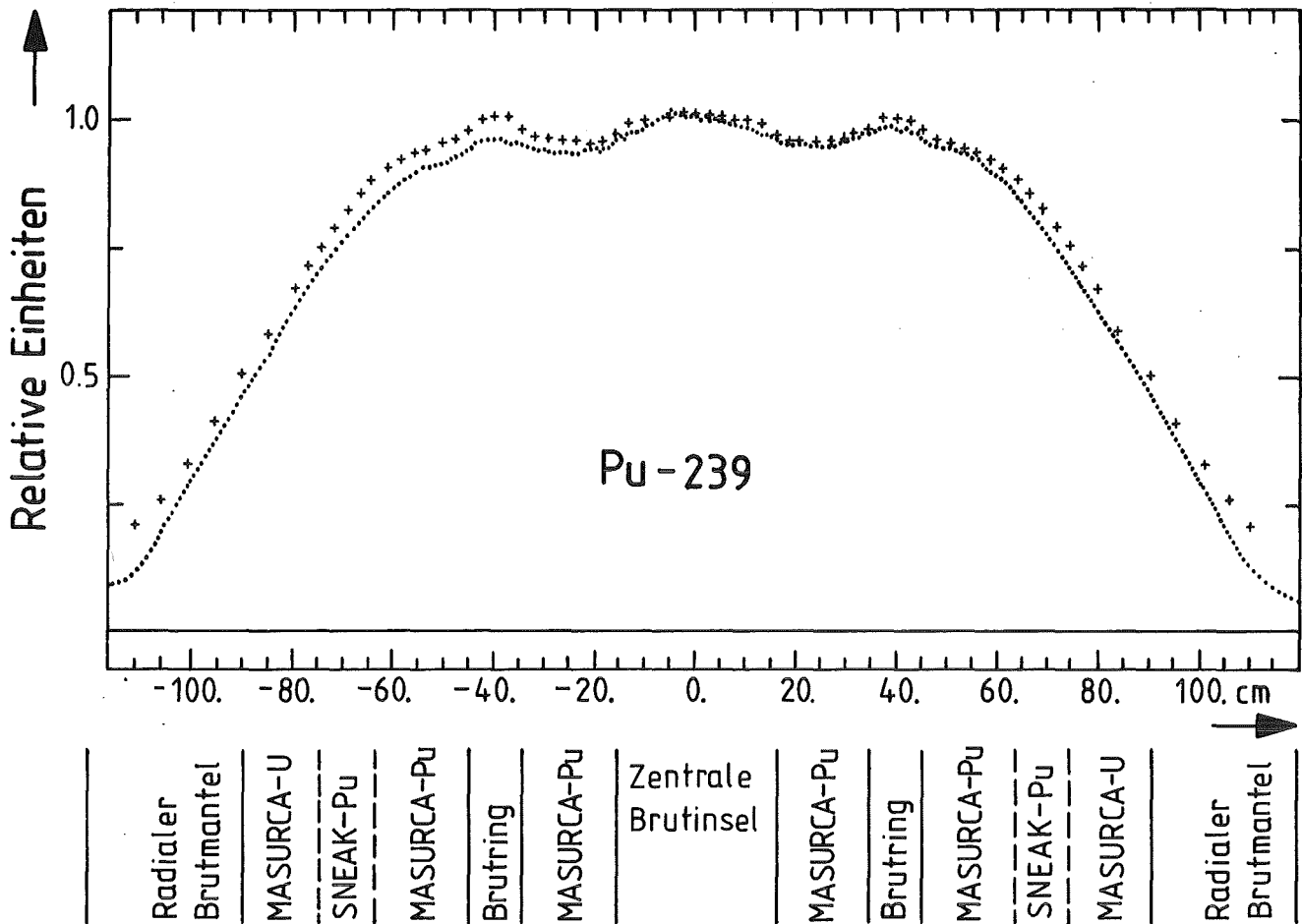
Leistungsreaktorkontrollstab
Typ G: Grobnachbau
2x2 Elementpositionen
(bei Simulation von gezogenem Zustand
Beladung mit Na-Plättchen)



(Bei Beladung mit SNEAK-Material wird je ein MASURCA-Elementrohr, Querschnitt 10 × 10 cm, durch 4 Rohre vom Querschnitt 5 × 5 cm ersetzt)

Beladung der Pu-Zonen

Abb. 5 Querschnitt und typische Beladungsformen der Anordnung RACINE 1A Bis:
 Doppelringkern mit internem Brutring und zentraler Brutinsel, mit Plutonium- und Uran-Brennstoff in Stäbchen- und Plättchenform



..... Messung mit Spaltkammer
++++ Rechnung in Diffusionstheorie, XY-Geometrie

Abb. 6 Vergleich der Ergebnisse von Messungen und Rechnungen der radialen Spaltratenverteilung für ^{239}Pu und ^{238}U in RACINE 1A Bis

Wirksamkeit von Kontrollstäben:
Experimente und Rechnungen

H. Giese

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Zusammenfassung

Anhand der im Rahmen des UK-DeBeNe Gemeinschaftsforschungsprogramms BIZET (1976-1980) an der englischen Nullenergieanlage ZEBRA durchgeführten Kontrollstabexperimente werden die derzeit verwendeten Meß- und Auswertemethoden beschrieben.

Hinsichtlich der Übertragbarkeit der gewonnenen Ergebnisse auf Leistungsreaktoren kommt diesen Experimenten insofern eine besondere Bedeutung zu, als hier

1. durch Kombination des Spaltstoffinventars der ZEBRA und SNEAK-Anlage zum ersten Mal im europäischen Bereich Nullleistungsmessungen in Pu-Cores von leistungsreaktortypischer Größe durchgeführt werden konnten,
2. die Konstruktion der in den Messungen verwendeten Kontrollstäbe mit besonderer Sorgfalt an die zu simulierenden Leistungsreaktor-Kontrollstäbe (CFR) angepaßt wurde,
3. außer konventionellen Zweizonencores auch sogenannte "heterogene" Coregeometrien mit - bei gleichbleibendem Spaltstoffinventar - unterschiedlich dispergierten Brutstoffinseln untersucht werden. Die Ergebnisse vermitteln einen ersten Einblick in die Verwendbarkeit derzeit gebräuchlicher Berechnungsmethoden bei der Planung heterogener Leistungsreaktoren.

Ein anschließender Vergleich mit den Resultaten korrespondierender Messungen in verschiedenen SNEAK-Anordnungen verdeutlicht den derzeitigen Stand der Vorhersage von Kontrollstab-Reaktivitätswerten.

Wirksamkeit von Kontrollstäben: Experimente und Rechnungen

H. Giese

1. Einleitung

Der vorliegende Beitrag wird zunächst einen Überblick darüber geben, welche experimentellen und rechnerischen Methoden derzeit bei der Bestimmung von Kontrollstabwirksamkeiten im KfK Verwendung finden. Als Demonstrationsbeispiel wurden die Messungen ausgewählt, die während der Jahre 1976-1980 im Rahmen des UK-DEBENE Schnellbrüter-Gemeinschaftsprogramms BIZET an der Nullenergie-Anlage ZEBRA (U.K.) durchgeführt wurden /1/.

Im Anschluß hieran werden die Resultate dieser Messungen mit denen korrespondierender Untersuchungen an der SNEAK-Anlage verglichen und in diesem Zusammenhang die allgemeine Situation der Vorhersage von Kontrollstab-Reaktivitätswerten verdeutlicht. Der Beitrag schließt mit einer Ausschau auf die derzeit geplanten weiteren Aktivitäten in diesem Bereich.

2. Die BIZET Anordnungen

Kontrollstabexperimente wurden in den vier Hauptanordnungen des Programms durchgeführt, die in schematischem Größenvergleich mit SNR-300 und SNR-2 in Abb.1 gezeigt sind. Zwecks Vereinfachung der Darstellung wurden hier die Kontrollstäbe weggelassen. Detailabbildungen der BIZET-Anordnungen finden sich z.B. in /2,3,4/.

Das Programm befaßte sich zunächst mit der Untersuchung von zwei konventionellen Zweizonenanordnungen, die im wesentlichen mit Pu-U-Brennstoff in Plättchenform beladen waren und der Simulation eines Schnellbrüterkernes von $\sim 2000 \text{ MW}_{\text{th}}$ mit gezogenen (BZA) und teilweise eingefahrenen Kontrollstäben (BZB) dienten. Der durch das Einfahren der Kontrollstababsorber in der zweiten Anordnung bewirkte Reaktivitätsverlust wurde durch Zuladen einer peripheren Uran-Brennstoffzone ausgeglichen, wodurch sich der äußere Kerndurchmesser von anfangs 2,10 m auf 2,40 m erhöhte. Die mittleren Brennstoffanreicherungen betragen (von innen nach außen) 18%, 21%, Pu/Pu+U und 28% $^{235}\text{U}/\text{U}$ (nur BZB), die Corehöhe 89.2 cm.

Der wesentliche Vorteil dieses Programmteils hinsichtlich der Übertragbarkeit der Resultate auf Leistungsreaktoren ist insbesondere gegenüber früheren SNEAK-Anordnungen, in folgenden Punkten zu sehen:

1. Durch Zusammenlegen des Spaltstoffinventars der SNEAK und der ZEBRA Anlage war es hier erstmals möglich, Untersuchungen an Plutonium Anordnungen prototypischer Größe durchzuführen.
2. Es wurden simulierte Leistungsreaktor-Kontrollstäbe eingesetzt, die eine besonders detaillierte Nachbildung der im britischen Schnellbrüter-Prototyp CFR verwendeten Kontrollelemente darstellten.

Der zweite Teil des BIZET-Programms war der Untersuchung mehrerer heterogener Anordnungen gewidmet, in denen der Einfluß der Größe und Verteilung von internen Brutinseln auf wichtige neutronenphysikalische Parameter (Na-Void, Brutrate, etc.) studiert werden sollte. Kontrollstabexperimente wurden in den Anordnungen BZC mit relativ kleinen gleichmäßig verteilten Brutstoffinseln (Salt- and Pepper-Core) und BZD mit großer zentraler Brutinsel (Single-Annular-Core) durchgeführt.

3. Kontrollstäbe und Einfahrmuster

Der am häufigsten verwendete Kontrollstabtyp ist in Abb.2 gezeigt. Wie bereits erwähnt handelte es sich hierbei um einen Detailnachbau der CFR Kontrollstabgeometrie der folgende Konstruktionsmerkmale aufweist. Ein hexagonales Innenteil enthält entweder eine Beladung aus natrium-gefüllten Stahlschachteln (Simulation gezogener Kontrollstäbe) oder eine Matrix von 19 stahlumhüllten Absorberpins. Als Absorbermaterial fand bei den meisten Messungen natürlich angereichertes (19,6% ^{10}B) Borcarbid Verwendung. In komplementären Messungen wurde jedoch auch wahlweise 40% angereichertes B_4C oder ein Einsatz mit ^{124}Eu -Oxid-Pins verwendet. Der erste Teil dieser zusätzlichen Messungen diente der weiteren Untersuchung des schon bei früheren ZEBRA und SNEAK Anordnungen festgestellten Trends zu höheren C/E-Werten mit wachsender ^{10}B Anreicherung. Der zweite Teil trug der Tatsache Rechnung, daß mit dem wieder auflebenden Interesse an Leistungsreaktor Kontrollstäben auf Europium Basis eine Nachprüfung der derzeit verfügbaren nuklearen Daten dieses Isotops angezeigt erschien.

Zwecks Anpassung des hexagonalen Kernteils dieses Kontrollstabes an die ZEBRA Matrix, war dieser von einem 9 ZEBRA Positionen bedeckenden quadratischen Elementrohr umgeben. Der Raum zwischen innerem und äußerem Elementrohr enthielt eine Beladung aus Brennstoffpins, deren Komposition auf die des umgebenden Kernbereichs abgestimmt war. Alle verbleibenden Hohlräume waren mit Natrium gefüllt. Im folgenden wird dieser Kontrollstabtyp als "9-Element Singularität" bezeichnet werden.

Ein zweiter, den Aufbau eines Leistungsreaktor-Kontrollstabes nur im Groben nachbildender Singularitätstyp bestand lediglich aus einer Gruppe von 4 ZEBRA-Elementen die eine Beladung von mit Natrium gefüllten Stahlschachteln oder $\text{B}_4\text{C}(\text{nat})$ gefüllten Stahlkästen enthielten. Auf diesen Typ wird im folgenden unter dem Namen "4-Element Singularität" Bezug genommen werden.

In jeder der obengenannten BIZET Anordnungen wurde ein breites Spektrum von Absorber Konfigurationen untersucht. Abb.3 zeigt dies am Beispiel des heterogenen Ringcores BZD bei dem besonderer Wert auf die eingehende Untersuchung der Reaktivitätswechselwirkung unterschiedlicher Absorbergruppen gelegt wurde.

4. Meßmethoden

Der größte Teil der BIZET-Kontrollstabexperimente wurde nach der Methode der modifizierten unterkritischen Quellmultiplikation (MSM) durchgeführt. Diese Methode basiert darauf, daß im unterkritischen Punkreaktor mit zusätzlicher Quelle, die Zählrate Z eines beliebigen Detektors umgekehrt proportional der Unterkritikalität des Systems ist. Wird das Verfahren bei einem Zustand bekannter Unterkritikalität ρ^0 (mit Zählrate Z^0) geeicht, so kann jeder weitere unterkritische Zustand durch eine einfache Zählratenmessung identifiziert werden:

$$\rho = \rho^0 \cdot Z^0 \cdot \frac{1}{Z} \quad (1)$$

Unglücklicherweise ist diese Proportionalität in realen Reaktoren i.a. nicht streng gültig - teilweise treten sogar erhebliche Abweichungen auf. Dies ist darauf zurückzuführen, daß mit dem Einfahren von Kontrollstababsorbern Änderungen in den Profilen von realem und adjungiertem Fluß auftreten, die ihrerseits eine Variation der effektiven Stärke der Neutronenquelle und der Detektorempfindlichkeit zur Folge haben. Die MSM Methode löst dieses Problem durch Anbringen eines berechneten Korrekturfaktors F , durch den konfigurationsabhängige Änderungen der beiden letztgenannten Größen kompensiert werden:

$$\rho^{\text{exp}} = \rho^0 \cdot Z^0 \cdot \frac{1}{Z} \cdot F \quad \text{mit} \quad F = \left[\frac{W \cdot S}{W^0 \cdot S^0} \right]^{\text{berechnet}} \quad (2)$$

Hierbei sind W und S die Detektorempfindlichkeit und die effektive Stärke der zusätzlichen Quelle, W_0 und S_0 die entsprechenden Größen im Eichzustand. Obwohl das Auftreten einer berechneten Korrektur im "experimentellen" Ergebnis als grundlegender Nachteil dieser Methode anzusehen ist, so hat sie doch sehr breite Verwendung gefunden. Dies dürfte im wesentlichen auf den Vorteil des extrem geringen apparativen Aufwandes und der minimalen experimentellen Fehlerwahrscheinlichkeit zurückzuführen sein.

Die für die Anwendung der Methode notwendige Neutronenquelle wurde in allen BIZET-Anordnungen durch Spontanspaltungen und (α, n) -Prozesse im Plutonium-Brennstoff konstituiert ($\sim 2 \cdot 10^8$ n/sec). Im Gegensatz hierzu ist in den i.a. mit Uran-Brennstoff aufgebauten SNEAK-Anordnungen wegen der nicht ausreichenden Neutronenemission aus Spontanspaltungsprozessen die Einführung einer zusätzlichen singulären Neutronenquelle (meist ^{252}Cf) erforderlich.

Zur Registrierung der unterkritischen Zählraten wurden in BIZET außer der Standard Reaktorinstrumentierung - vier ^{235}U Spaltkammern im Bereich des äußeren radialen Brutmaterials - i.a. sechs über den Kernbereich verteilte BF_3 Ionisationskammern verwendet.

Zusätzlich zu den hier beschriebenen Messungen mit Hilfe der MSM Methode wurden ergänzende Studien unter Verwendung von Sjöstrands Pulsmethode /3,5/ durchgeführt, die jedoch auf sehr ähnliche Ergebnisse führten und daher an dieser Stelle nicht näher erläutert werden sollen.

5. Auswertung

5.1 Details der Rechnungen

Der Verlauf der Auswertung von MSM Messungen ist in Abb.4 skizziert. Aufbauend auf den Basisdaten (Querschnitte, Reaktorgeometrie und Quellverteilung) wird zunächst für jede gemessene Konfiguration eine Diffusions-Eigenwertrechnung in XY-Geometrie (Horizontalschnitt des Kerns) durchgeführt. Diese Rechnungen, die bei KfK mit Hilfe des Codes DIXY durchgeführt werden, dienen einem zweifachen Zweck:

1. der Produktion von konfigurationsspezifischen k_{eff} -Werten (k_2) aus deren Relation zum k_{eff} -Wert (k_1) des Ausgangszustandes der theoretisch vorhergesagte Reaktivitätswert der jeweils eingestellten Absorberkonfiguration folgt: $\rho = (1/k_1 - 1/k_2)$
2. Der Erstellung einer Neutronenflußverteilung, die als Anfangsschätzung für die nachfolgende, der Berechnung der Korrekturfaktoren F dienende, Fremdquellrechnung verwendet wird. Ohne diese Flußvorgabe aus der Eigenwertrechnung würden sich hier erheblich längere Rechenzeiten ergeben.

Abhängig von der Detailformulierung der Korrekturfaktoren kann es notwendig werden, eine zusätzliche adjungierte Eigenwertrechnung durchzuführen.

Die genannten Diffusionsrechnungen verwendeten bei der BIZET-Auswertung i.a. ein globales Buckling, dessen Wert so abgestimmt wurde, daß sich für den jeweiligen Ausgangszustand der Messungen (meist der Zustand in dem alle Absorber gezogen waren) ein zum Experiment korrespondierender k_{eff} -Wert ergab.

Um den Einfluß einer expliziten Darstellung der vertikalen Raumdimension auf die Ergebnisse zu untersuchen wurden alternativ auch Stichprobenrechnungen in dreidimensionaler XYZ-Geometrie durchgeführt. Hierbei kamen die Codes D3D und KASY zur Anwendung. Die in den KASY-Syntheserechnungen benötigten Versuchsfunktionen - jeweils eine für den Core- und axialen Blanketbereich - wurden durch Diffusionsrechnungen in XY-Geometrie erstellt.

Es muß betont werden, daß es sich bei diesen dreidimensionalen Rechnungen ausschließlich um Eigenwertrechnungen zur Bestimmung des theoretischen Reaktivitätswertes handelte. Eine entsprechende dreidimensionale Erweiterung der für die Bestimmung der Korrekturfaktoren benötigten Fremdquellrechnungen war zur Zeit der BIZET-Auswertung noch nicht möglich. Für zukünftige Auswertungen wird jedoch eine entsprechende Version des Diffusionscodes D3D zur Verfügung stehen.

Die Standardschrittweite in X- und Y-Richtung betrug 2.72 cm (d.h. 2 Schritte pro Brennelement), die in Z-Richtung etwa 5 cm.

Die Konvergenzgenauigkeit für Flüsse und Eigenwerte wurde für die meisten Rechnungen zu 1×10^{-4} gewählt. Nur in Sonderfällen extrem schlechter Konvergenz, wie sie insbesondere in dem stark entkoppelten Ringcore BZD auftraten, wurde diese Schranke bis auf 1×10^{-3} herab entschärft.

5.2 Querschnitte

Alle in den Auswertungsrechnungen verwendeten Querschnitte basierten auf dem 26 Energiegruppensatz KFKINR001. Für den jeweiligen Kernbereich wurden unter Verwendung des Stoßwahrscheinlichkeitscodes KAPER heterogenitätskorrigierte zellgemittelte Querschnitte erzeugt. Für den axialen und radialen Brutmantel und Reflektor wurden stets homogene Querschnitte aus GRUCAL verwendet. Zur Erstellung von Kontrollstabquerschnitten wurde - erstmals in der BIZET-Auswertung - die neu implementierte Zylinderversion des Codes KAPER eingesetzt, die die Produktion sogenannter "effektiver Diffusionskoeffizienten" für Bereiche geringer Materialdichte gestattet. Bei Verwendung derselben in den nachfolgenden Diffusionsrechnungen wird gegenüber der Benutzung der Standard Diffusionskoeffizienten $D=1/3 \Sigma_{Tr}$ die Wiedergabe des axialen Neutronentransports in den zentralen Natriumkanälen der Singularitäten entscheidend verbessert /6/.

Die zur Behandlung in KAPER (Zyl.) notwendige Modellierung der Kontrollstäbe in Form einer zylindrischen "Superzelle" ist in Abb.5 am Beispiel einer 9-Element Singularität demonstriert. Die Singularität wird in drei konzentrische Zonen aufgespalten, die vom Zentrum her die folgenden Kompositionen enthalten:

1. Natrium + Stahl oder B_4C + Natrium + Stahl
2. Natrium + Stahl (hexagonales Hüllrohr und nähere Umgebung)
3. Brennstoff + Natrium + Stahl (äußere Pin-Region)

Dieses zylindrisierte Modell der Singularität wird in eine vierte, die jeweilige Kernkomposition enthaltende Region eingebettet, die den zentralen Teil mit Neutronen realistischer spektraler Verteilung speist.

Die in der beschriebenen Weise für die verschiedenen Regionen der Anordnungen produzierten Querschnitte in 26 Energiegruppen wurden zwecks Reduktion der Rechenkosten auf 4 Energiegruppen kondensiert. Die hierzu benötigten Neutronenflußspektren wurden aus 26 Gruppen Diffusionsrechnungen der jeweiligen Anordnungen in vereinfachter RZ oder XYZ Geometrie gewonnen.

6. Resultate der BIZET-Messungen

6.1 B_4C (nat) Absorber

Tabelle 1 gibt einen summarischen Überblick über die in den verschiedenen Anordnungen erhaltenen C/E-Werte für den Ersatz von Na-Folgern durch B_4C (nat) Absorber. Bei KfK wurden nur die Messungen in der homogenen Anordnung BZB und in der heterogenen Ringanordnung BZD ausgewertet. Nahezu identische Auswertemethoden und Basisdaten wurden jedoch bei BELGONUCLÉAIRE und INTERATOM verwendet, sodaß die Resultate dieser drei Gruppen direkt vergleichbar sind. Zum Vergleich dieser im DEBENE Bereich gewonnenen Ergebnisse mit den bei Verwendung sehr ähnlicher Rechenmethoden auf britischer Seite erhaltenen Resultaten, wurden auch diese (UK) in die Tabelle aufgenommen.

Es zeigt sich, daß die C/E-Werte bei Verwendung von XY-Diffusionsrechnungen für alle Gruppen konsistent zwischen 1,00 und 1,09 liegen, wobei die größte Dispersion der Werte in der homogenen Anordnung BZB auftritt. Letzteres ist vermutlich auf den Umstand zurückzuführen, daß dort besonders komplexe Absorberkonfigurationen untersucht wurden. Beim Übergang zu dreidimensionalen Eigenwertrechnungen wird ein C/E Anstieg von etwa 3-5% beobachtet.

Bezüglich der Ergebnisse in den heterogenen Anordnungen muß ergänzend bemerkt werden, daß diese auf vorläufigen Berechnungen des effektiven Anteils verzögerter Neutronen β_{eff} basieren. Eine genaue Ermittlung dieses Parameters, der direkt in die Reaktivität ρ^0 des Eichzustandes eingeht (siehe Abschnitt 4) wird voraussichtlich zu einer allgemeinen Erhöhung der experimentellen Reaktivitätswerte um ca. 2.5% führen, wodurch sich ein Trend zu etwas niedrigeren C/E-Werten als in den homogenen Anordnungen abzeichnet. Eine detaillierte Untersuchung dieses Punktes steht noch aus.

6.2 Alternative Absorber

Eine Zusammenstellung der bei Verwendung alternativer Absorberkompositionen erhaltenen Ergebnisse zeigt Tab.2. Abweichend von der i.a. gewählten Form der Darstellung anhand von C/E-Werten, werden hier die gemessenen und gerechneten Verhältnisse der Reaktivitätswerte dieser Absorber relative zum Wert eines $B_4C(\text{nat})$ Absorbers in derselben Position gegenübergestellt. Dies hat den Vorteil, daß konfigurationsabhängige Variationen der C/E-Werte, die in diesem Zusammenhang nur den Vergleich erschweren würden, unterdrückt werden.

Die beobachtete Überschätzung des Reaktivitätsverhältnisses im Fall des $B_4C(40\%)$ Absorbers reflektiert einen Trend zu höheren C/E-Werten mit wachsender ^{10}B -Anreicherung der auch in den SNEAK-Anordnungen SNEAK-11 /7/ und SNEAK-12 (noch in Auswertung) beobachtet wurde. Bei Verwendung verfeinerter Kontrollstabmodellierungen in KAPER ließ sich das anfängliche Reaktivitätsverhältnis um ungefähr 1-2% senken; die grundsätzliche Tendenz zur Überschätzung - und damit zu höheren C/E-Werten bei höher angereicherten B_4C Absorbern bleibt jedoch bestehen. Auswertungen auf britischer Seite führten im wesentlichen zu dem gleichen Ergebnis.

Im Fall des Eu_2O_3 Absorbers findet man eine krasse Unterschätzung des Reaktivitätsverhältnisses, die ihre Ursache im wesentlichen in den bekanntermaßen relativ unsicheren Europium Querschnitten haben dürfte.

Auch die britischen Auswertungsrechnungen zeigen hier eine merkliche Diskrepanz zum Experiment. Das Verhältnis wird dort um ca. 10% überschätzt.

6.3 Kontrollstabwechselwirkung

Während in den homogenen Anordnungen nur relativ schwache Wechselwirkungen beobachtet wurden, zeigten die heterogenen Anordnungen aufgrund höherer Kernentkopplung deutlich intensivere Effekte. Als besonders auffallendes Beispiel seien hier nur die im Ringcore BZD beobachteten Reaktivitätswertänderungen des Absorbertriples C3, C4, C10 herausgegriffen (Abb.6).

Geht man in BZD vom "all-follower" Referenzzustand aus, so bewirkt das Einfahren dieser Absorbergruppe eine Reaktivitätsänderung von $-1.18\%d(1/k)$. Einfahren derselben drei Absorber in Präsenz aller anderen Absorber hingegen bewirkt eine Reaktivitätsänderung von $-3.98\%d(1/k)$; d.h. der Wert des Stabtriples hat sich um einen Faktor 3.37 geändert. Die Rechnungen sagen einen Faktor von 3.39 voraus.

Das zweite Experiment kann auch in inverser Weise betrachtet werden, nämlich als Entfernen des Absorbertriples aus dem "total shut-down" Zustand, in dem alle Absorber eingefahren waren. In dieser Betrachtungsvariante stellt man fest, daß die gemessene Abschaltreaktivität von $-7.63\%d(1/k)$ auf $-3.65\%d(1/k)$, d.h. um einen Faktor 2.09 reduziert wird; berechnet wird ebenfalls ein Faktor von 2.09.

Es bleibt somit zu bemerken, daß die beobachteten Kontrollstabwechselwirkungen zwar den Betrieb solcher Reaktoren sicherlich erschweren werden, daß sie aber andererseits durch die heute gängigen Rechenmethoden offenbar sehr zuverlässig prognostiziert werden.

7. Vergleich mit Kontrollstabuntersuchungen in SNEAK-Anordnungen

7.1 SNEAK-10C

Die Zielsetzung der Serie von SNEAK-10 Anordnungen /8/ lag in einer Simulation bestimmter neutronenphysikalischer Eigenschaften - insbesondere Kontrollstabwechselwirkungen - großer Brutreaktoren in relativ kleinen Uran-Kernen. Dies wird ermöglicht durch das Konzept der "kompakten Anordnung", bei der ausgehend vom Bezugs-Brüterkern die Originalkompositionen ohne Natrium um einen bestimmten Faktor verdichtet und alle linearen Dimensionen um etwa den gleichen Faktor reduziert werden. Die durch den Wegfall des Natrium bewirkte spektrale Verschiebung wird durch Zugabe angemessener Mengen von Graphit aufgefangen. Die mittlere freie Neutronenweglänge wird bei diesem Kompaktierungsprozeß dergestalt verkürzt, daß die Dimensionen des resultierenden Kerns in Einheiten dieser physikalischen Größe gemessen der des Ausgangskerns entsprechen.

Für einen Vergleich mit den BIZET Anordnungen bietet sich insbesondere die Anordnung SNEAK-10C an. Diese enthielt einen Zweizonen Urankern mit mittleren Zonenanreicherungen von 25% (innen) und 30% (außen) $^{235}\text{U}/\text{U}$, Zonendurchmessern von 114 cm und 160 cm und einer Kernhöhe von ca. 49 cm (Abb.7). Der Kern enthielt fünfzehn 4-Element Singularitäten, identisch den in BIZET verwendeten, und arrangiert in der gleichen Weise wie in der Anordnung BZA.

Die ursprüngliche Auswertung der Kontrollstabexperimente in dieser Anordnung, durchgeführt im Jahr 1978, hatte zu extrem niedrigen C/E-Werten geführt. Bei Verwendung von homogenen GRUCAL Querschnitten und Diffusionsrechnungen in XY-Geometrie ergaben sich Werte zwischen ~ 0.69 und 0.80 . Die Zuhilfenahme von dreidimensionalen Codes wie KASY und D3D führte zwar zu einer generellen Verbesserung der Situation (C/E $\sim 0.87 \dots 0.90$) jedoch lagen die Werte immer noch deutlich unter denen der BIZET-Auswertung. Dies war darauf zurückzuführen, daß die Verwendung von homogenen Querschnitten in Kombination mit Diffusions-

rechnungen zu einer gravierenden Überschätzung der axialen Neutronenleckage in den Na-Kanälen (gezogene Kontrollstäbe) der Referenz-Anordnung führte. Da hierdurch der k_{eff} -Wert des Referenzfalles zu niedrig berechnet wurde, ergab sich eine zu kleine k_{eff} Distanz zum Absorberfall und somit die beobachtete Unterschätzung des Reaktivitätswertes.

Nach der Implementierung der neuen KAPER (Zyl.) Version, wurde im Jahre 1980 eine Neuauswertung dieser Messungen vorgenommen. Wie aus Abb.7 ersichtlich ergaben sich nunmehr - im wesentlichen durch die Verwendung effektiver Diffusionskoeffizienten für die Natrium Kanäle - wesentlich verbesserte C/E-Werte. Optimale Übereinstimmung mit den BIZET-Ergebnissen wird allerdings nur bei Verwendung dreidimensionaler (Eigenwert-)Rechnungen erreicht (C/E \approx 1.00 ... 1.08).

7.2 SNEAK-9A

Die SNEAK-9A Zweizonen-Urananordnungen zielten auf eine möglichst genaue Nachahmung der SNR-300 Kerngeometrie ab /9/. Besondere Sorgfalt wurde hierbei auf die Modellierung des Kontrollstäbsystems verwendet (Abb.8).

Die Auswertung (1973) der in diesen Anordnungen durchgeführten unterkritischen Kontrollstabexperimente führte bei Verwendung von homogenen Querschnitten und dreidimensionalen Syntheserechnungen auf C/E-Werte um 0.85...0.89. Diese Werte beziehen sich wie bei BIZET und SNEAK-10C auf die Verwendung verzögerter Neutronendaten nach Tuttle ("combined delayed neutron yields", siehe /10/). Es ist zu erwarten, daß auch hier die Verwendung von modifizierten Diffusionskoeffizienten zu einer wesentlichen Anhebung der C/E-Werte führen wird. Eine demgemäße Neuauswertung der SNEAK-9A Messungen ist z.Zt. für die 2. Hälfte 1983 vorgesehen.

7.3 SNEAK-11

Borcarbid Absorber unterschiedlicher Anreicherungen (54%...94% ^{10}B) wurden in der Anordnung SNEAK-11 untersucht, in der Nachladekonfigurationen des KNK II-Reaktors simuliert werden sollen /7/.

In qualitativer Übereinstimmung mit den BIZET Messungen von 40% angereicherten B_4C Absorbern wurden auch hier bei den meisten Experimenten relativ hohe C/E-Werte gefunden. Die Gesamtstreuung derselben (.97...1.24) war jedoch deutlich größer als in den bisher diskutierten Anordnungen. Da in der vorliegenden Auswertung bereits KAPER-korrigierte Diffusionskoeffizienten benutzt wurden, muß die Ursache hierfür in anderen Effekten als in der überschätzten Leckage der Na-Kanäle liegen. Dieser Punkt muß noch im Detail untersucht werden.

8. Zukünftige Aktivitäten

Geplant sind die folgenden Auswertungen bzw. Neuauswertungen:

1. SNEAK-9A1, -9A2

Teilweise Neuauswertung der MSM-Messungen unter Verwendung von "effektiven Diffusionskoeffizienten" aus KAPER (Zyl.).

2. SNEAK-10

Einsatz dreidimensionaler Fremdquellrechnungen (D3D) an einigen Testfällen.

3. SNEAK-11

Identifikation der Ursache für die weite C/E-Streuung

4. SNEAK-12

Fortsetzung der Auswertung von MSM-Messungen an Absorbern unterschiedlicher Geometrie und Anreicherung.

5. RACINE

Auswertung der MSM-Messungen mit KfK-Daten und -Methoden zum Vergleich mit französischen Auswertungen.

Literatur

- /1/ Helm, F., Sanders, J.E., "An Outline of the BIZET Experiments and Their Interpretation", Proc. of the International Symposium on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence (Sept. 1979)
- /2/ Kappler, F., et al., "Comparative Analyses of Experiments in a Large Plutonium Fuelled Core", same proceedings as /1/
- /3/ Stevenson, J.M., et al., "Experience with Subcritical Monitoring in Large Critical Assemblies", same proceedings as /1/
- /4/ Giese, H., et al., "Some Characteristics of two Heterogeneous Cores and Their Experimental Confirmation", same proceedings as /1/
- /5/ Sjöstrand, N.G., Arkiv för Fysik, 11 13 (1956)
- /6/ Fischer, E.A., Neutron Streaming in Fast Reactor Slab Lattices and Cylindrical Channels, Nucl. Sci. Eng. 78, 227-238 (1981)
- /7/ Möllendorff, U.v., SNEAK-11, Kritische und unterkritische Experimente zu Nachladekernen für KNK-II, KfK 3464 (1983)
- /8/ Giese, H., et al., Physics Investigations of a Compact Simulation of a Large Fast Breeder Reactor, KfK 2573, (1978)
- /9/ Pinter, M. et al., Control Rod Worth and Power Distribution Measurements in the SNR Mock-up SNEAK Assembly 9A, KfK 2077, (1974)
- /10/ Tuttle, R.J., Delayed-Neutron Data for Reactor-Physics Analysis, Nucl. Sci. Eng. 56, 37-71 (1975)

Tabelle 1: Kontrollstab. C/E-Werte aus BIZET für B₄C(nat)-Absorber.

I HOMOGENE KERNE

Kern	Geom.*	KfK	Belgonucl.	Interatom	UK(Winfrith)
BZA	XY XYZ		1.01...1.03 1.05...1.09		1.00...1.03 1.04...1.07
BZB	XY XYZ	1.00...1.06		1.00...1.09 1.03...1.13	1.00...1.05

II HETEROGENE KERNE

Kern	Geom.*	KfK	Belgonucl.	Interatom	UK(Winfrith)
BZC	XY XYZ		1.02...1.08 1.05...1.10		
BZD	XY XYZ	1.00...1.04 1.04...1.08			

* Die angegebene Geometrie (XY oder XYZ) bezieht sich nur auf die Eigenwertrechnungen. MSM Korrekturfaktor-Rechnungen erfolgten immer in XY-Geometrie.

Tabelle 2: Vergleich gemessener und berechneter Reaktivitätswertverhältnisse (Messungen in Anordnung BZB)

	$\frac{\rho [B_4C(40\%)]}{\rho [B_4C(nat)]}$	$\frac{\rho [Eu_2O_3]}{\rho [B_4C(nat)]}$
Messung	1,23	0,95
Rechnung	BN	1,302
	UK	1,306

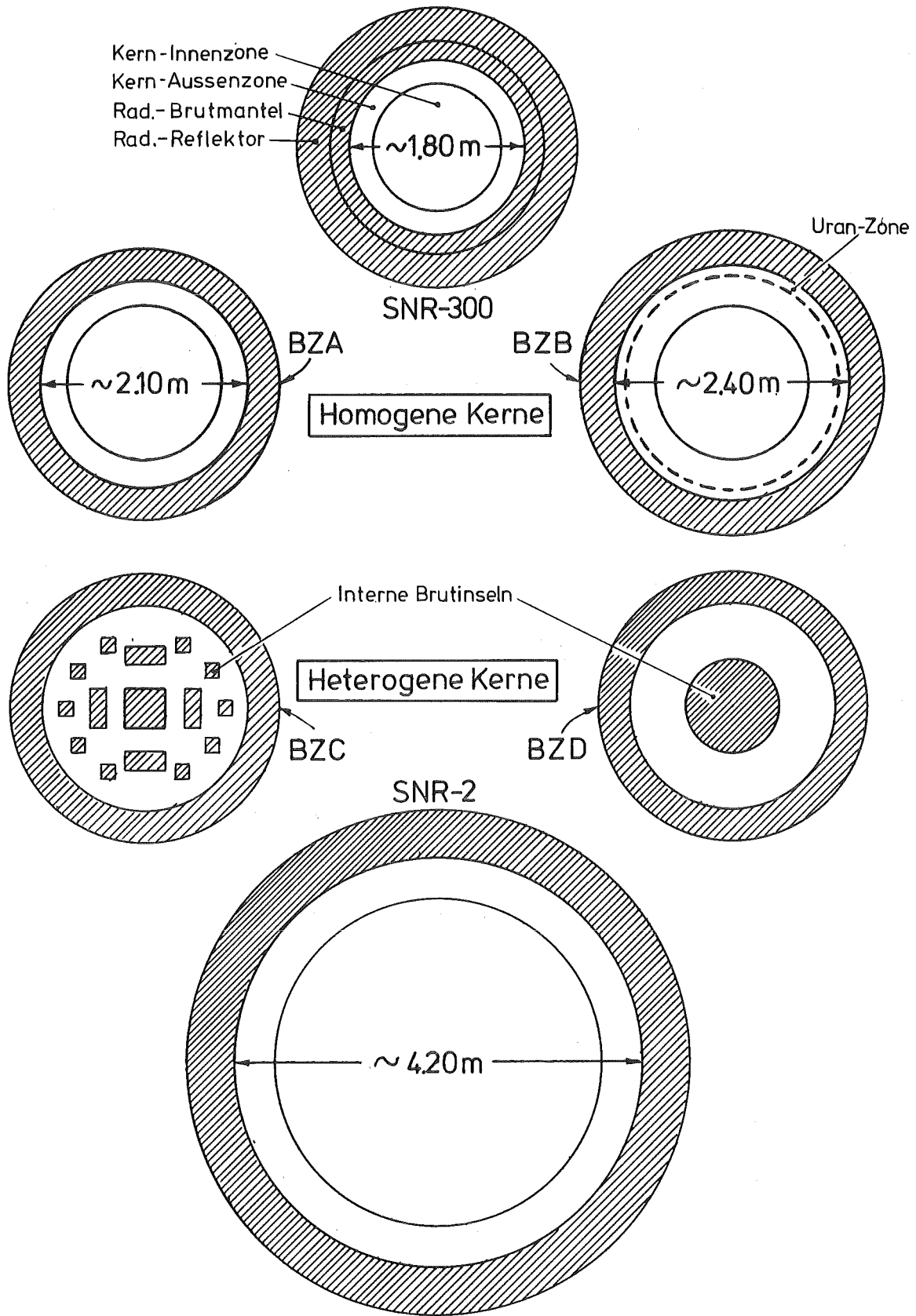


Abb. 1 Grössenvergleich SNR-300 ↔ BIZET ↔ SNR-2

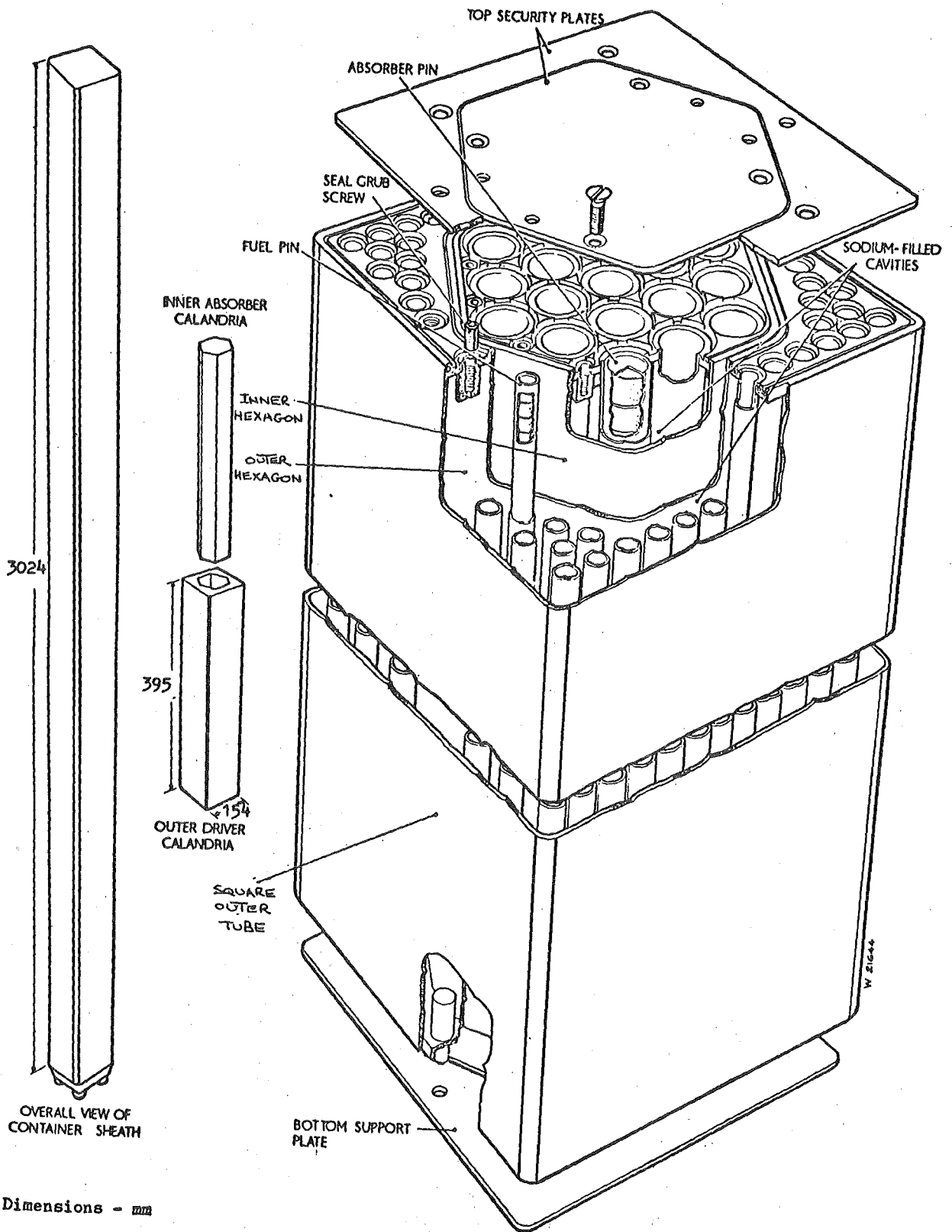


Abb. 2 CFR CONTROL ROD MOCK-UP CALANDRIA

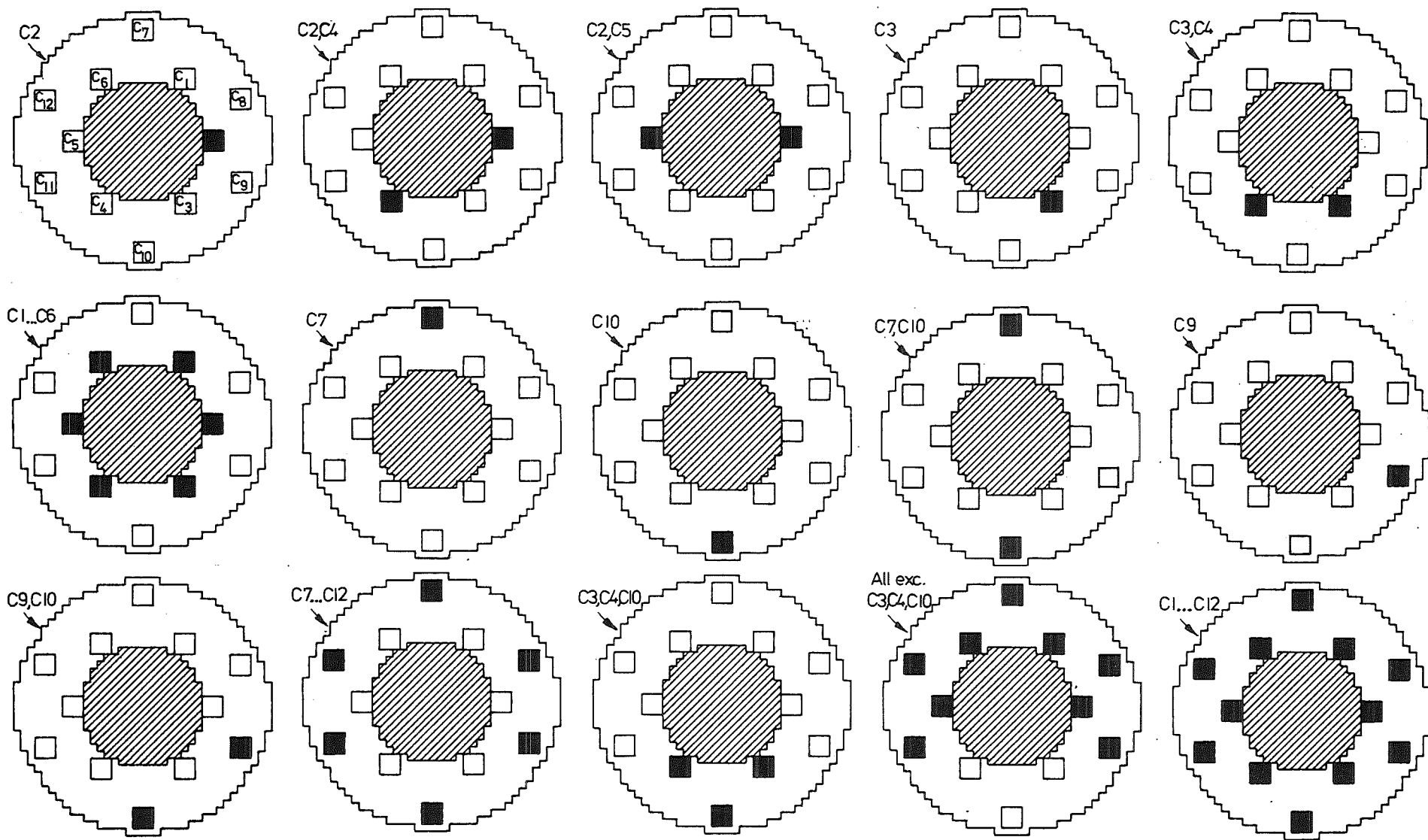


Abb. 3 SUBCRITICAL ABSORBER ARRAYS INVESTIGATED IN ASSEMBLY BZD/2

□ : NA-FOLLOWER ■ : B₂C(nat)-ABSORBER

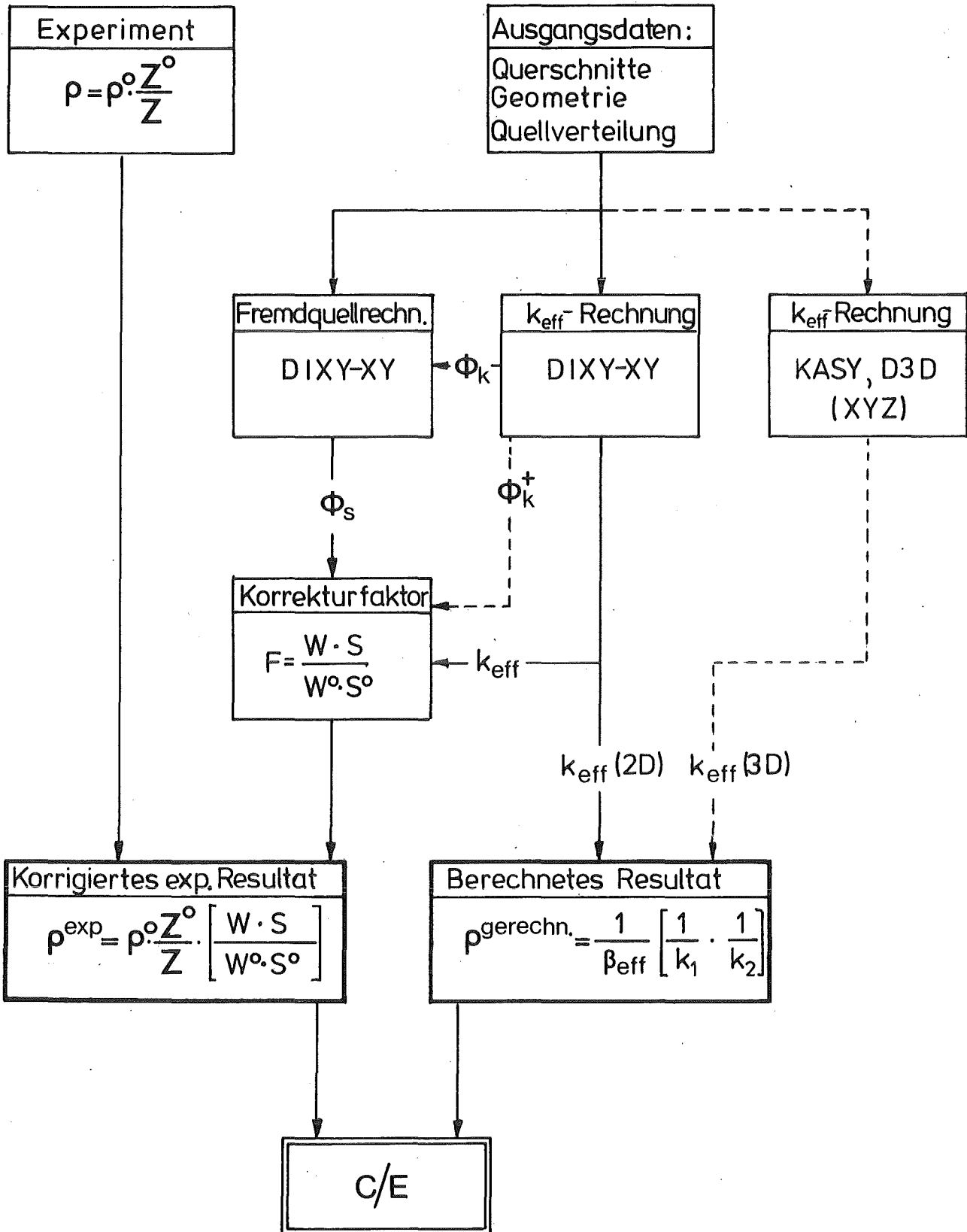


Abb. 4 Schema der Auswertung von MSM-Messungen

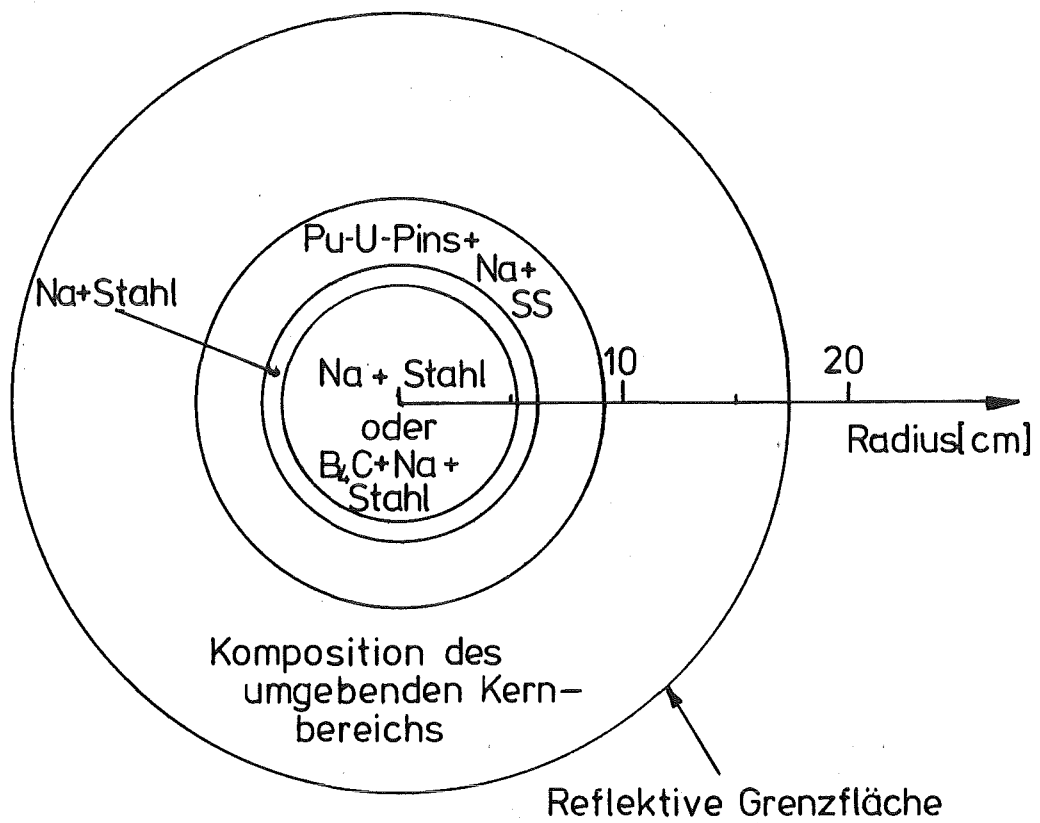
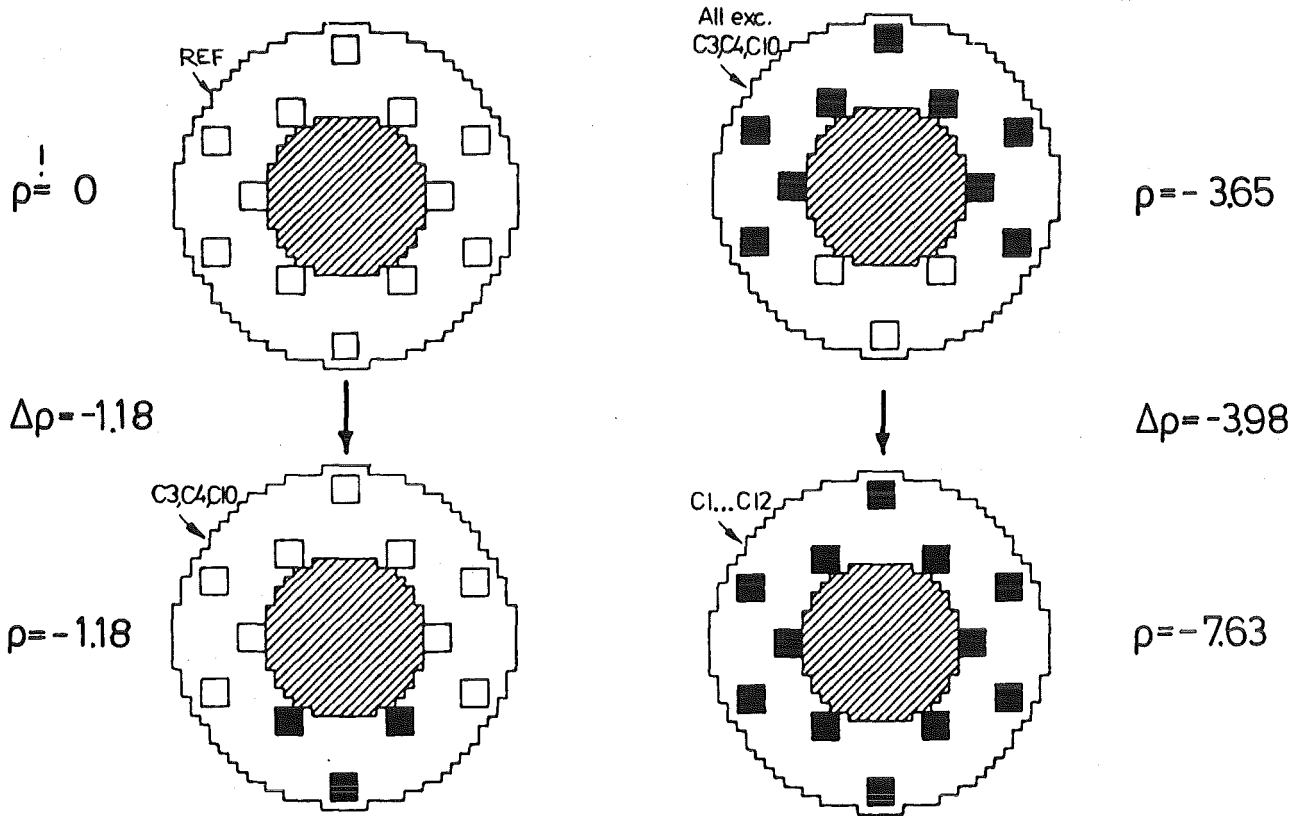


Abb. 5 Modellierung der BIZET 9-Element Singularitäten in KAPER (Zyl.)



Alle Reaktivitätswerte in [% d(1/k)]

□ Na - Folger

■ B₄C(nat) - Absorber

Abb. 6 Wechselwirkung von Kontrollstäben in BZD/2

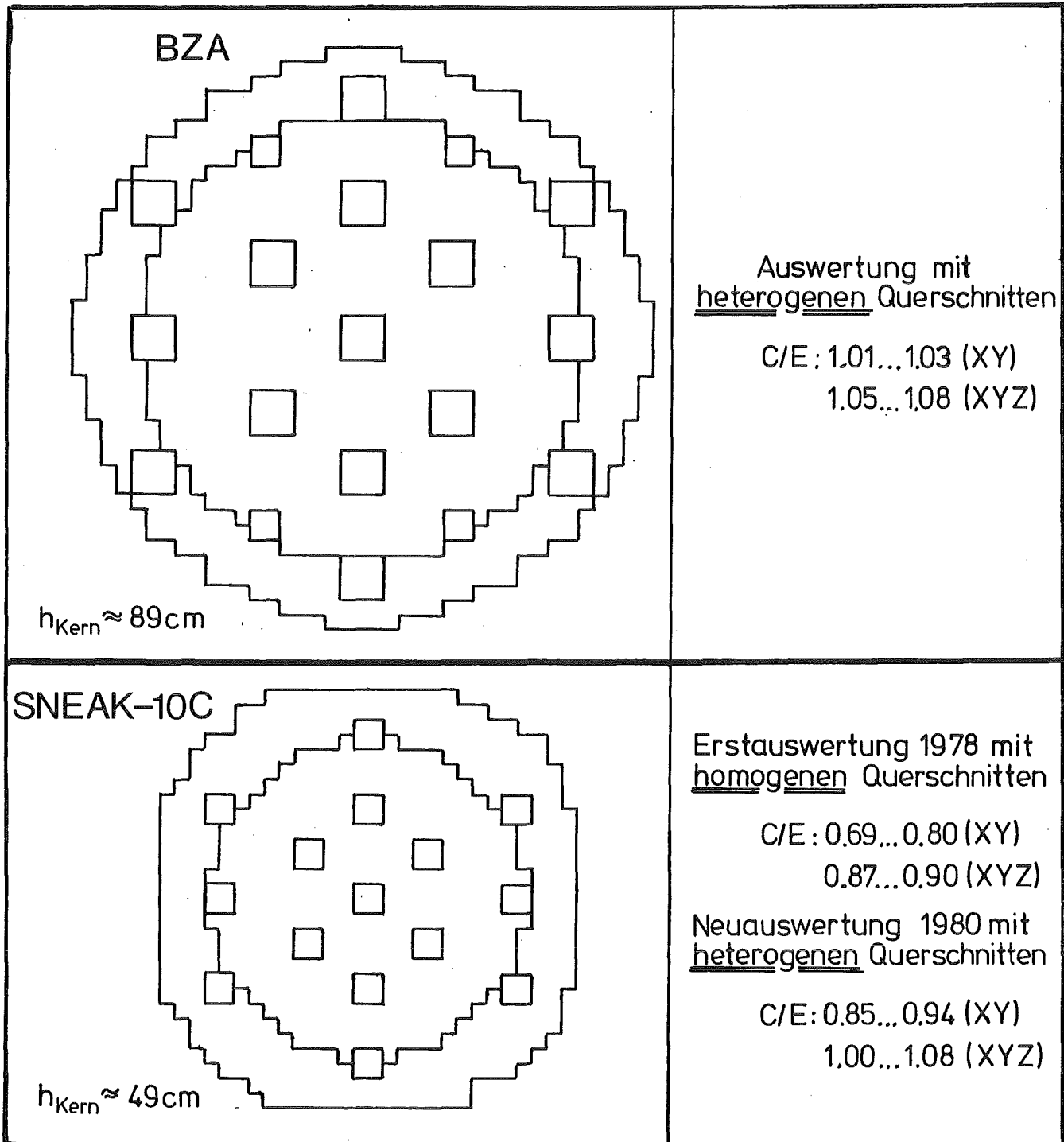
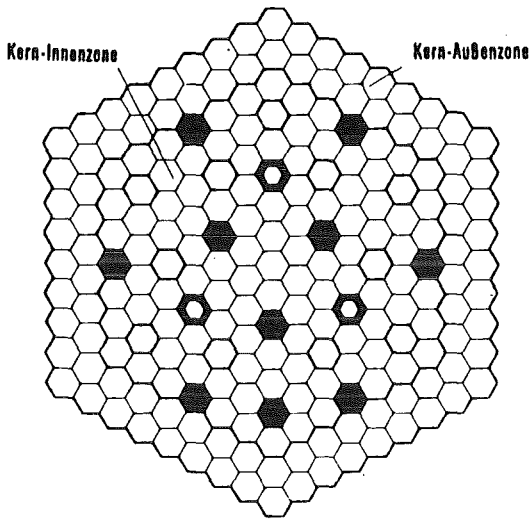
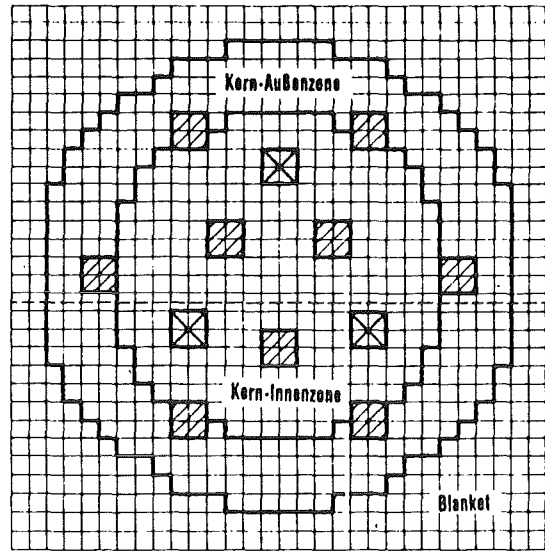


Abb 7 Vergleich der C/E Werte von BZA und SNEAK-10C

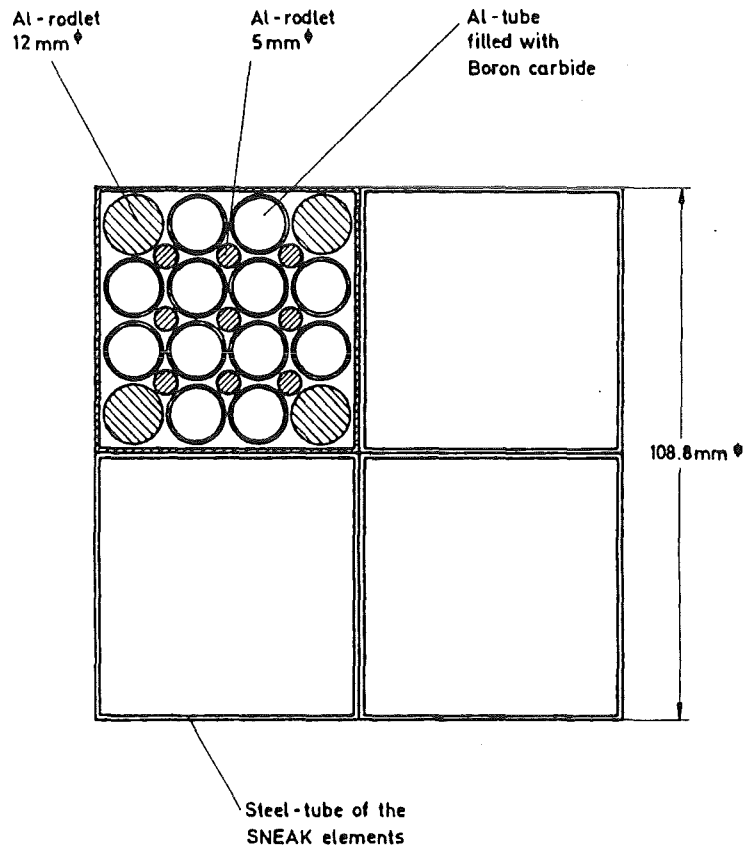


Kern des SNR-300



Kern der Anordnung SNEAK 9A
Simulation des SNR-300

Cross Section through a SNR-Control Rod,
simulated by 4 SNEAK-Elements



SNEAK-9A2

Auswertung 1973
Hom.Querschnitte, KASY
 $C/E = 0.85 \dots 0.89$

Abb 8 Aufbau und Kontrollstab C/E-Werte der Anordnung SNEAK-9A2

Einige neutronenphysikalische Aspekte
modifizierter KNK II-Anordnungen

I. Broeders, B. Krieg

H. Küsters, E. Stein

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Zusammenfassung

Das Ziel der Arbeiten ist, KNK II-Nachladungen mit möglichst prototypischem Brennstoff, d.h. mit Mischoxydbrennstoff von möglichst niedriger U 235-Anreicherung, zu entwerfen und die zugehörigen neutronenphysikalischen Aspekte zu untersuchen. Gleichzeitig sollen in diesen Nachladungen gute Bedingungen für Experimente gegeben sein.

Die neutronenphysikalischen Rechnungen für die untersuchten Nachladecores wurden mit dem dreidimensionalen Diffusionsprogramm D3E in Δ -Z-Geometrie und dem Auswertungs- und Störungstheorie-Programm AUDI 3 auf der Basis des KfK/INR-Satzes durchgeführt. Für Absorberlemente und spezielle Experimentiereinsätze wurden die effektiven Wirkungsquerschnitte transporttheoretisch mit dem Zellprogramm KAPER 4 berechnet. Zur Abschätzung der Transporteffekte bei der Berechnung der Neutronenflußdichte wurde das SN-Programm DIAMANT eingesetzt.

Im Vortrag werden zwei Entwürfe vorgestellt und mit KNK II/1, KNK II/2 und Cores des japanischen Testreaktors JOYO verglichen. Auf neutronenphysikalische Ergebnisse für den Einbau eines Experimentiereinsatzes mit hoher variierbarer Stablängenleistung in KNK II-Nachladecores wird kurz eingegangen.

Einige neutronenphysikalische Aspekte modifizierter KNK-II Anordnungen

I. Broeders, B. Krieg, H. Küsters, E. Stein, INR

Einleitung

Die Modifikationen gehen aus von den Cores KNKII/1 und KNKII/2 /1/: KNKII/1 hat im Spätsommer 1982 seinen Betrieb beendet, KNKII/2 soll im Frühjahr 1983 kritisch werden. In KNKII/1 und KNKII/2 enthält nur die (aus den 7 inneren Brennelementen bestehende) Testzone Mischoxyd (MOX)-Brennstoff, die 22 Brennelemente der Treiberzone enthalten relativ hoch angereichertes UO_2 . Folie 1 zeigt den Reaktorquerschnitt. In der äußeren Corereihe (der 4. Reihe) ist - zum Erreichen eines hinreichend hohen negativen Dopplerkoeffizienten - ein Teil der Brennstäbe durch Zirkonhydridstäbe ersetzt. Die Reflektorelemente in der 6. Reihe enthalten ebenfalls Zirkonhydrid (etwa 25 Vol%) - dies zur Reduktion der Tankbelastung. Die U235-Anreicherung in der Testzone ist sehr hoch bei KNKII/1, nämlich 83-93 w/o, sie beträgt etwa 60 w/o bei KNKII/2. Für die modifizierten Anordnungen wird eine wesentlich niedrigere U235-Anreicherung angestrebt (etwa 20 w/o) und MOX-Brennstoff im gesamten Core, also möglichst prototypischer Brennstoff in allen Brennelementen. Die Zielvorstellungen für die modifizierten Anordnungen - auch im Hinblick auf ihre experimentelle Nutzung - sind auf Folie 2, die durch die KNK-Anlage vorgegebenen Randbedingungen sind auf Folie 3 zusammengestellt. Unter Beachtung dieser Zielvorstellungen und Randbedingungen wurde eine Reihe von Anordnungen entworfen und hinsichtlich ihrer neutronenphysikalischen Aspekte untersucht /2/, /3/, /4/. Zwei dieser Anordnungen werden hier diskutiert.

Die modifizierte Anordnung KNKMOX1.

Der Aufbau von KNKMOX1 ist auf Folie 4 beschrieben und verglichen mit KNKII/1 und KNKII/2; Folie 5 zeigt den Reaktorquerschnitt von KNKMOX1. Außer in der Brennstoffzusammensetzung und in der Brennelementauslegung unterscheidet sich KNKMOX1 von den bereits realisierten Cores KNKII/1 und KNKII/2 noch durch die Anzahl der Absorberelemente: sie wurde von 8 auf 6 reduziert. Durch diese Reduktion wurden 2 zusätzliche Corepositionen mit direkter Durchführung durch den Reaktordeckel (Position (4.1) und (4.10)) für spezielle Experimente frei. Zur Erhöhung der Reaktivitätswirksamkeit der verbleibenden Absorber enthalten die Absorberpositionen von KNKMOX1 Zirkonhydridzusatz. Der hohe Zirkonhydridzusatz in den Reflektorelementen der 5. Reihe geht noch auf frühere Überlegungen zurück, in denen eine Erhöhung der thermischen Reaktorleistung in Betracht gezogen wurde, und daher zur Reduktion der Tankbelastung Zirkonhydridzusatz auch in der 5. Reihe nötig erschien. Die neutronenphysikalischen Rechnungen für die modifizierten Anordnungen wurden mit den auf der Folie 6 angegebenen Daten und Programmen durchgeführt, /6/, /7/, /8/, /9/, /10/, /11/, /12/, /13/, /14/. Die Anwendung des dreidimensionalen Diffusionsprogramms D3E in Dreiecks-z-Geometrie /9/ erlaubt es, jede einzelne Elementposition gezielt zu untersuchen, was insbesondere bei der Beurteilung

experimenteller Möglichkeiten von Vorteil ist. Die Folien 7,8 und 9 zeigen die Ergebnisse der neutronenphysikalischen Rechnungen für KNKMOX1 im Vergleich zu KNKII/1, KNKII/2 und zwei Cores des japanischen Testreaktors JOYO /5/. (Die Ergebnisse für JOYO wurden verschiedenen Berichten der POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CORPORATION JAPAN, die Ergebnisse für KNKII/1 und für die Absorberwirksamkeiten von KNKII/2 wurden verschiedenen Berichten der Firma INTERATOM entnommen). Auch die JOYOCores (siehe Folie 7) sind Einzonencores mit relativ niedriger U235-Anreicherung, auch sie haben nur 6 Absorberpositionen. Interessant ist, daß mit der U235-Menge, die nötig ist, um ein Core vom Typ KNKII/1 oder KNKII/2 zu beladen, zwei Cores vom Typ KNKMOX1 beladen werden könnten. KNKMOX1 hat von allen zum Vergleich herangezogenen Cores den kleinsten Voideffekt, der auch in seiner räumlichen Verteilung durchweg negativ ist. Ein Grund für den niedrigen Betrag des Voideffektes in KNKMOX1 ist das relativ weiche Spektrum, das durch den Moderatorzusatz erzeugt wird und durch den im Vergleich zur Testzone von KNKII/1 und KNKII/2 erhöhten U238-Anteil. Ein weiterer Grund ist der im Vergleich zu KNKII/1 und KNKII/2 niedrigere Na-Volumenanteil in KNKMOX1. Der Na-Voideffekt ist in KNKMOX1 für jedes Brennelement negativ. Dies gilt auch für den Dopplereffekt, der in KNKMOX1 dem Betrag nach größer ist als für die übrigen betrachteten Reaktoren. Die Reaktivitätswirksamkeit der Regel- und Zweitabschaltelemente ist - bewirkt durch den Zirkonhydridzusatz - etwa gleich hoch wie in KNKII/2, obgleich die Anzahl der Absorberelemente reduziert wurde. Der Maximalwert der totalen Neutronenflußdichte erreicht etwa den angestrebten Wert (siehe Folien 9 und 2).

Der Maximalwert der Stablängenleistung hängt davon ab, durch wieviel Brennstäbe der bei der vorgegebenen Anreicherung erforderliche Brennstoffvolumenanteil realisiert wird. Mit 121 Brennstäben pro Brennelement und einem Brennstabdurchmesser von 9 mm erreicht die Stablängenleistung im Zentralelement von KNKMOX1 einen Maximalwert von 379 W/cm. Der derzeitige Referenzwert für den Brennstabdurchmesser großer Schneller Brüter ist 8.5 mm, /15/, es sind jedoch auch größere Brennstabdurchmesser im Gespräch /16/.

KNKMOX1 erschien in einigen Punkten verbesserungsfähig: die Reduktion der Anzahl der Absorberelemente um zwei ist eine relativ große Änderung gegenüber KNKII/1 und KNKII/2. Ferner liegen die neu geschaffenen Experimentierpositionen in der äußeren Corereihe, also dort, wo Neutronenflußdichte und mittlere Leistungsdichte schon relativ kleine Werte annehmen. Die Maximalwerte von Neutronenflußdichte und Stablängenleistung im Zentralelement erreichen nur sehr knapp die auf Folie 2 angegebenen Zielwerte. Außerdem treten Überhöhungen der Leistungsdichte in den den Reflektorelementen der 5. Reihe am dichtesten benachbarten Brennstäben der äußeren (4.) Corereihe auf. Diese lokalen Leistungsüberhöhungen werden bewirkt durch den hohen ZrH_x -Anteil (25.6 Vol%) in den Reflektorelementen der 5. Reihe von KNKMOX1. Die aufgezählten verbesserungsfähigen Eigenschaften von KNKMOX1 führten zu einem weiteren Entwurf KNKMOX2.

Die modifizierte Anordnung KNKMOX2.

KNKMOX2 ist auf Folie 10 charakterisiert im Vergleich zu KNKMOX1. Brennstoffzusammensetzung und Brennelementauslegung sind unverändert. Jedoch ist die Anzahl der Absorberpositionen gegenüber KNKMOX1 von 6 auf 7 erhöht; eine Experimentierposition mit direkter Durchführung durch den Reaktordeckel ergibt sich in der Position (3.10), die auf Folie 11 in den Reaktorquerschnitt von KNKMOX2 eingezeichnet ist. Der ZrH_x -Anteil ist im Vergleich zu KNKMOX1 sehr stark reduziert: die Absorberpositionen enthalten kein ZrH_x mehr, die Reflektorelemente der 5. Reihe nur noch 10 Vol% ZrH_x . Die auf Folie 12 zusammengestellten Ergebnisse der neutronenphysikalischen Rechnungen zeigen im Vergleich zu KNKMOX1 eine Erhöhung des Maximalwertes der totalen Neutronenflußdichte und eine Erhöhung der maximalen Stablängenleistung. Der Betrag des negativen Na-Voidkoeffizienten steigt auf Grund des härteren Spektrums um etwa 12%, aus demselben Grunde wird der Betrag des negativen Dopplerkoeffizienten stark reduziert, er wird aber nur um weniger als 5% kleiner als bei KNKII/2. Die Reaktivitätswirksamkeit der Absorberelemente wird durch den Verzicht auf ZrH_x in den Absorberpositionen ebenfalls reduziert, Moderatorzusatz in den Absorberpositionen würde die Effektivität der Absorber und den Betrag des Dopplerkoeffizienten wieder erhöhen.

Erste Abbrandrechnungen für KNKMOX2 (siehe Folie 13) ergeben eine Standzeit von 670 Vollasttagen und einen maximalen lokalen Abbrand von etwa 76000 Mwd pro Tonne Schwermaterial. Ein höherer Abbrand ließe sich durch Erhöhung der U235-Anreicherung erzielen.

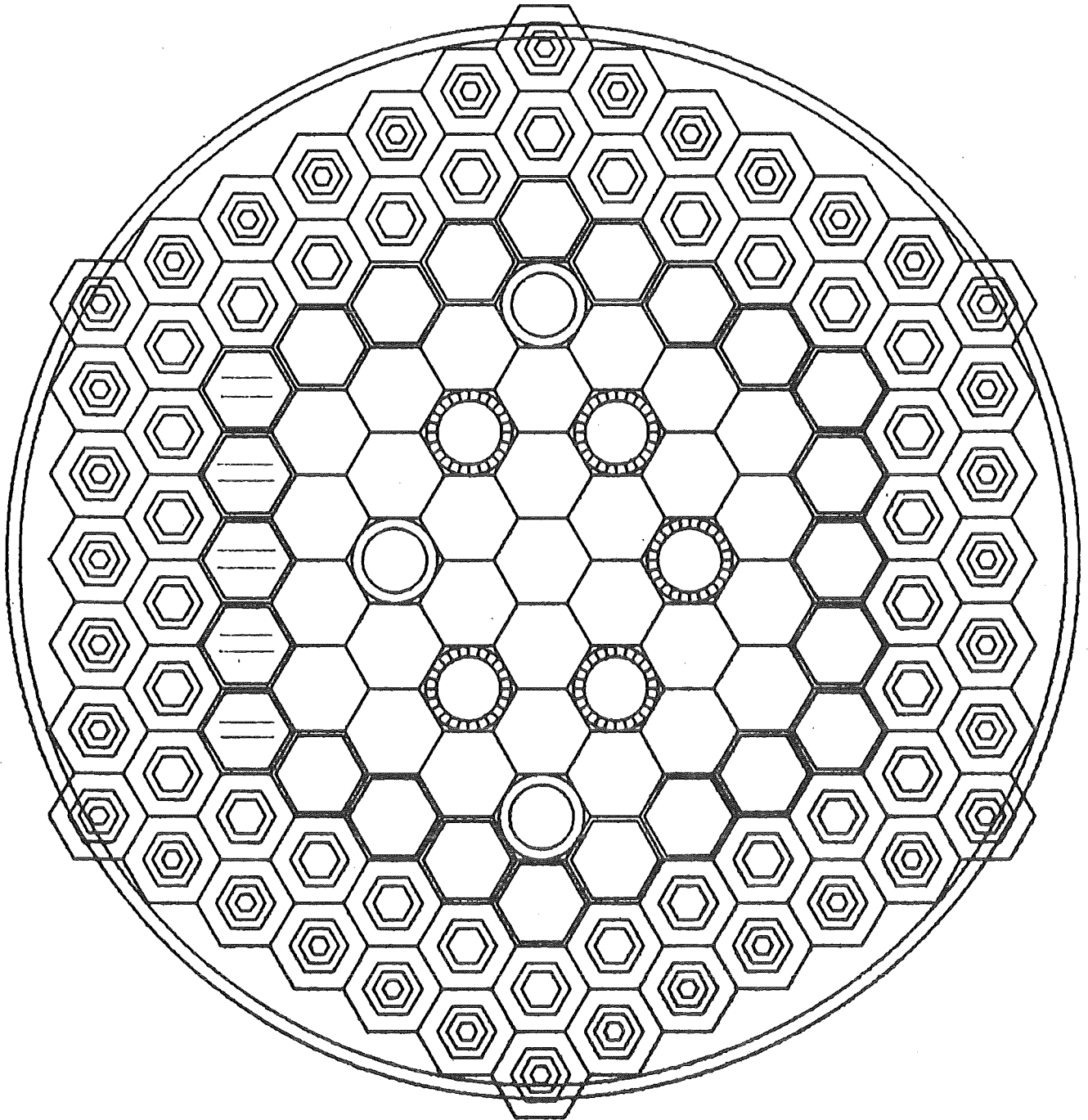
Ein Experimentiereinsatz mit hoher variierbarer Stablängenleistung zur Untersuchung möglicher Betriebstransienten in KNKMOX2.

Der Querschnitt eines solchen Experimentiereinsatzes ist auf Folie 14 schematisch dargestellt. In diesem speziellen Beispiel wird die Bestrahlung nur eines einzelnen Brennstabes angenommen. Die hohe Stablängenleistung wird durch Neutronenmoderation an einem ZrH_x -Schirm erzeugt, Variation der Stablängenleistung wäre z.B. durch Variation des Drucks in einem He3-Schirm möglich, auf Grund der Absorption niederenergetischer Neutronen durch die (n,p)-Reaktion des He3. Der Experimentiereinsatz (ohne He3) wurde in den zu den Ergebnissen der Folie 15 führenden Rechnungen in die Zentralposition oder in die Position (3.10) von KNKMOX2 (Folie 11) eingesetzt. Die Reduktion von k_{eff} beträgt 2%, wenn das Experiment in der Position (3.10) durchgeführt wird und etwa 2.6% bei Einbringen des Experimentiereinsatzes in die Zentralposition. Die totale Neutronenflußdichte in der Experimentierposition ändert sich praktisch nicht, wenn der Experimentiereinsatz anstelle eines Brennelements eingebracht wird. (Folie 15), jedoch ändert sich das Spektrum: im Experimentiereinsatz reduziert sich die Neutronenflußdichte für Neutronenenergien oberhalb 100 keV auf etwa 70% des Wertes für ein normales Brennelement in derselben Coreposition (Folie 15). Auf Folie 16 ist das Neutronenflußdichtespektrum im Experimentiereinsatz in der Position (3.10) dargestellt (durchgezogene Linie) und verglichen mit dem Spektrum im

inneren Core eines natriumgekühlten Schnellen Brütters von 1000 MWe (gestrichelte Linien). Die im bestrahlten Stab erreichbare maximale Stablängenleistung hängt ab von der Anreicherung des bestrahlten Brennstabs und von der Dicke des ZrH_x -Schirms; diese Größen wären den Anforderungen der Experimente entsprechend zu optimieren. Im betrachteten Fall (Folie 15) ergibt sich beim Betreiben des Experimentiereinsatzes in der 3. Corereihe der Maximalwert der Stablängenleistung im bestrahlten Stab zu 770 W/cm und bei Betrieb des Experimentiereinsatzes in der Zentralposition zu 895 W/cm. Ein Problem entsteht jedoch dadurch, daß durch den ZrH_x -Schirm im Experimentiereinsatz auch die Spektren in den an die Experimentierposition angrenzenden Brennelementen beeinflußt werden. Dies führt zu starken Überhöhungen der Stablängenleistung in einigen Brennstäben dieser Elemente: für den Experimentiereinsatz in der Position (3.10) entsteht z.B. in dem benachbarten Brennelement (2.5) (Folie 11) eine maximale Stablängenleistung von 575 W/cm. An diesem Problem wird noch gearbeitet.

- /1/ H.Henssen, W.Feltes., J.Heinecke, E.Ricken, H.Wilhelm
Die Auslegung des Reaktorkerns, KFK-Nachrichten 3/4/1977.
- /2/ H.Küsters, I.Broeders, B.Krieg, E.Stein,
unveröffentlichter Bericht, 1980
- /3/ I. Broeders, B.Krieg, H.Küsters, E.Stein,
unveröffentlichter Bericht, 1980
- /4/ I.Broeders, B.Krieg, H.Küsters, E.Stein,
Einige neutronenphysikalische Aspekte bei der Nutzung der
kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNKII.
Beitrag zur Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim 1982.
- /5/ KNKII - JOYO-Information Exchange. Proceedings of the 3rd
Expert-Meeting, Karlsruhe, March 1979.
- /6/ E.Kiefhaber, H.Bachmann, J.Braun, B.Hinkelmann, B.Krieg,
D.Thiem,
The KFKINR-Set of Group Constants; Nuclear Data Basis and first
results of its Application to the Recalculation of Fast Zero-
Power-Reactors. KfK 1572 (März 1972).
- /7/ D.Woll,
GRUCAL. Ein Programmsystem zur Berechnung makroskopischer
Gruppenkonstanten. KfK 2108 (Juni 1975)
- /8/ R.Böhme, E.A.Fischer, P.E.McGrath, R.Kiesel,
KAPER4
unveröffentlichte Programmbeschreibung, 1982
- /9/ B.Stehle,
D3E
unveröffentlichte Programmbeschreibung, 1979
- /10/ G.Willerding,
AUDI3
unveröffentlichte Programmbeschreibung, 1983
- /11/ C.Broeders,
BURNOD
unveröffentlichte Programmbeschreibung, 1982
- /12/ E.Stein, E.Wiegner, C.Broeders,
BURNUP
unveröffentlichte Programmbeschreibung, 1982

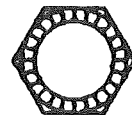
- /13/K.Küfner, R.Heger,
DIAMANT2 . Ein Multigruppen Neutronentransportprogramm für
Dreiecks- und Hexagonalgeometrie KfK 3033 (September 1980).
- /14/V.Brandl,
ONETRA
unveröffentlichte Programmbeschreibung, 1980
- /15/U.Weimann,
Randbedingungen und Ziele für die Brennelemententwicklung aus der
Sicht der Kernausslegung. Beitrag zum Seminar "Schnellbrüter-
Brennelemententwicklung". Karlsruhe November 1982.
- /16/J.Vergnes
Large-Diameter Pellets and Single Enrichment in LMFBRs.
Transactions of the American Nuclear Society Volume 39,
(1981) page 204
- /17/E.Bojarsky, H.Reiser,
persönliche Mitteilung
- /18/L.G.LeSage, R.D.McKnight, D.C.Wade, K.E.Freese, P.J.Collins,
Proceedings of the NEACRP/IAEA Specialists Meeting on the
International Comparison Calculations of a Large Sodium-
Cooled Fast Breeder Reactor at ANL
(1978).



Brennelemente



Zweiteabschalt-elemente



Regelstäbe



Reflektoren mit ZrH_x



Reflektoren 7. Reihe



Reflektoren 5. Reihe



Brutelemente

Reaktorquerschnitt von KNKII/1 und KNKII/2.

ZIELVORSTELLUNGEN FÜR MODIFIZIERTE ANORDNUNGEN

- BRENNSTOFF MÖGLICHST PROTOTYPISCH IN ALLEN ELEMENTEN
(MOX-BRENNST., NIEDRIGE U5-ANR.)

- GUTE BEDINGUNGEN FÜR STATIONÄRE BESTRAHLUNGEN:

$$\chi^{\text{MAX}} \sim 420 \text{ W/CM}$$

$$\phi_{\text{TOT}}^{\text{MAX}} : \text{EINIGE } 10^{15} \left[\frac{\text{N}}{\text{CM}^2 \cdot \text{SEC}} \right]$$

- MÖGLICHKEIT ZUR DURCHFÜHRUNG VON EXPERIMENTEN UNTER BE-
TRIEBTRANSIENTEN BEDINGUNGEN

- DOPPLER, VOID HINREICHEND GROSS UND NEGATIV

- REAKTOR MUSS REGELBAR UND ABSCHALTBAR SEIN.

- MÖGLICHST HOHER ABBRAND ERREICHBAR

RANDBEDINGUNGEN, DIE DURCH DIE ANLAGE
KNK GEGEBEN SIND:

- DIE GITTERPLATTE VON KNK MUSS BEIBEHALTEN WERDEN
- DIE THERMISCHE REAKTORLEISTUNG IST AUF 58 MW BEGRENZT

MODIFIZIERTE ANORDNUNG KNKMOX1 (IM VERGLEICH ZU KNK II/1
UND KNK II/2).

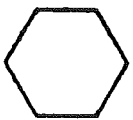
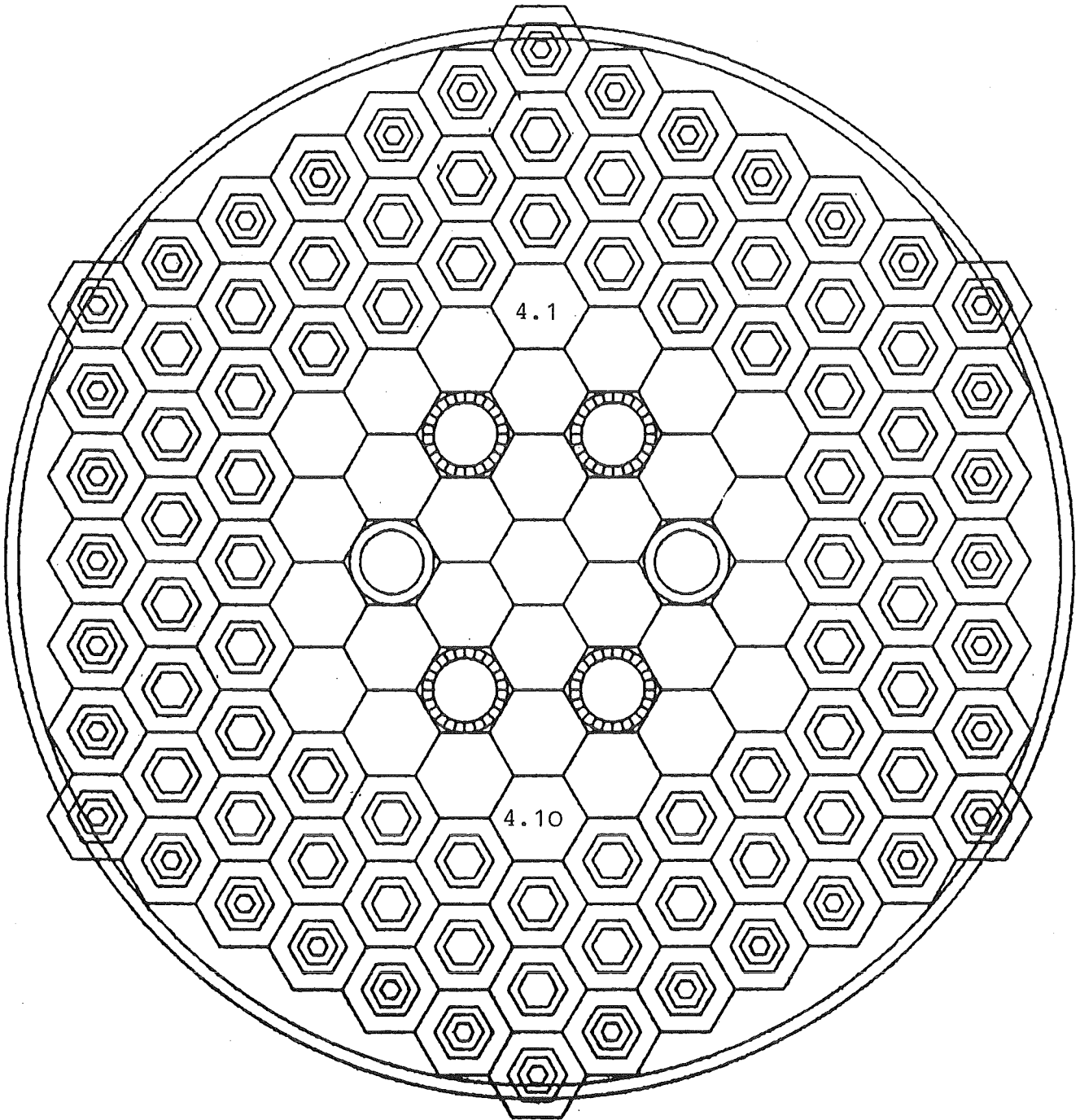
- EINZONENCORE MIT MISCHOXYDBRENNSTOFF:

$$\frac{U235}{U235 + U238} : 20 \text{ W/o } (\underline{83-93 \text{ W/o}} / \underline{63 \text{ W/o}})$$

$$\frac{PuO_2}{PuO_2 + UO_2} : 30 \text{ W/o } (\underline{30 \text{ W/o}} / \underline{25-29 \text{ W/o}}, \text{ NUR IN DER TESTZONE})$$

- BRENNSTABDURCHMESSER : 9 MM (6MM / 7.6MM)
- 4 REGELEMENTE (5/5), 2 ZWEITABSCHALTELEMENTE (3/3)
KNKMOX1 ENTHÄLT ZWEI ZUSÄTZLICHE EXPERIMENTIERPOSITIONEN MIT
DIREKTER DURCHFÜHRUNG DURCH DEN REAKTORDECKEL
- 8.6 VOL/0 ZRH_x IN DEN ABSORBERPOSITIONEN, 25.6 VOL/0 ZRH_x IN
DEN REFELKTORELEMENTEN DER REIHEN 5 UND 6, (5.4 VOL/0 ZRH_x
IN REIHE 4, 25.6 VOL/0 ZRH_x IN REIHE 6)

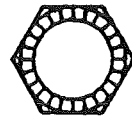
8.8 VOL/0 ZRH_x IN REIHE 4, 25.6 VOL/0 ZRH_x IN REIHE 6)



Brennelemente



Zweitabschalt-elemente



Regelstäbe

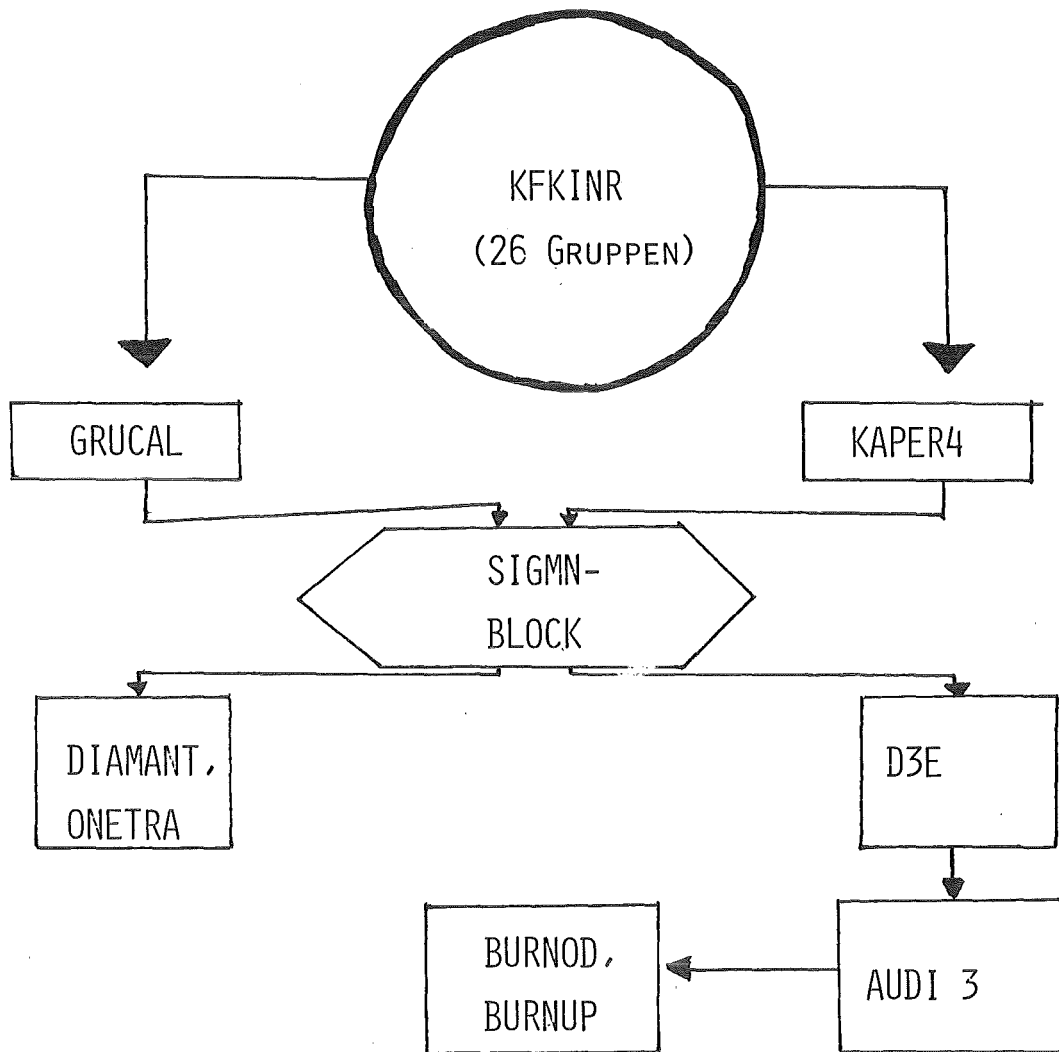


Reflektoren mit ZrHx



Reflektoren 7. Reihe

Reaktorquerschnitt von KNKMOX1.



ABLAUF DER NEUTRONENPHYS. RECHNUNGEN IM KAPROS-SYSTEM

REAKTOR	BRENNSTOFFZUSAMMENS. [W/o]		BRENNSTOFFINVENTAR IM CORE [KG]		VOLUMENANTEILE [%]		
	U5 U5+U8	PuO ₂ UO ₂ +PuO ₂	U5	Pu 39 + Pu 41	BRENNSTOFF	KÜHLMITTEL	STRUKTURMATERIAL
KNKMOX1	20	29.8	126	210	41.1	36.4	22.5
1. Reihe KNK II/1	83	30	263.5	36.5	31.7	47.8	20.5
2. Reihe	93	30			31.6	49.8	18.6
1. Reihe KNK II/2	63	25	307	31	28.6	53.0	18.4
2. Reihe	63	27;29			30.2	52.0	17.8
JOYO Mk-I	23	18	147	110	39.0	40.1	20.9
JOYO Mk-II	12	30	54.3	145.4	39.9	37.3	22.8

119

BRENNELEMENTAUFBAU UND BRENNSTOFFINVENTAR IM VERGLEICH

REAKTOR	VOID $\frac{\Delta K}{K} [\%]$ (IM CORE)	DOPPLER $\frac{1}{K} \frac{\Delta K}{\Delta T} [K^{-1}]$ (IM CORE)	ANZAHL DER		REAKTIVITÄTSWIRKSAMKEIT $\delta \rho [\%]$	
			REGEL- ELEMEN- TE	ZWEIT- ABSCHALT- ELEM.	REGELELEM.	ZWEITABSCHALT- ELEM.
KNKMOX1	-1.93	-3.11/-6	4	2	-15.7	-7.4
KNK II/1	-6.63	-9.2/-7	5	3	-14.9	-3.73
KNK II/2	-3.52	-1.28/-6	5	3	-14.6	-4.8
JOYO Mk-I	-3.7	-9.5/-7	2	4	-2.9	-5.9
JOYO Mk-II	-4.8	-7.83/-7	6		-9.9	

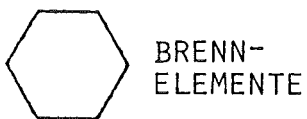
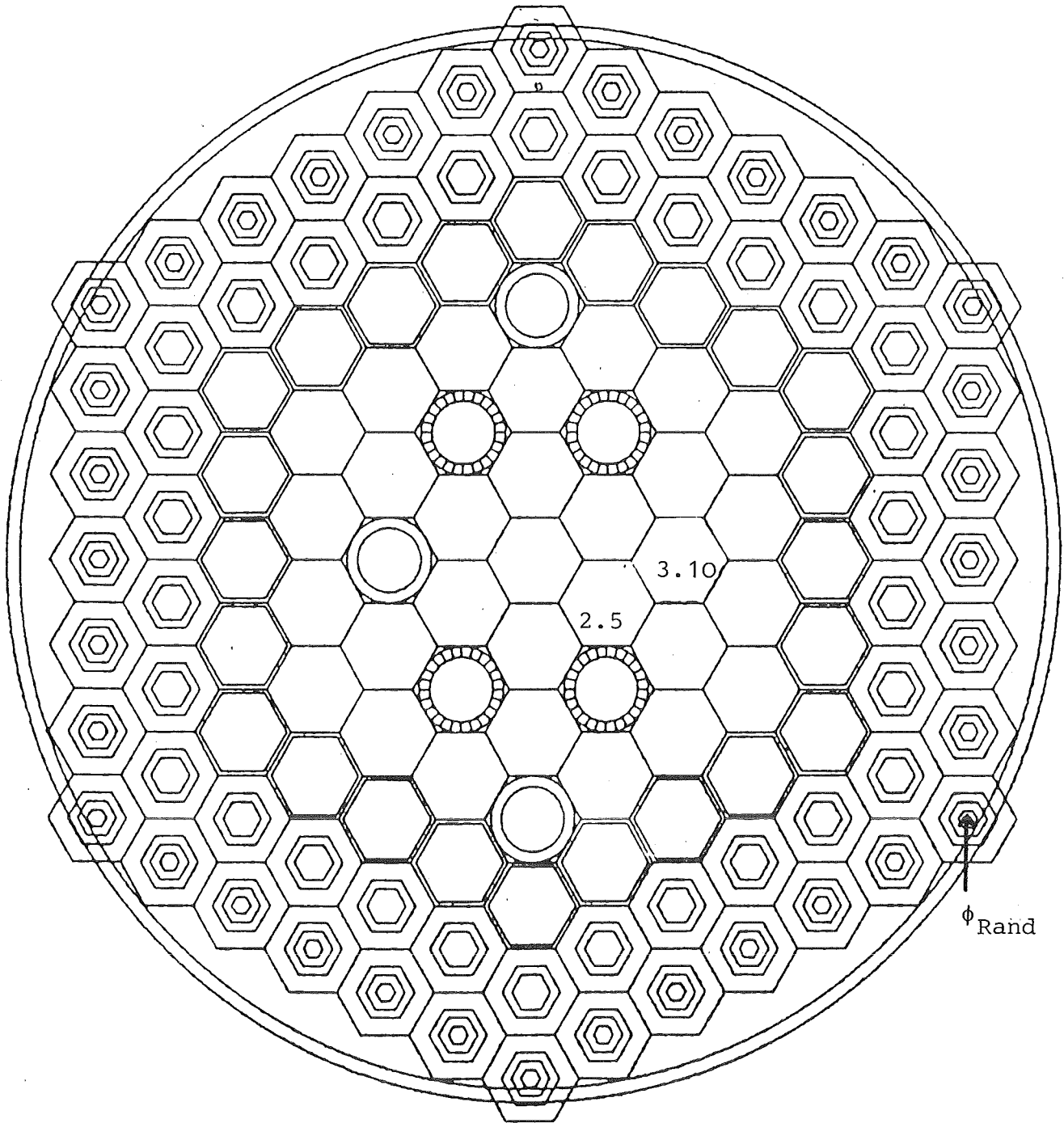
ERGEBNISSE DER NEUTRONENPHYSIKALISCHEN RECHNUNGEN IM VERGLEICH (TEIL 1)

REAKTOR	L_{TH} [MW]	\emptyset TOTAL MAX [Ncm ⁻² s ⁻¹]	BRENNSTAB- DURCHMESSER [cm]	ANZAHL DER BRENNSTÄBE PRO BE	χ^{MAX} (IM ZENTRAL- ELEMENT) [W/cm]	PELLET- DURCHMESSER [cm]
KNKMOX1	58	1.67/15	0.78 0.90	163 121	281 379	0.66 0.767
KNK II/1	58	2.2/15	0.60	166 (1.R) 211 (2.R)	414	0.509
KNK II/2	58	1.68/15	0.76	120 (1.R) 127 (2.R)	417	0.64
JOYO Mk-I	50 75	1.9/15 3.2/15	0.63	91	210 320	0.54
JOYO Mk-II	100	5.1/15	0.55	127	400	0.46

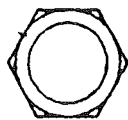
ERGEBNISSE DER NEUTRONENPHYSIKALISCHEN RECHNUNGEN IM VERGLEICH (TEIL 2)

BETRACHTETE GRÖSSE	KNKMOX 2	KNKMOX 1
$\frac{U235}{U235+U238} \text{ [w/o]}$	20	20
$\frac{PuO_2}{PuO_2+UO_2} \text{ [w/o]}$	29,8	29,8
BRENNSTABDURCH, [MM] (U, ANZAHL DER BRENNSTÄBE PRO BRENNELEMENT)	9,0 (121)	9,0 (121)
ANZAHL DER REGELTRIMMELEMENTE	4	4
ANZAHL DER ZWEITABSCHALTELEMENTE	3	2
EXPERIMENTIERPOSITIONEN MIT DIREKTER DURCHFÜHRUNG DURCH DEN REAKTORDECKEL	ZENTRALPOSITION +1POSITION IN DER 3. REIHE	ZENTRALPOSITION +2POSITIONEN IN DER 4. REIHE
ZrH _x -ANTEIL IN DEN ABSORBER- POSITIONEN [VOL/O]	0,	8,6
ZrH _x -ANTEIL IN DEN REFLEKTOR- ELEMENTEN IN REIHE 5 VOL/O	10,0 (25,6 VOL/O IN REIHE 6)	25,6 (25,6, VOL/O IN REIHE 6)

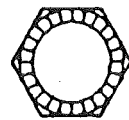
VERGLEICH DES ENTWURFS KNKMOX2 MIT DEM ENTWURF KNKMOX1



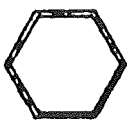
BRENN-
ELEMENTE



ZWEITABSCHALT-
ELEMENTE



REGEL-
STÄBE



REFLEKTOREN
5. REIHE
MIT 10% ZRHX



REFLEKTOREN
6. REIHE
MIT 25,6% ZRHX



REFLEKTOREN
7. REIHE

Reaktorquerschnitt von KNKMOX2.

REAKTOR	L_{TH} [MW]	ϕ_{MAX}^{TOTAL} [Ncm ⁻² sec ⁻¹]	ϕ_{MAX} (E > 100keV) [Ncm ⁻² sec ⁻¹]	X_{MAX} (IM ZENTRAL- [W/cm]	$\phi_{RAND, MAX}^{TOTAL}$ [Ncm ⁻² sec ⁻¹]	$\phi_{RAND, MAX}$ (E > 100keV) [Ncm ⁻² sec ⁻¹]
KNK II/2	58	1.68/15	1.39/15	417	1.71/13	0.65/13
KNKMOX1	58	1.67/15	1.27/15	379	1.08/13	0.47/13
KNKMOX2	58	2.02/15	1.52/15	455	1.77/13	0.71/13

REAKTOR	VOID $\frac{\Delta K}{K}$ [%] (IM CORE)	DOPPLER $\frac{\Delta K}{K} \frac{1}{\Delta T}$ [K ⁻¹] (IM CORE)	REAKTIVITÄT DER ABSORBERELEMENTE		β_{EFF}
			δ_s [%] RTE	ZWAE	
KNK II/2	-3.52	-1.28/-6	-14.6	-4.8	6.7/-3*
KNKMOX1	-1.93	-3.11/-6	-15.7	-7.4	4.8/-3*
KNKMOX2	-2.16	-1.22/-6	-11.1	-4.2	4.4/-3

ERGEBNISSE DER NEUTRONENPHYS. RECHNUNGEN (REGELSTABBANK GEZOGEN)

* AUS RECHNUNGEN MIT 11 ENERGIEGRUPPEN

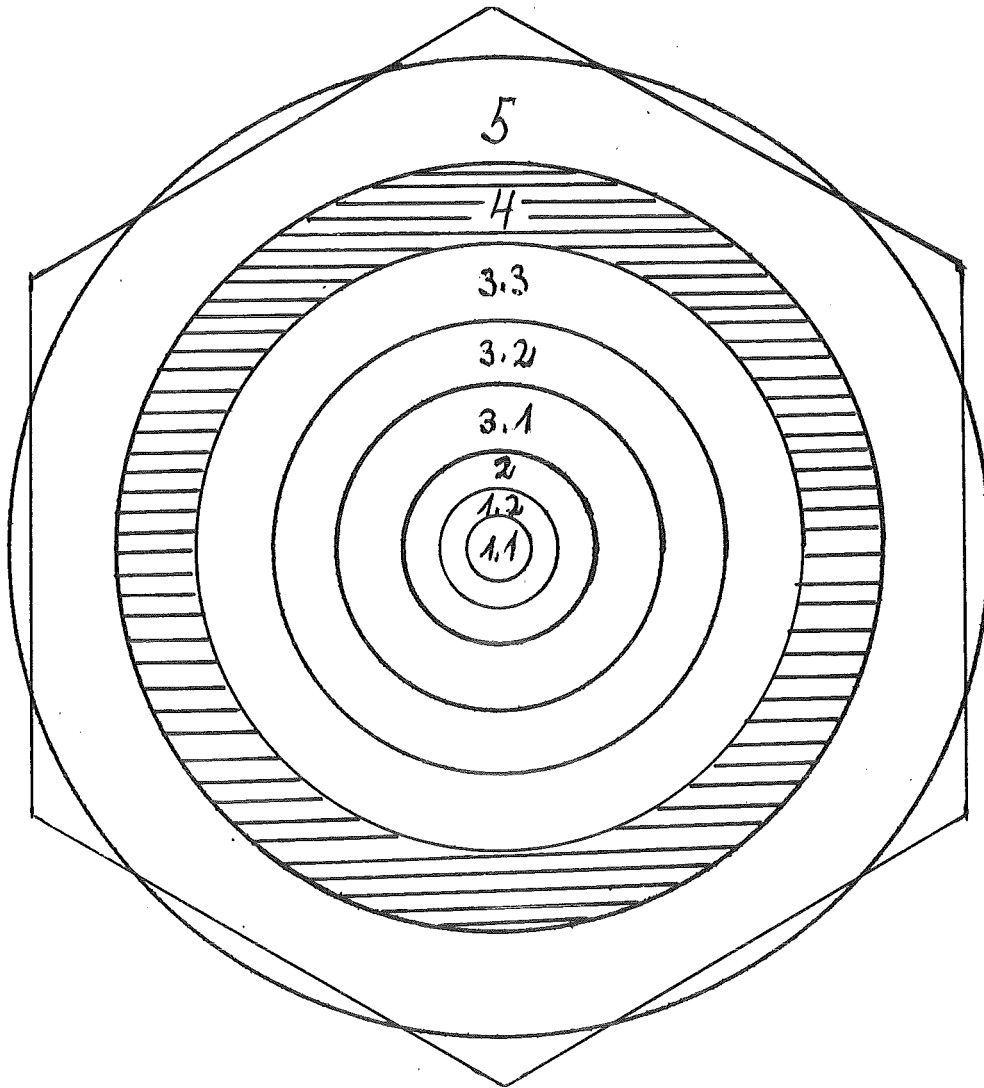
REAKTOR	K_{EFF} DES FRISCHEN REAKTORS (D3E)	STANDZEIT [VLT]	MITTLERER ABBRAND IM CORE [MWD TSM]	MAXIMALER LOKALER ABBRAND [MWD TSM]	BENÖTIGTE STANDZEIT [VLT] FÜR 100000 MWD TSM SPITZENABBR.	$\frac{\Delta K_{\text{EFF}}}{K_{\text{EFF}}}$ [%] PRO 100VLT
KNKMOX 1	1.074177	560	36830	61113	920	1.27
KNKMOX2	1.061542	670	44065	76293	880	0.92

ERGEBNISSE DER ABBRANDRECHNUNGEN FÜR KNKMOX 1 UND KNKMOX 2 MIT DEN PROGRAMMEN BURNOD UND BURNUP

EINGABE SIND MITTLERE TOTALE NEUTRONENFLUSSDICHTEN UND MITTLERE SPEKTREN AUS D3E UND AUDI 3.

EXPERIMENTIEREINSATZ MIT HOHER (VARIIERBARER)

STABLÄNGENLEISTUNG (VORSCHLAG AUS DEM IMF III)



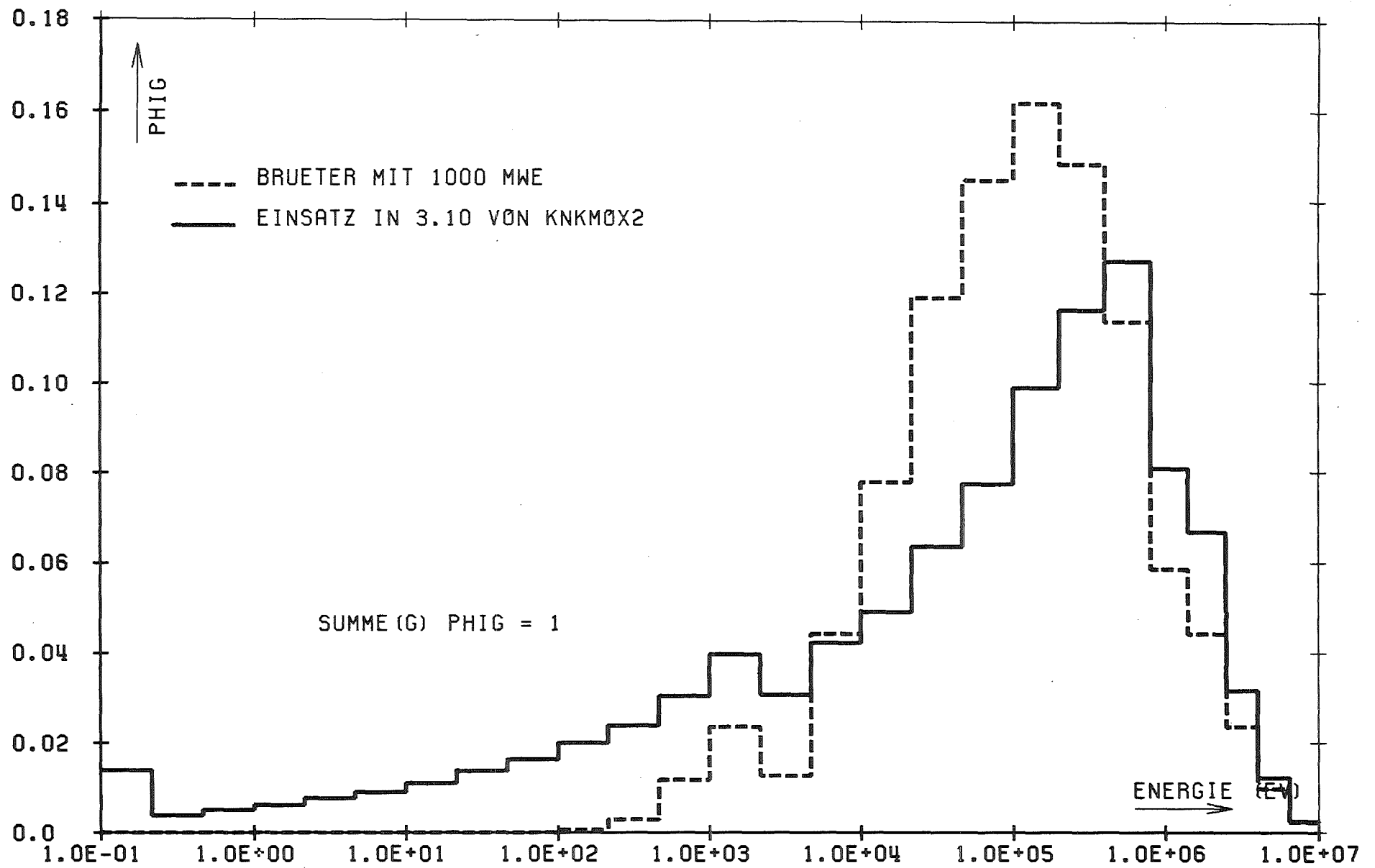
- Zone 1.1.: Brennstoff + Hülle : 7,6 mm ϕ
- Zone 1.2.: Na-Spalt + Nb-Rohr: 15 mm ϕ
- Zone 2. : He4-Spalt, Isolierrohr, Na-Spalt, Looprohr: 25 mm ϕ
- Zone 3.1.: Na-Spalt + Druckrohr: 42.4 mm ϕ
- Zone 3.2.: He3-Spalt: 69.7 mm ϕ
- Zone 3.3.: Druckrohr + Na-Spalt: 80 mm ϕ
- Zone 4. : Innenrohr, ZrHx-Schirm, Außenrohr: 102 mm ϕ
- Zone 5. : Na, Hüllkasten: 124.1 mm ϕ (\cong 130.3 mm ϕ)

BETRACHTETER FALL	$\frac{\Delta K_{EFF}}{K_{EFF}}$ [%]	\emptyset TOTAL MAX [N·CM ⁻² ·S ⁻¹]	\emptyset (E>100 KEV MAX [N·CM ⁻² ·S ⁻¹]	X _{MAX} [W/CM]	X _{MAX} IN DER ANGRENZENDEN BE-REIHE
EINSATZ IN ZENTRALPOS.	-2.64	2.024/15	1.080/15	895	621
NORMALES BE I. ZENTRALPOS.	0.	2.019/15	1.521/15	455	455
EINSATZ IN POSITION (3.10)	-2.05	1.741/15	9.34/14	770	575
NORMALES BE I. POSITION (3.10)	0.	1.798/15	1.362/15	439	455

EXPERIMENTIEREINSATZ IN KNKMOX 2

(DICKE DES ZRH_x-SCHIRMS=8,9 MM; BESTRAHLTER STAB: $\frac{U5}{U5+U8}$: 20 W/o; $\frac{PuO_2}{UO_2+PuO_2}$: 30 W/o;
(x=1.4)

DURCHMESSER: 7,6 MM)



Folie 16

GRUPPENINTEGRAL DER NEUTRONENFLUSSDICHTE : PHIG



"KNK II: Experimente in SNEAK II zu Nachladungen"

U.v. Möllendorff
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH

Zusammenfassung:

In der Schnellen Nullenergie-Anlage Karlsruhe (SNEAK) wurden unter der Bezeichnung SNEAK II drei ursprünglich (Planungsstand 1976 bis 1979) für KNK II vorgesehene Nachladekerne untersucht. Zwei von ihnen wurden in je zwei Versionen aufgebaut: einerseits - wie bei SNEAK-Anordnungen gewohnt - mit gezogenen Absorberstäben, also in der Kritikalität dem abgebrannten Leistungsreaktor entsprechend, andererseits mit etwa bis zur Mitte eingetauchten Absorbern wie beim frischen Kern. Die letztere Version steht der Kernauslegungs-Aufgabe näher, bietet aber der Berechnung die größeren Schwierigkeiten, da sie ein wesentlich dreidimensionales Problem darstellt.

Das Meßprogramm umfaßte im wesentlichen:

- kritische Größe (bei gezogenen Absorbern) oder kritische Eintauchtiefe der KNK-Regel-Trimms-Absorber,
- Spaltratenverteilungen,
- Natriumverlustreaktivität,
- Absorberwerte der Regel-Trimms- und der Zweitabschaltelemente.

Bei allen Anordnungen wurde den Wünschen der für die KNK-II-Auslegung Verantwortlichen (IA) insofern Rechnung getragen, als der Leistungsreaktor möglichst detailliert nachgebildet wurde. Dies erleichtert die direkte Übertragung von Meßergebnissen auf den Leistungsreaktor, verringert aber die Aussagekraft der bei SNEAK-Experimenten üblichen Nachrechnungen sowie die Allgemeingültigkeit der gewonnenen Aussagen. Dementsprechend wurden von uns nur ausgewählte Resultate nachgerechnet.

Einleitung

In der Schnellen Nullenergie-Anlage Karlsruhe (SNEAK) wurden unter der Bezeichnung SNEAK II mehrere mögliche Nachladekerne für den ZOMW_e-Versuchsreaktor KNK-II untersucht.

KNK-II (Abb. 1) besteht aus einer Testzone mit sieben SNR-ähnlichen Brennelementen, umgeben von Treiber- und Reflektorzonen. Die Erstbeladung der Testzone mit MkI-Elementen (hochangereicherter Pu-U-Oxidbrennstoff) sollte ursprünglich nach der ersten Leistungsbetriebsphase zum Teil durch die geringer angereicherten MkII-Elemente ersetzt werden; in einer zweiten Nachladung sollten dann zu den beiden Oxidbrennstoffsorten noch zwei Brennelemente mit Karbidbrennstoff hinzukommen. Insbesondere für diesen letzteren Kern wurden kritische Experimente für notwendig erachtet. Die entsprechende SNEAK-Simulation wurde unter der Bezeichnung II A zeitlich als erste aufgebaut. Danach wurde als II B der erste Nachladekern mit der Testzone aus den beiden Oxidbrennstoffen untersucht. Inzwischen hatte sich die Planung geändert, da der Karbidbrennstoff für KNK-II nicht hergestellt werden konnte. Es wurde ein neuer zweiter Nachladekern mit einer reinen MkII-Oxid-Testzone vorgesehen und als II C ins SNEAK-Programm aufgenommen.

Jeder der drei Kerne sollte in zwei Versionen aufgebaut werden: einerseits - wie bei SNEAK-Anordnungen gewohnt - mit gezogenen Absorberstäben, also in der Kritikalität dem abgebrannten Leistungsreaktor entsprechend, andererseits mit etwa bis zur Mitte eingetauchten Absorbern wie beim frischen Kern. Die letztere Version steht der Kernauslegungs-Aufgabe näher, bietet aber der Berechnung die größeren Schwierigkeiten, da sie ein wesentlich dreidimensionales Problem darstellt. Die beiden Versionen werden bei der Bezeichnung der SNEAK 11-Anordnungen durch die angehängte Ziffer 1 für gezogene und 2 für eingetauchte Absorber unterschieden.

Von den so definierten sechs Anordnungen wurde eine, 11A2, wegen der erwähnten Planungsänderung nicht realisiert. Die schon aufgebaute Anordnung 11A1 wurde mit verkürztem Experimentierprogramm durchgeführt. (Sie wird in den Berichten, Notizen usw. ohne Bedeutungsunterschied teils als 11A1, teils als 11A bezeichnet.) Die anderen Anordnungen schlossen sich in der zeitlichen Folge 11B1-11B2-11C2-11C1 an.

Das Meßprogramm umfaßte im wesentlichen:

- kritische Größe (bei 11A1, 11C1) oder kritische Eintauchtiefe der KNK-Regel-
Trimm-Absorber (11B2, 11C2)
- Spaltratenverteilungen (11A1, 11B2, 11C1, 11C2)
- Natriumverlustreaktivität (11C1)
- Absorberwerte der Regel-Trimm- und der Zweitabschaltelemente (11B1, 11C1)

Bei allen fünf Anordnungen wurden den Wünschen der für die KNK-II-Auslegung Verantwortlichen (IA) insofern Rechnung getragen, als der Leistungsreaktor möglichst detailliert nachgebildet wurde. So wurden z.B. auch die oberhalb des oberen und unterhalb des unteren Blankets gelegenen Zonen - Spaltgasräume, Elementkopf- und -fußteile - berücksichtigt. Die Absorberelemente wurden mit hochangereichertem Borkarbid (aus KNK-Beständen zur Verfügung gestellt) und in realistischer Stabgeometrie aufgebaut. Gezogene Absorber standen mit ihrer Unterkante an der oberen Core-Blanket-Grenze und waren nicht, wie bei früheren SNEAK-Anordnungen, ganz aus dem Reaktor entfernt.

Alle diese Maßnahmen erleichtern die direkte Übertragung von Meßergebnissen auf dem Leistungsreaktor, verringern aber die Aussagekraft der bei SNEAK-Experimenten üblichen Nachrechnungen sowie die Allgemeingültigkeit der gewonnenen Aussagen. Dementsprechend wurden von uns nur ausgewählte Resultate nachgerechnet. Die Hauptbedeutung der SNEAK-11-Experimente liegt in der Bereitstellung von Meßergebnissen, die von IA mit den bei der KNK-II-Auslegung verwendeten Methoden und Daten nach Bedarf nachgerechnet werden können. Teilergebnisse von SNEAK 11 wurden von uns in Veröffentlichungen und internen Berichten dargestellt.

Kritische Größen und Absorberstellungen

SNEAK 11C2

Der "clean critical"-Aufbau von 11C2 ist in Abb. 2 dargestellt. Die Einfahrtiefe der RT-Elemente (Abstand Absorber-Unterkante von Coreoberkante) betrug 27.0 cm. Die Reaktivitätsreserve, d.h. die bei vollständig hochgezogenen SNEAK-Trimmstäben vorhandene Überkritikalität, betrug 49,8 c entsprechend $\Delta k = 3.32 \cdot 10^{-3}$. (Die Reaktivitätsreserve wird gemessen durch die kritische Stellung eines inverskinetisch geeichten SNEAK-Trimmstabes. Die geschätzte Meßgenauigkeit der Reaktivitätsreserve-Angaben beträgt $\pm 0.5c$.)

Die Multiplikationskonstante k_{eff} dieser Anordnung wurde in xyz-Geometrie mit dem dreidimensionalen Diffusionsprogramm D3D nachgerechnet. Die Maschengröße in x- und y-Richtung entsprach dem SNEAK-Gittermaß (5.44 cm). In z-Richtung waren die meisten Maschen zwischen 5.4 und 6.5 cm groß, jedoch waren an einigen Stellen engere Abstände zur Wiedergabe von Zonengrenzen notwendig. Die SNEAK-Sicherheits- und Trimmstäbe wurden in diesem Fall alle explizit mit ihren Zusammensetzungen im Rechenmodell dargestellt. Zwei im radialen Blanket gelegene Stäbe - Gitterpos. 11/17 und 26/20 - wurden durch verwandte Fülltypen ersetzt, um Ost-West-Spiegelsymmetrie der Anordnung zu erreichen, so daß nur ein Halbreaktor gerechnet zu werden brauchte.

Als Datenbasis diente der KfKINROO1-Wirkungsquerschnittssatz. Die Ergebnisse der mit verschiedener Wahl der makroskopischen Gruppenkonstanten durchgeführten 26-Gruppen-Rechnungen sind:

<u>Berechnung der Gruppenkonstanten</u>	<u>Multiplikationskonstante oder deren Änderung</u>
Homogen (GRUCAL)	$k_{\text{eff}} = 0.9662$
Heterogenitätskorrigiert (KAPER) für Mischungen Z11, D8, E11, V, U, SR; explizit anisotrope Diffusion	$\Delta k = +0.0018$
KAPER in Zylindergeometrie für RT- und AS-Elemente, explizit anisotr. Diff.	$\Delta k = +0.0152$

"Explizit anisotrope Diffusion" bedeutet, daß zwei verschiedene Diffusionskonstanten für x und y einerseits und z andererseits verwendet werden.

Die Querschnittsberechnung für die Singularitäten, d.h. Absorber und Natriumfolger, mittels KAPER in Zylindergeometrie ist in Kap. 6 näher beschrieben. Sie entspricht einem teilweisen Übergang von der Diffusions- zur Transportnäherung. Jedoch erfaßt sie sicherlich nicht alle Transporteffekte des Reaktors, und es ist unklar, auf welche Weise die restliche Transportkorrektur berechnet werden kann.

Es erscheint daher richtiger, für die k_{eff} -Berechnung die KAPER-Singularitäten-Querschnitte nicht zu verwenden und stattdessen eine globale Transportkorrektur anzubringen. Allerdings kann diese nur grob genähert bestimmt werden, da keine dreidimensionale Transportrechenmethode zur Verfügung steht. Als sicherste zweidimensionale Methode erscheint die Rechnung in rz-Geometrie, weil sie keine Simulation der dritten Dimension durch Bucklings erfordert; ihr Nachteil für eine Anordnung wie SNEAK 11C2 ist, daß die Singularitäten azimuthal mit anderen Zonen verschmiert werden müssen.

Bei der Nachrechnung von axialen Spaltratenraversen in der ähnlichen Anordnung 11B2 wurden rz-Rechnungen in 26 Gruppen mit dem Diffusionsprogramm DIXY und mit dem Transportprogramm SNOW in S_4 -Näherung durchgeführt. Als Differenz der beiden k_{eff} ergab sich die recht große Transportkorrektur von $\Delta k = +0.04733$. Wegen des genannten Näherungscharakters dürfte es genügen, diese Zahl für 11C2 zu übernehmen. Die "beste" berechnete Multiplikationskonstante für 11C2 ist damit:

Homogene Gruppenkonstanten (s.o.)	$k_{\text{eff}} = 0.9662$
Heterogenität (s.o.)	$k = +0.0018$
Transport	$k = +0.0473$
	$k_{\text{eff}} = 1.0153$

Dies ist zu vergleichen mit dem Meßwert (s.o.) von 1.0033. Als Verhältnis Rechnung/Experiment ergibt sich

$$C/E = 1.0120$$

Übrige Anordnungen

Bei SNEAK 11B2 wurde wie bei 11C2 die Kritikalität mit der RT-Element-Bank eingestellt. Der Umriß der Treiberzone entsprach dem "Soll" nach Abb. 2. Die RT-Einfahrtiefe betrug 31.4 cm. Die Anordnung hatte damit 6.5 c Reaktivitätsreserve.

Bei 11A1, 11B1 und 11C1 wurde die Reaktivitätsreserve durch Hinzufügen oder Entfernen von Brennelementen an der Kern-Reflektor-Grenze eingestellt.

Beim "clean critical" 11A1 waren im Vergleich zum "Sollquerschnitt" (entsprechend Abb. 2) in den vier Gitterpositionen 12/15, 12/22, 25/15 und 25/22 die Treiber-elemente durch Reflektorelemente ersetzt. Die Reaktivitätsreserve dieser Anordnung betrug 14 c.

Für 11B1 wurde ein eigentliches kritisches Experiment nicht durchgeführt. Die Anordnung wurde von vornherein mit einem durchgehenden radialen Meßkanal für Kammertraversen aufgebaut. Gegenüber dem Sollquerschnitt waren hier 11 Treiber-Randelemente durch Reflektorelemente ersetzt. Die Reaktivitätsreserve betrug ca. 7 c.

Die clean-critical-Anordnung 11C1 hatte den Sollquerschnitt und 1.8 c Reaktivitätsreserve.

Spaltratenverteilungen

SNEAK 11A1

In SNEAK 11A1 wurden axiale Verteilungen der Spaltraten von Pu239, U235 und U238 nach zwei unabhängigen Methoden, Spaltkammertraversen und Folienaktivierung, gemessen. Beide Methoden wurden früher ausführlich beschrieben. Zum Vergleich wurden zweidimensionale rz-Diffusionsrechnungen mit DIXY und dem KfKINROO1-Querschnittssatz durchgeführt.

Die Ergebnisse sind in Abb. 4 bis 6 dargestellt. Ein ungewohntes Merkmal der Verteilungen ist die deutliche Asymmetrie bezüglich der Core-Mittelebene, die bei den beiden thermisch spaltbaren Nukliden auftritt und sich demnach durch einen Anteil thermischer oder epithermischer Neutronen erklärt, der im unteren Blanket überraschend groß ist. Dies läßt sich qualitativ so deuten, daß die moderierte Treiberzone E solche Neutronen liefert und daß diese durch den unteren axialen Reflektor der Treiberzone und die darunter gelegene materialarme Spaltgasraumzone (s. Abb. 3), die sich radial durch das gesamte Core erstreckt, zur Mitte hin diffundieren können. Im oberen Blanket ist dieser Neutronenanteil viel schwächer, weil sich hier die gezogenen KNK-Absorber-elemente befinden und

weil außerdem die Elementkopfzone mehr Material enthält und folglich kürzere freie Weglängen ergibt als die als die symmetrisch zu ihr gelegene Spaltgasraumzone.

Die Rechnung stimmt mit den Meßwerten im Core und im oberen Blanket gut überein. Im unteren Blanket wird der Verlauf zumindest qualitativ wiedergegeben; die mangelnde quantitative Übereinstimmung steht im Einklang mit der Erfahrung, daß in Blankets der Fluß in den energiearmen Gruppen rechnerisch unterschätzt wird. Für die entsprechenden Ergebnisse von 11B2 (s.u.) wurden verfeinerte Rechnungen durchgeführt und die Diskrepanz dadurch verringert oder beseitigt.

SNEAK 11B2

Die in 11B2 durchgeführten ausführlichen Messungen der Spaltratenverteilungen sind an anderer Stelle vollständig dokumentiert. Da die Messungen in 11A1 gute Übereinstimmung zwischen Kammertraversen und Folienaktivierung ergeben hatten, wurde die aufwendigere Folienmethode hier nur noch für radiale Verteilungen außerhalb der Gitterreihe $y=19$ eingesetzt, für die kein Kammerkanal zur Verfügung steht.

In Abb. 7 bis 9 werden wiederum die axialen Verteilungen in der mittennahen Gitterposition 19/19 mit rz-Rechnungen verglichen. Zur Behebung der Unterschätzung im unteren Blanket bei Pu239 und U235 wurden zunächst Transportrechnungen mit SNOW durchgeführt, die praktisch keinen Unterschied ergaben; sie behoben jedoch die leichte Überschätzung, die sich im oberen und bei U238 auch im unteren Blanket zeigte. Eine S_4 -Rechnung in 26 Gruppen erwies sich dabei der S_8 -Rechnung in 9 Gruppen als leicht überlegen.

Eine Verbesserung im unteren Blanket für die thermisch spaltbaren Nuklide wurde durch eine einfache REMO-Korrektur (Korrektur der elastischen Abwärtsstreuquerschnitte) erreicht, und zwar wurde das zur Neukondensation der 208-Gruppen-Daten nötige Stoßdichtespektrum als konstant pro Lethargieeinheit angenommen. Wie die Abbildungen zeigen, wird dadurch die Diskrepanz bei U235 vollständig beseitigt und bei Pu239 etwa halbiert.

Dreidimensionale Syntheserechnungen, mit denen auch die nicht zentralen axialen und die radialen Traversenmessungen verglichen werden können, wurden bei IA durchgeführt.

SNEAK 11C1 und 11C2

In den Anordnungen 11C1 und 11C2 wurden ebenfalls ausführliche Messungen der Spaltratenverteilungen mit Spaltkammern und Folien durchgeführt. Die Meßergebnisse sind dokumentiert. Nachgerechnet wurden diese Daten bisher nicht.

Natriumverlustreaktivität

Vorbemerkungen

Wegen der Kleinheit des KNK-II-Kerns dominiert bei jedem Kühlmittelverlust merklicher Größe der Leckageterm, d.h. die Reaktivität ist negativ. Insofern kommt dem Kühlmittelverlusteffekt keine so entscheidende Bedeutung für die Reaktorsicherheit zu wie z.B. beim SNR 300. Trotzdem wurden Natriumverlustexperimente für notwendig gehalten, um abzusichern, daß ein Sieden des Natriums mit genügen-

der Empfindlichkeit durch Reaktivitätsmessung nachgewiesen würde. Daher wurde in Anordnung 11C1 der Coreteil des zentralen KNK-Brennelementes - also der vier SNEAK-Elemente auf den Gitterpositionen 18/18, 18/19, 19/19 und 19/18 - in drei Schritten von Natrium befreit und die jeweilige Reaktivitätsänderung mit einem geeichten SNEAK-Trimstab gemessen. Die drei Schritte umfaßten die obersten 3, obersten 6 und schließlich alle 10 Zellen des Coreteils.

Meßmethode und Ergebnisse

Wegen der Kleinheit der Effekte wurde eine neuartige Meßtechnik eingesetzt. Die herkömmliche Methode besteht darin, die zu entleerenden SNEAK-Elemente aus dem Reaktor zu nehmen, die Natriumplättchen durch Leerplättchen zu ersetzen und die Elemente wieder einzuladen. Selbst bei nur vier Elementen wie hier dauert dieser Vorgang mindestens zwei Stunden. Bei dem Elementwechsel entsteht außerdem durch die zeitweilig geänderte Kühlluftführung eine Störung der Temperaturverteilung im Reaktor, die ihrerseits Reaktivitätseffekte mit sich bringt. Die neue Methode besteht nun darin, die betreffenden SNEAK-Elemente als "Tandemelemente" aufzubauen. Diese Art der Elementfüllung ist in Abb. 10 dargestellt. Sie unterscheidet sich vom normalen Testzonenelement erstens durch die Verwendung einer Verstellspindel wie bei den RT-Elementen und zweitens dadurch, daß oberhalb der oberen axialen Brutzone eine weitere Core- und darauf wieder eine Brutzone folgt. Mittels der Spindel kann wahlweise die eine oder die andere Corezone auf die Höhe der Corezone des übrigen Reaktors gebracht werden; das Element bleibt dabei im (abgeschalteten) Reaktor. Werden in einer der beiden Corezonen der Tandemelemente Leerplättchen, in der anderen Natriumplättchen verwendet, so können die beiden Kritikalitätsmessungen abwechselnd in relativ kurzen Zeitabständen erfolgen.

Der jeweils außerhalb des Reaktorkerns befindliche Coreteil ist neutronisch nicht vollständig abgekoppelt. Da andererseits die Gesamtanordnung wegen der Absorber im oberen Blanket eine erhebliche oben-unten-Asymmetrie aufweist, ergibt sich ein zusätzlicher Reaktivitätsunterschied zwischen den beiden Stellungen. Daher wurde während der Hälfte der Messungen im oberen, während der anderen Hälfte im unteren Coreteil das Natrium entfernt, so daß dieser "Untergrund"-Beitrag durch Mittelung eliminiert werden konnte.

Temperaturänderungen ergeben sich in geringem Maße auch bei dieser Methode des "Entleerens" und "Flutens". Um Verfälschungen der Messungen hierdurch auszuschließen, besteht grundsätzlich die Möglichkeit, die Temperaturverteilung mit Thermoelementen zu registrieren und die gemessenen Kritikalitäten rechnerisch dafür zu korrigieren. Dies setzt jedoch einen bekannten, reproduzierbaren Zusammenhang zwischen Temperaturen und Kritikalität voraus. Bei unseren Messungen wurde die Temperatur an 8 Stellen in und nahe der Testzone registriert. Eine Suche nach Korrelationen zwischen diesen Daten und den kritischen Trimmstabstellungen ergab keine klaren Zusammenhänge, so daß eine Temperaturkorrektur nicht berechnet werden kann.

Weitere Möglichkeiten, Temperatureinflüsse zu eliminieren, bestehen im jedermaligen Abwarten der Gleichgewichts-Temperaturverteilung sowie im Einhalten eines kürzeren, aber stets gleichbleibenden Zeitablaufes beim Verstellen der Tandemelemente und anschließenden Messen. In der Praxis wurde eine Kombination beider Verfahren angewendet. Morgens bei Arbeitsbeginn wurde als erstes die kritische Stabstellung gemessen, um die über Nacht im abgeschalteten Reaktor eingetretene Gleichgewichts-Temperaturverteilung zu nutzen, und danach mit möglichst gleichbleibendem Zeitablauf die Folge

verstellen - messen - verstellen - messen - verstellen

durchgeführt. Bei dieser täglich dreimaligen Verstellung der Tandemelemente ergibt sich an aufeinanderfolgenden Tagen abwechselnd die obere und die untere Stellung als die morgens gemessene.

Aus betrieblichen Gründen gelang es allerdings nicht immer, drei Messungen in dieser Weise an einem Tag vorzunehmen, so daß z.T. auch Daten von Tagen mit nur zwei oder nur einem Meßwert verwendet werden mußten.

Die Auswertung dieser Rohdaten erfolgte auch zwei verschiedene Arten. Einerseits wurde der Natriumverlusteffekt aus den Meßwerten jedes Tages für sich bestimmt. Tage mit nur einem Einzelwert bleiben dabei unberücksichtigt; bei drei Meßwerten werden die beiden, die zum gleichen Zustand (entleert oder geflutet) gehören, gemittelt. Zur Vermeidung systematischer Fehler muß bei drei und noch mehr bei zwei Meßwerten am Tag darauf geachtet werden, möglichst gleich viele Tage der beiden Arten (morgens geflutet und morgens entleert) zu haben. Außerdem sollten, wie schon erwähnt, die beiden verschiedenen Elementfüllungen (oberer Coreteil entleert und unterer Coreteil entleert) mit möglichst gleich vielen Meßtagen vertreten sein.

Bei der anderen Auswertemethode wurde nur der jeweils erste Meßwert des Tages verwendet. Auch hierbei wurden die beiden genannten Bedingungen beachtet.

Die zweite Methode ergab Werte, die betragsmäßig um 1 bis 4 % kleiner als die der ersten Methode waren. Dieser Unterschied ist gering im Vergleich zu den Diskrepanzen zwischen Messung und Rechnung; auch der statistische Meßfehler, der aus der Schwankung der Einzelmeßwerte bestimmt werden könnte, dürfte größer sein. Daher braucht die Art der Auswertung der Rohdaten vorläufig nicht weiter verfeinert zu werden. Die nach der ersten Methode erhaltenen Ergebnisse sind zusammen mit Rechenergebnissen (s.u.) in Tab. 1 dargestellt.

Vergleich mit Rechnungen

Für den Vergleich mit den berechneten Reaktivitäten wurde der Wert $\beta_{\text{eff}} = 0.006759 \text{ s}^{-1}$ verwendet. Alle Rechnungen erfolgten mit DIXY in rz-Geometrie und 26 Energiegruppen. In der Testzone wurden mittels KAPER heterogenitätskorrigierte Wirkungsquerschnitte verwendet. Die Berechnung als Differenz von k_{eff} -Werten erweist sich hier als diejenige, die den Daten am nächsten kommt, insbesondere, wenn die Anisotropie der Diffusion explizit berücksichtigt wird. Mit impliziter Anisotropie - d.h. einer einzigen, nach Benoist berechneten Diffusionskonstanten - ist die Übereinstimmung schlechter.

Tabelle 1 Natriumverlustreaktivität

Entleerter Teil der Zentralel.-Corezone	Entfernte Na-Menge	Meßwert	Δk_{eff}		Störungsrechn.	
			impl. Anis.	expl. Anis.	1.Ord.	exakt
	kg	¢	C/E	C/E	C/E	C/E
Oberste 30%	0.71	-5.35	1.33	1.24	1.43	1.36
Oberste 60%	1.41	-7.80	1.31	1.23	1.41	1.34
100%	2.35	-13.63		1.26	1.43	1.39

Bei den "exakten" Störungsrechnungen wurden die Flußverteilung des zu 60% entleerten und die Adjungiertenverteilung des gefluteten Falles verwendet. Die explizite Berücksichtigung der Anisotropie bei den Störungsrechnungen war mit dem verwendeten Programm (DXPERT) nicht möglich.

Von IA wurden ebenfalls Nachrechnungen zu diesen Messungen vorgelegt. Die besseren C/E-Verhältnisse, die dort gefunden wurden, sind möglicherweise auf die Verwendung einer detaillierten Korrektur der bremselastischen Wirkungsquerschnitte zurückzuführen.

Absorberwerte

Meßmethode und Messungen

In den Anordnungen 11B1 und 11C1 wurden die Reaktivitätswerte der eingefahrenen RT- und AS-Absorber nach der Methode der unterkritischen Quellmultiplikation gemessen. Die Neutronenquelle war inhärent durch die Spontanspaltung des Plutoniumbrennstoffs der Testzone und die (α, n) -Reaktionen am Sauerstoff gegeben. Die RT-Bank wurde mit den Verstellspindeln der Elemente in 6 Schritten bis zur vollen Corehöhe (56.4 cm) eingefahren; die AS-Elemente wurden entsprechend ihrem Zweck im Leistungsreaktor nur über die volle Corehöhe eingefahren. Das verfügbare hochangereicherte Borkarbid reichte nicht aus, um alle Absorber gleichzeitig ganz eingefahren darzustellen. In 11B1 wurden die RT-Elemente in zwei verschiedenen Boranreicherungen, 54% und 76%, untersucht. Auch einige Mischkonfigurationen aus AS-Elementen (Boranreicherung 94%) und RT-Bank wurden in 11B1 gemessen.

Die Quellmultiplikationsmethode ist meßtechnisch einfach und zuverlässig. Um aus den Messungen Reaktivitätswerte zu gewinnen, müssen jedoch Konfigurationsfaktoren theoretisch berechnet und an den Rohdaten angebracht werden, um die Änderungen der räumlichen Verteilungen von Fluß und Adjungierter zu berücksichtigen, die durch das Einfahren von Absorberelementen verursacht werden. Daher sind die Ergebnisse dieser Meßmethode keine rein experimentellen Werte, sondern hängen in einem gewissen Maße von der Wahl von Kerndaten und Rechenmethoden ab.

In 11B1 wurde wie bei früheren SNEAK-Anordnungen zusätzlich auch die Quellsprung-Meßmethode mit einem ^3H (d, n)-Neutronengenerator eingesetzt. Jedoch erwies sich in diesem Fall die Reproduzierbarkeit der Einzelmessung als problematisch, wahrscheinlich eine Folge instabiler Arbeitens des Generators. Außerdem erfordert diese Methode i.a. einen noch größeren Korrektur-Rechenaufwand. Sie wurde daher nicht weiter verfolgt.

Zur Neutronenflußmessung dienten die vier als AEG-Kanäle bezeichneten linearen Monitoren der SNEAK. Zu jeder Absorberkonfiguration gibt es daher zunächst vier unabhängige Meßwerte. Die Auswertung der 11B1-Messungen zeigte, daß auch nach Anbringung der Konfigurationsfaktoren eine teilweise erhebliche Streuung dieser vier Einzelwerte verblieb. Bei den Messungen in 11C1 wurden daher die Detektoren jeweils auf zwei verschiedenen Positionen nacheinander eingesetzt und außerdem zeitweise zusätzliche Detektoren im radialen Reflektor verwendet, so daß hier für jede Absorberkonfiguration Daten von acht oder neun Detektorpositionen zur Verfügung stehen.

Rechenmethoden

Methoden zur Konfigurationsfaktorberechnung sind von verschiedenen Autoren beschrieben worden. Unter anderem muß in jedem Fall die Flußdichteverteilung im unterkritischen Reaktor mit Quelle berechnet, also die inhomogene Diffusionsgleichung gelöst werden. Dies war mit den verfügbaren dreidimensionalen Vielgruppenprogrammen bisher nicht möglich. Die Rechnungen erfolgten daher zweidimensional in xy-Geometrie. Für Konfigurationen mit teileingefahrener RT-Bank, die in dieser Modellierung nicht beschreibbar sind, wurden im Fall der 11B1-Messungen genäherte Faktoren durch Interpolation bestimmt. Für die entsprechenden Messungen in 11C1 sowie die in 11B1 gemessenen Mischkonfigurationen von AS und teileingefahrenen RT-Elementen wurden bisher keine Konfigurationsfaktoren berechnet.

Die mit den Messungen zu vergleichenden theoretischen Reaktivitäten wurden durch k_{eff} -Berechnung mit DIXY in xy-Geometrie mit Universalbuckling und dem KfKINROO1-Querschnittssatz ermittelt. Bei 11B1 wurden 6 Energiegruppen und homogene Querschnitte verwendet. Bei 11C1 wurde in 11 Gruppen gerechnet. Hier wurden außerdem für die Absorber und Folger alternativ einmal homogene (GRUCAL), zum anderen mit dem Zellprogramm KAPER in Zylindergeometrie berechnete Wirkungsquerschnitte mit explizit anisotroper Diffusion eingesetzt.

Für diese Zylinderisierung wurde ein Modell aus 3 konzentrischen Zonen (umgeben von einer vierten Zone aus Corematerial) benutzt. Der Querschnitt des 4-Element-Blocks wurde dazu der Einfachheit halber in annähernd quadratische Zonen aufgeteilt, die im Fall der Stabzellen jeweils ganze Zahlen von Stäben enthielten. Diese Zonen wurden dann flächentreu zu Kreisringen verschmiert. Im Fall der Plättchenzellen (Natriumfolger) wurden die gleichen Zonenradien benutzt, aber alle drei Zonen enthielten die selbe, homogenisierte Mischung.

Ergebnisse

Nach dem beschriebenen Stand der Rechenmethoden lassen sich bis jetzt im wesentlichen nur Meßwerte für ganz eingefahrene Absorber sinnvoll mit berechneten Werten vergleichen. Dies geschieht in Tabelle 2. Mit GRUCAL und KAPER sind die beiden genannten Arten von Wirkungsquerschnitten für die Singularitäten (d.h. Absorber und Folger) gekennzeichnet. Folgende Schlüsse können gezogen werden:

- Die mittlere Streuung der Einzelmeßwerte bezüglich des Mittelwertes für jede Konfiguration ist bei 11C1 gleichmäßiger als bei 11B1. Das dürfte auf die größere Zahl der Detektorpositionen zurückzuführen sein.
- Der Übergang von homogenen zu KAPER-Wirkungsquerschnitten für die Absorber und Folger erhöht den theoretischen Absorberwert um 5...9%, den experimentellen um 2.5..6%. Dadurch erhöhen sich die Verhältnisse Rechnung/Experiment (C/E), die schon mit homogenen Querschnitten größtenteils über 1 liegen, noch weiter.
- Unabhängig von den verwendeten Querschnitten steigt C/E mit der Boranreicherung an.

Als Ursache für das letztgenannte Verhalten ist ein Transporteffekt zu vermuten, nämlich eine Unterschätzung der Flußabsenkung im Inneren des Absorbers; mit zunehmender B10-Konzentration wird der Flußgradient steiler und daher der Fehler der Diffusionsnäherung größer. Qualitativ wird diese Deutung unterstützt durch Rechnungen an einem vereinfachten Modell (zentraler Absorber oder Folger in einheitlicher Brennstoffzone) in zweidimensionaler Diffusions- und Transporttheorie, aus denen eine Transportkorrektur für die Absorberwerte entnommen werden kann. Abb. 11 zeigt am Beispiel der mit GRUCAL-Querschnitten berechneten 11B1-Ergebnisse, daß die Anreicherungsabhängigkeit durch diese Korrektur abgeflacht wird. Zweidimensionale Transportrechnungen für den ganzen kompliziert aufgebauten Reaktor in jeder einzelnen Absorberkonfiguration würden die Ergebnisse wahrscheinlich weiter verbessern, können jedoch in bestimmten Fällen an inhärenten Schwierigkeiten dieser Methode (ray effect) scheitern. Außerdem wäre ein wenig aufwendiges Verfahren wünschenswert. Die Verwendung von mit der Stoßwahrscheinlichkeitsmethode (KAPER) berechneten Wirkungsquerschnitten in der Diffusionsrechnung behebt die Schwierigkeit aber offensichtlich nicht.

Erhebliche Überschätzungen der Absorberreaktivität durch die Diffusionstheorie insbesondere bei 94% Boranreicherung wurden auch bei IA gefunden, während dort ebenfalls durchgeführte Monte-Carlo-Rechnungen zu sehr viel besserer Übereinstimmung führten.

Tabelle 2

Experimentelle (E) und theoretische (C) Reaktivitätswerte
für ganz eingefahrene Absorber

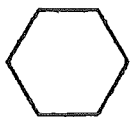
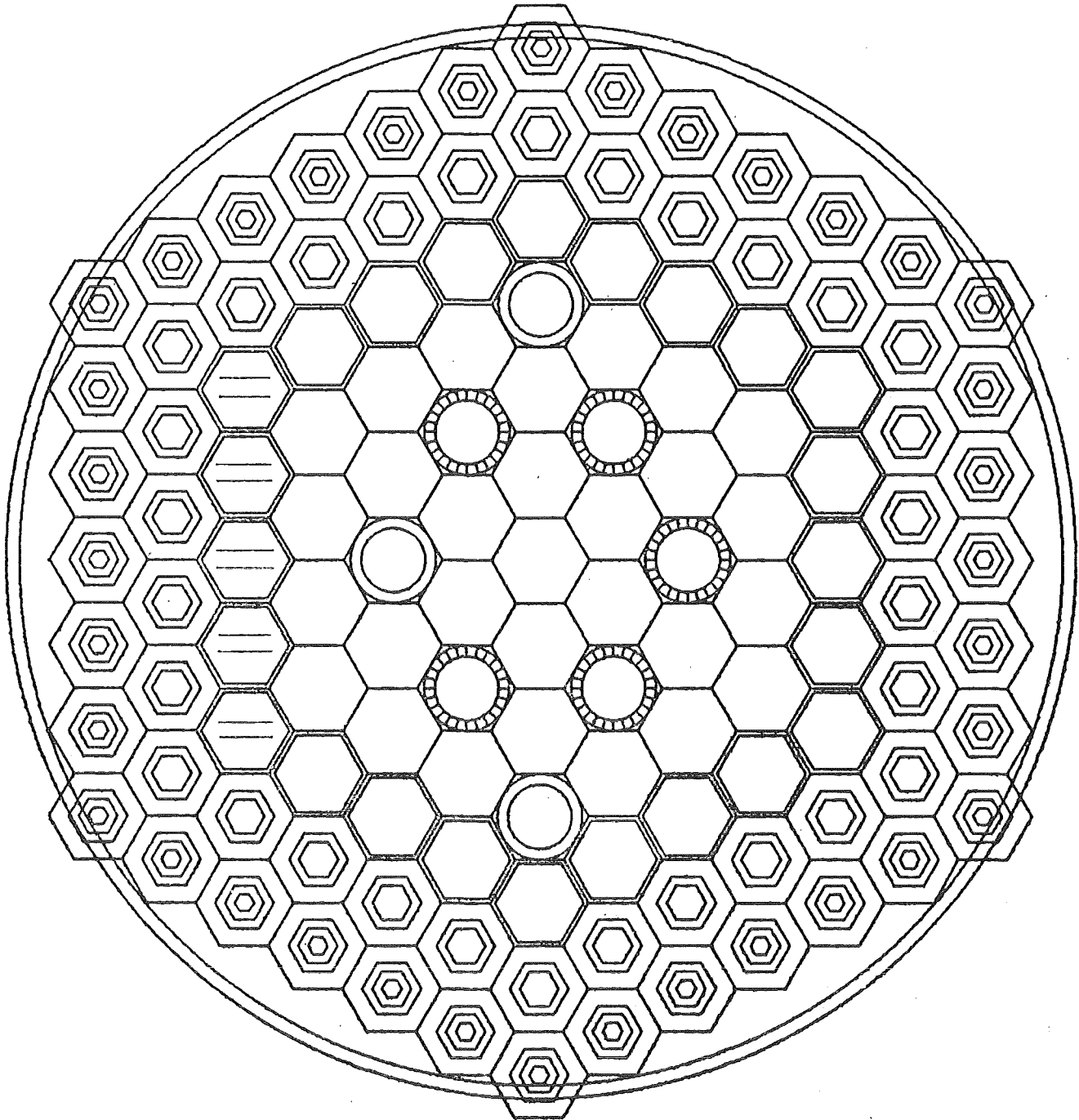
RT = Regel-Trim-Bank

AS₁ = inneres Zweitabschaltelement

AS₂ = beide äußeren Zweitabschaltelemente

Unter "Streuung" ist die mittlere Streuung des Detektor-Einzelwertes bezüglich des Mittelwertes nach Anbringung der Konfigurationsfaktoren angegeben.

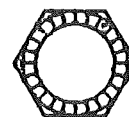
Konfiguration		RT	RT	AS ₁	AS ₂	AS ₁ +AS ₂
<u>B10</u> B10+B11 (At.%)		54	76	94	94	94
11B1	C GRUCAL	21.27\$	29.12\$	6.03\$	5.10\$	11.46\$
	E GRUCAL	20.61\$	27.01\$	5.53\$	4.29\$	9.45\$
	Streuung	6.5%	7.7%	0.5%	8.3%	3.1%
	C/E GRUCAL	1.03	1.08	1.09	1.19	1.21
11C1	C GRUCAL		23.67\$	5.60\$	4.62\$	10.24\$
	C KAPER		25.24\$	5.90\$	5.04\$	10.92\$
	KAP/GRU		1.066	1.054	1.091	1.066
	E GRUCAL		24.51\$	4.76\$	3.93\$	9.14\$
	E KAPER		25.97\$	4.88\$	4.07\$	9.45\$
	Streuung		3.0%	3.1%	3.7%	4.0%
	KAP/GRU		1.060	1.025	1.036	1.034
	C/E GRUCAL		0.97	1.18	1.18	1.12
	C/E KAPER		0.97	1.21	1.24	1.16
	<u>11B1</u> 11C1 (E, GRUCAL)		1.10	1.16	1.09	1.03



Brenn-
elemente



Zweitabschalt-
elemente



Regel-
stäbe



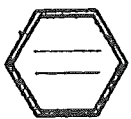
Reflektoren
mit ZrH_x



Reflektoren
7. Reihe

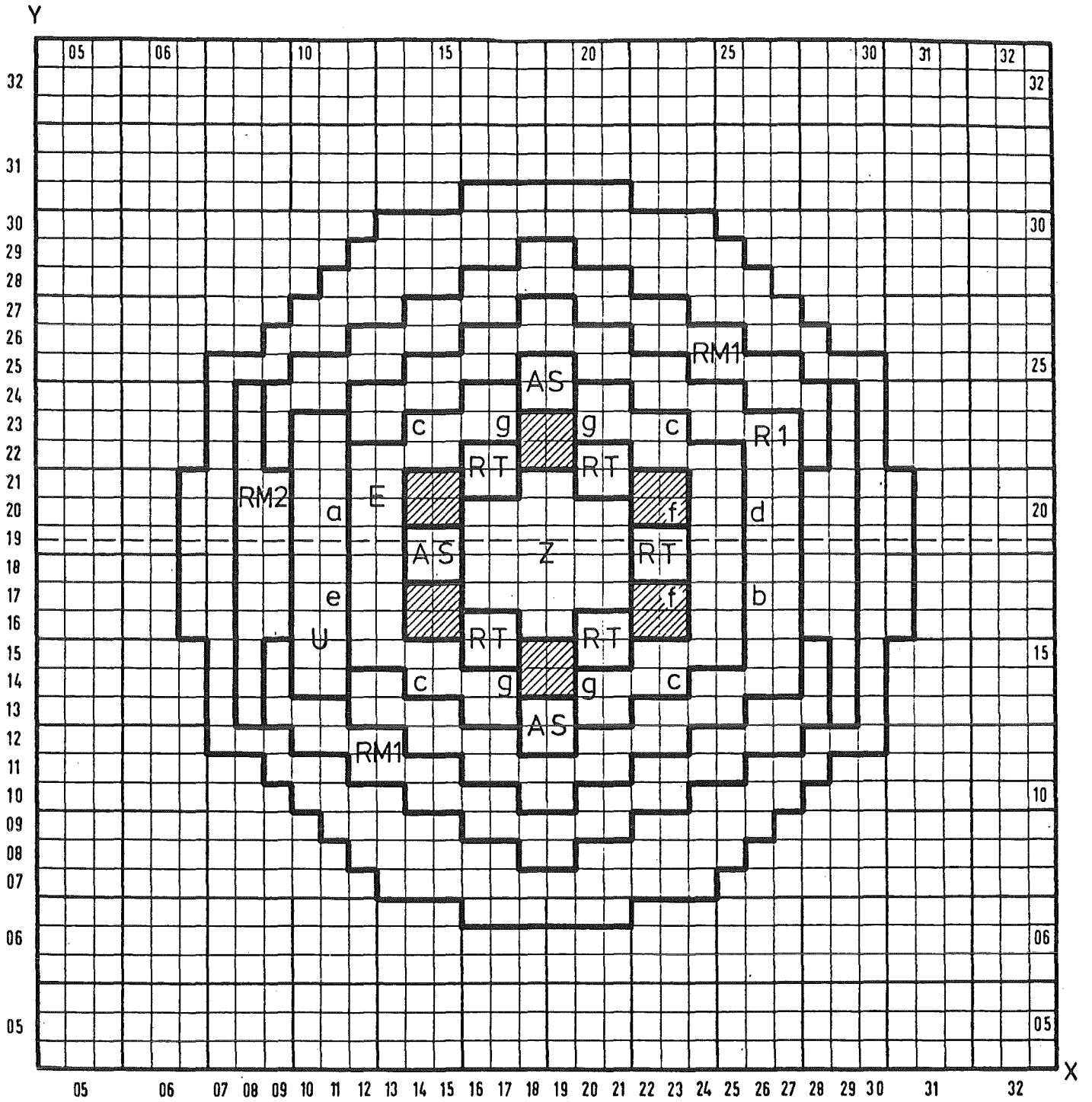


Reflektoren
5. Reihe



Brutelemente

Abb. 1: Reaktorquerschnitt von KNK II/1 und KNK II/2



SNEAK-11C2

Z,E,RT,AS,U s. Abb. 1



D, s. Abb. 1

R 1, R 2 Stahlreflektor ohne Moderator

RM1, RM 2 Stahlreflektor mit Moderator

a,b,c SNEAK - Sicherheitsstäbe

d,e,f,g SNEAK - Trimmstäbe

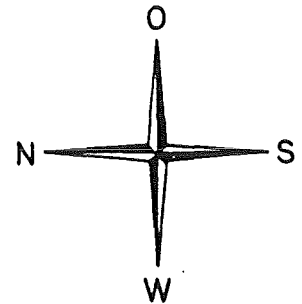
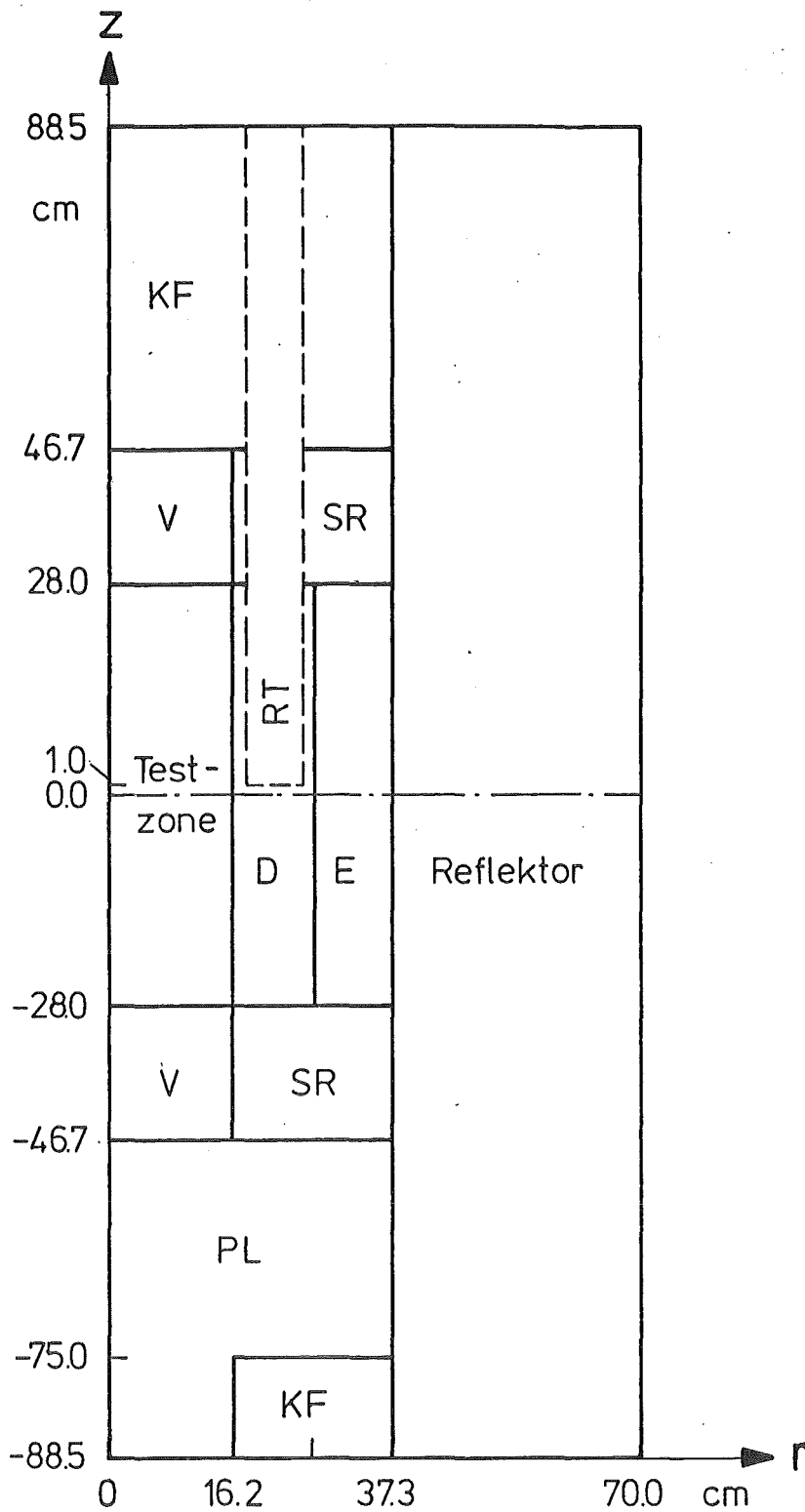


Abb. 2 Querschnitt SNEAK 11C 2



Simulierte KNK-Zonen:

V	Brüterblanket	KF	Brennelementköpfe, -füße
PL	Spaltgas-Sammelraum	D	Treiber ohne Moderator
SR	Stahlreflektor	E	Treiber mit Moderator
RT	Regel-Trim-Stäbe		

Abb.3 Vereinfachter r-z-Plan SNEAK 11 C 2

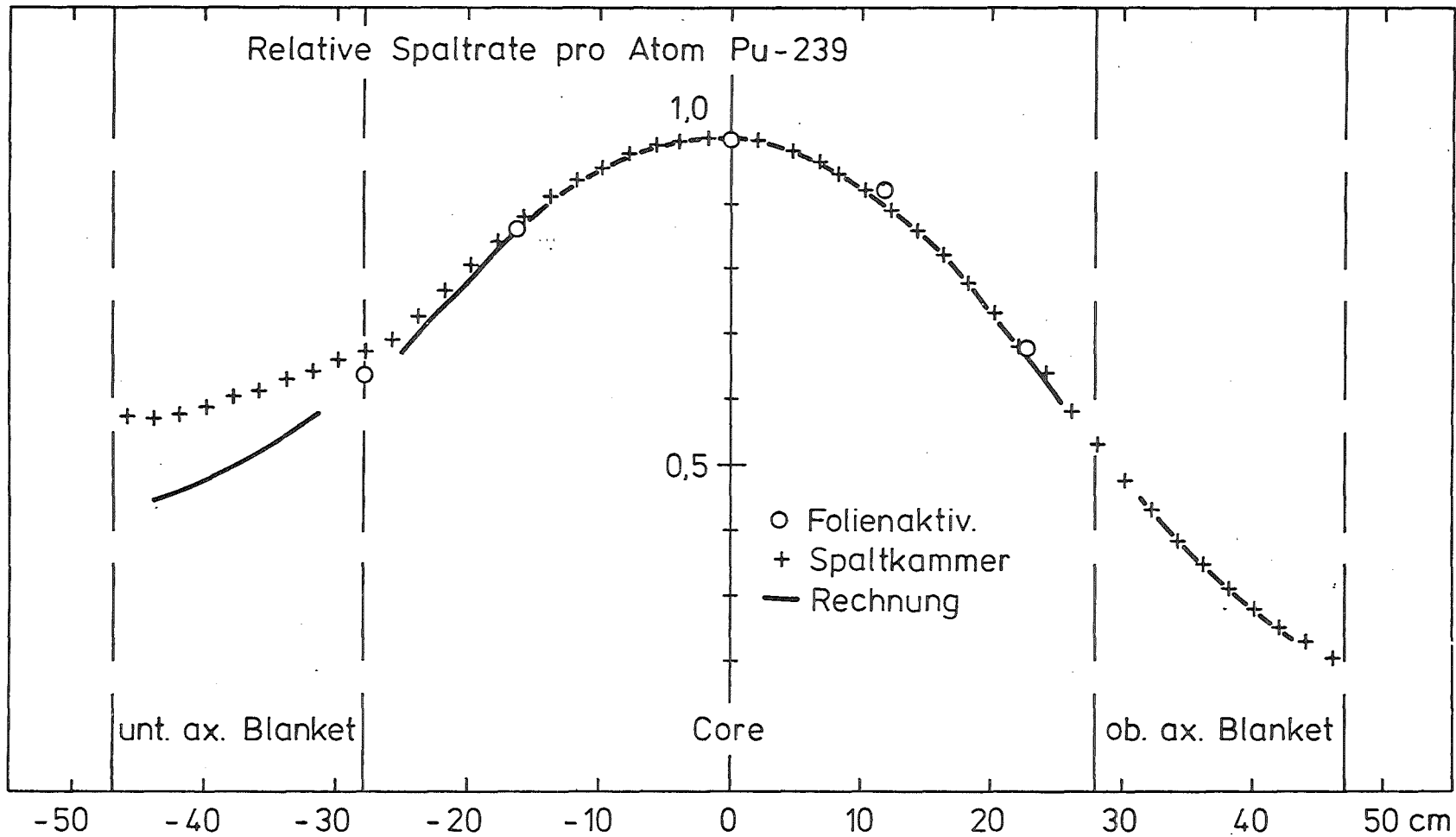


Abb. 4 Axiale Pu 239 - Spaltratenverteilung in SNEAK 11A1, x/y=19/19

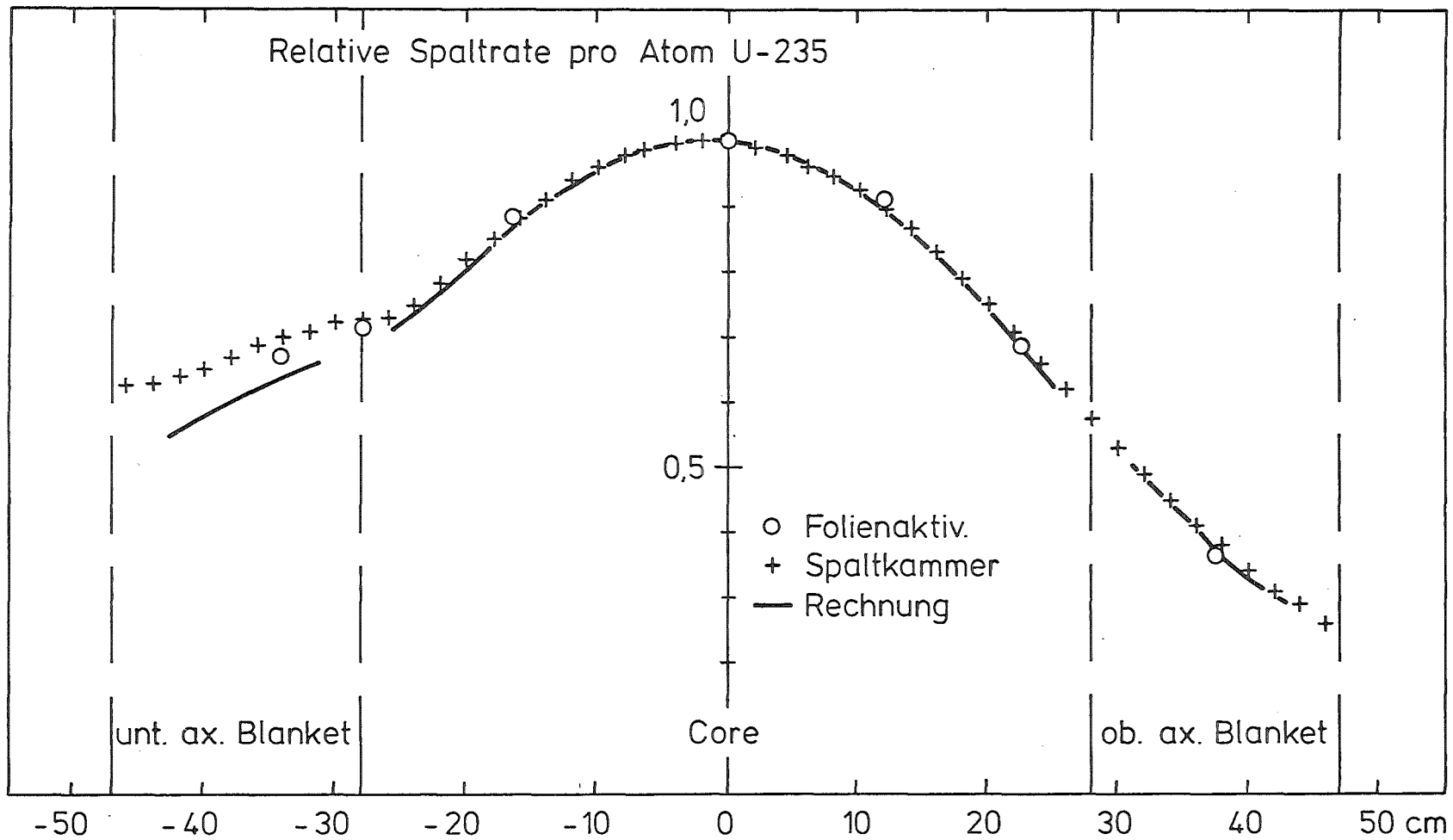


Abb. 5 Axiale U235-Spaltratenverteilung in SNEAK 11A1, x/y=19/19

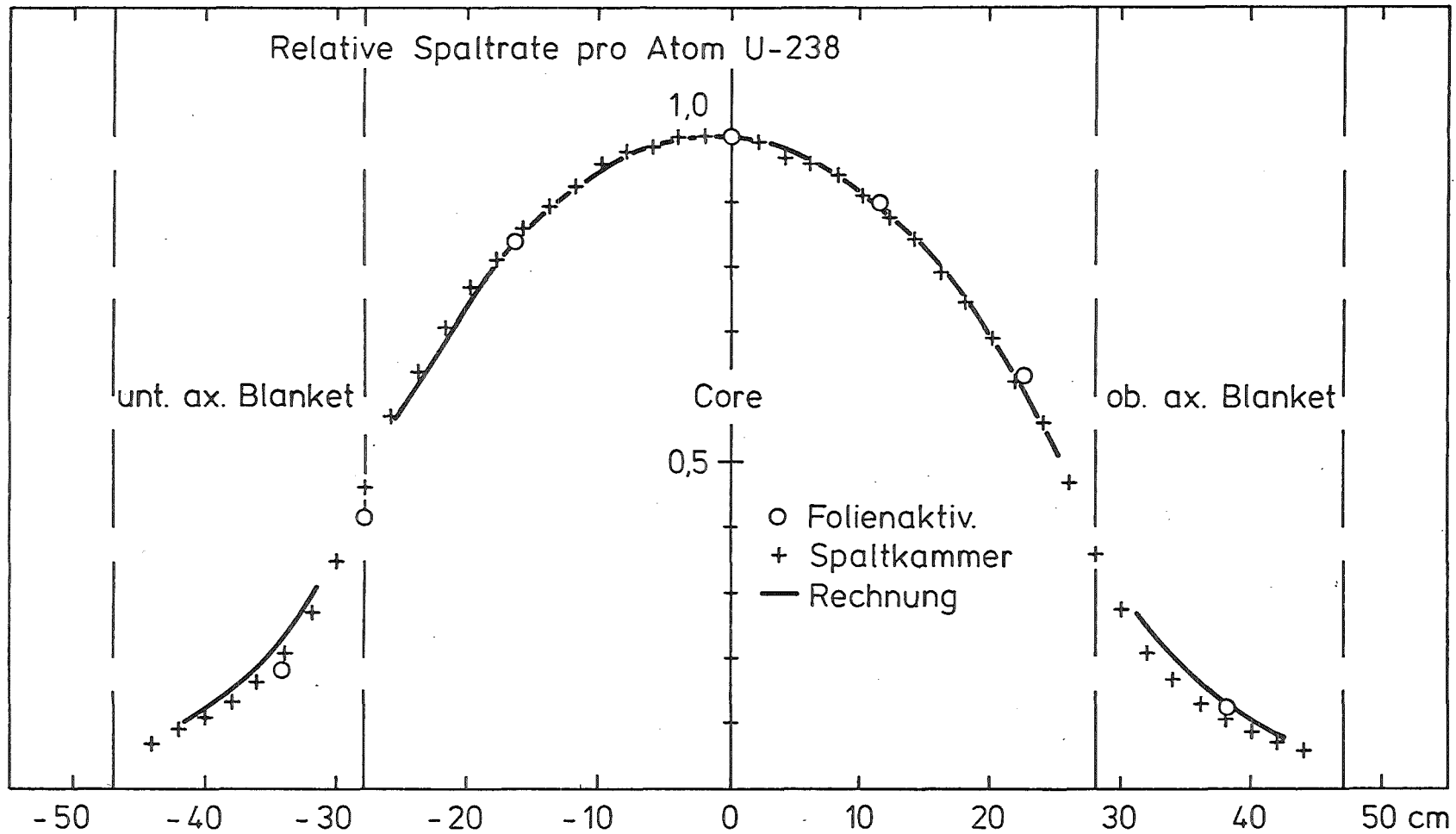


Abb. 6 Axiale U238 - Spaltratenverteilung in SNEAK 11A1, x/y=19/19

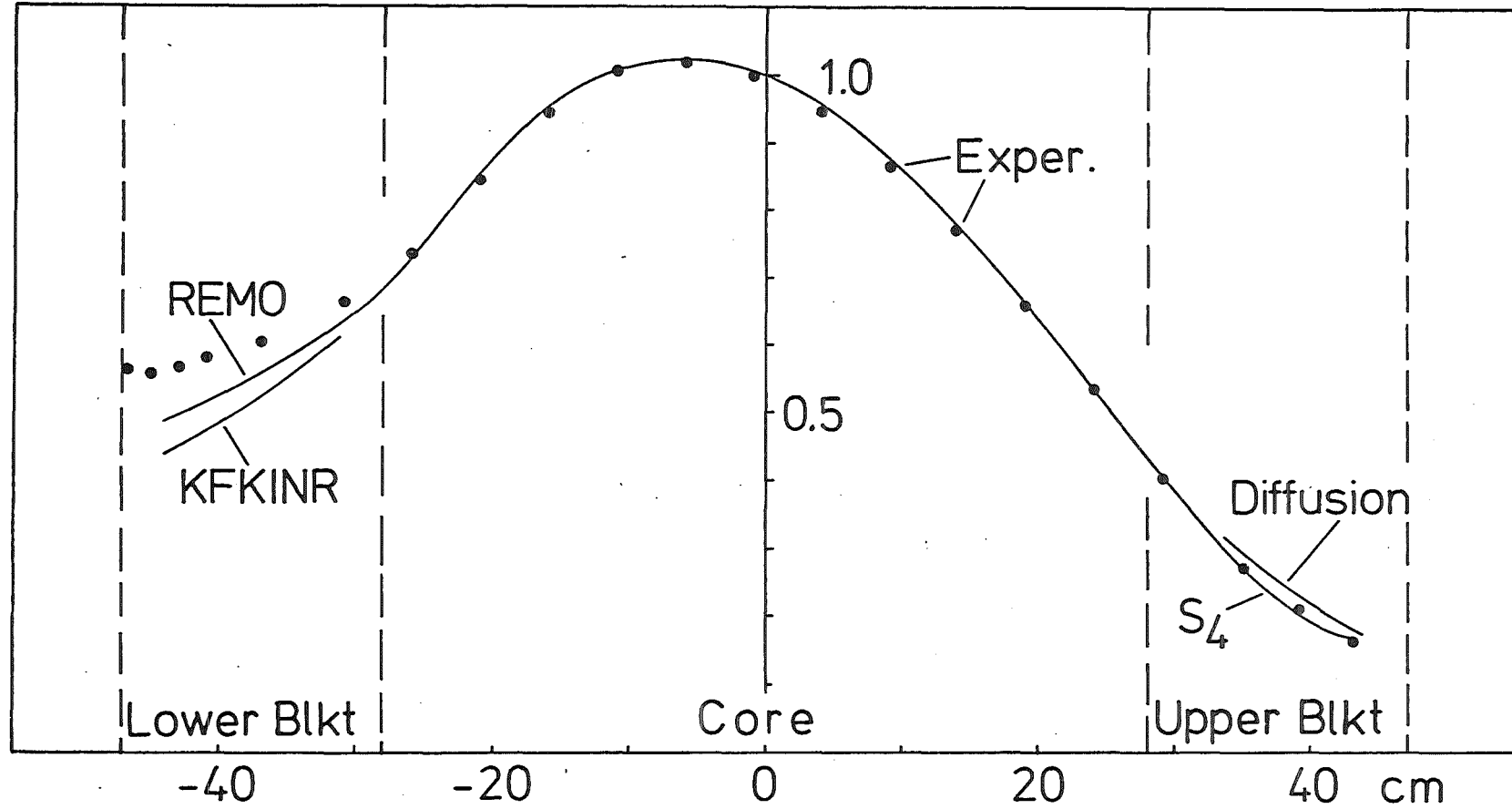


Abb. 7 Axiale Pu239-Spaltratenverteilung in SNEAK 11B2, x/y=19/19

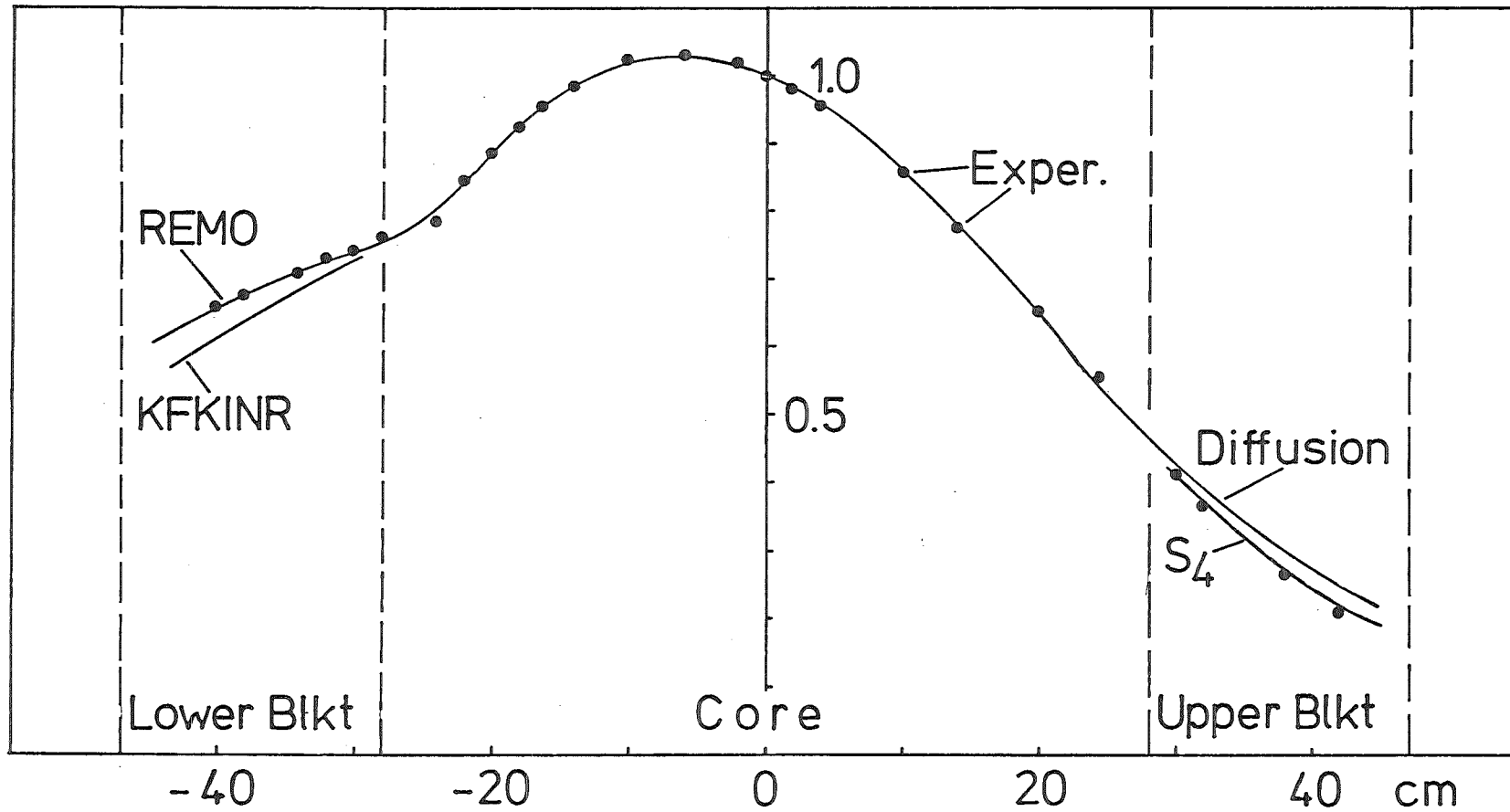


Abb. 8 Axiale ^{235}U -Spaltratenverteilung in SNEAK 11B2, $x/y = 19/19$

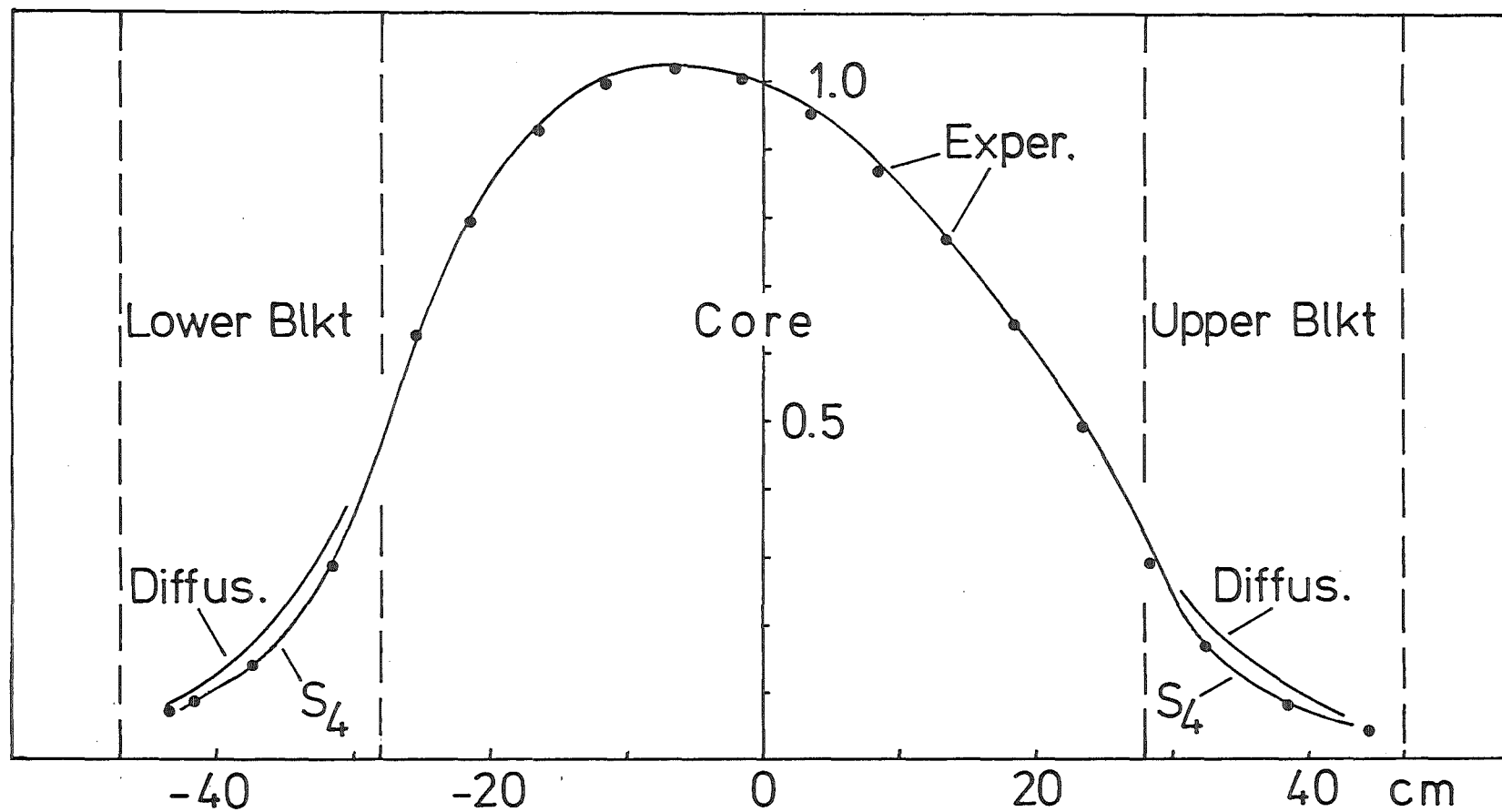


Abb. 9 Axiale U238-Spaltratenverteilung in SNEAK 11B2, $x/y=19/19$

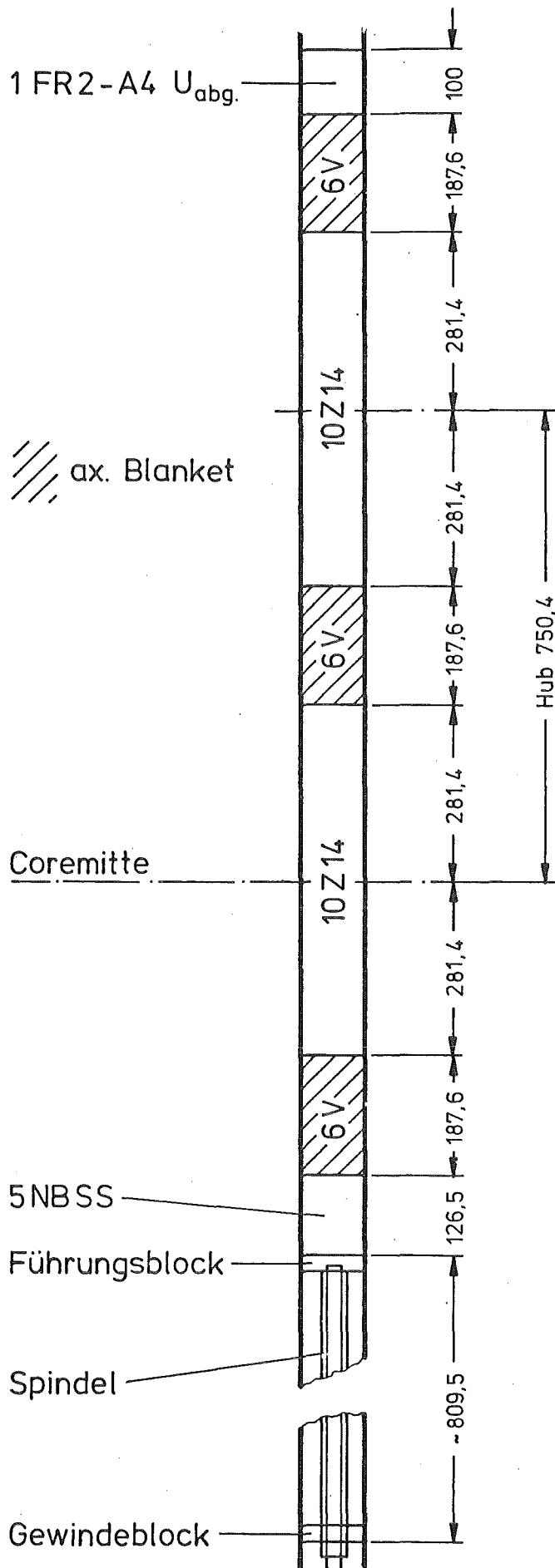


Abb. 10 Tandem - Fülltyp

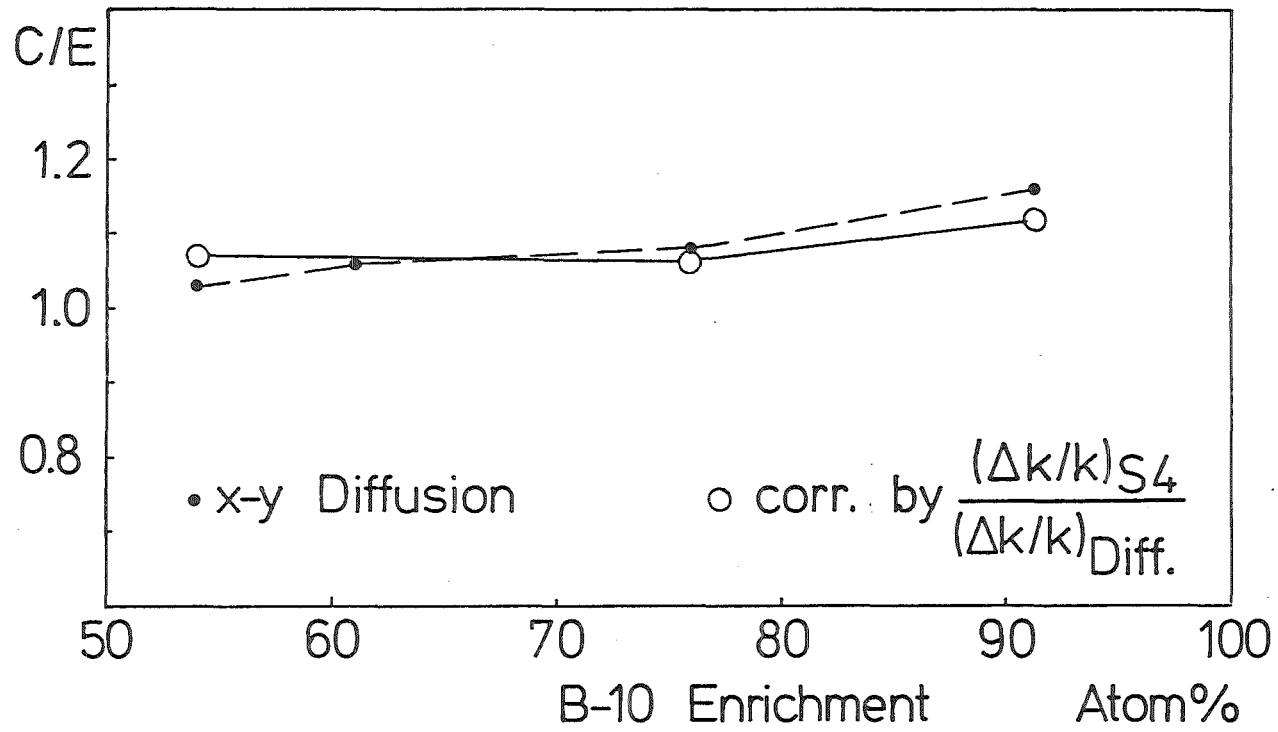


Abb. 11 Grobe Transportkorrektur von SNEAK-11B1-Absorberwerten

"Reaktivitätswerte von Störfallkonfigurationen:

Experimente in SNEAK 12, Rechnungen für SNR 2"

G. Henneges

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Zusammenfassung:

Für die Sicherheitsanalyse von natriumgekühlten, schnellen Brutreaktoren werden Reaktivitätskoeffizienten und kinetische Parameter benötigt. Solche neutronenphysikalische Größen wurden im INR durch aufwendige dreidimensionale Diffusionsrechnungen für den homogenen und heterogenen SNR 2-Kern (HOM 1 bzw. HET 1) bestimmt.

Neben der Erstellung von Koeffizientensätzen, welche für die Sicherheitsanalysen mit SAS 3 D und SIMMER nötig sind, wurden im Rahmen des SNEAK 12-Programms Reaktivitätswerte von Störfallkonfigurationen gemessen. Die experimentellen Ergebnisse werden mit Diffusions- und Transportrechnungen verglichen.

1. Rechnungen für SNR 2⁺

1.1 Einführung

Nach einer Reihe von Vorstudien für einen großen natriumgekühlten, schnellen Brüter wurden 1976/77 in Zusammenarbeit zwischen BN, IA und KfK zwei Core-Modelle, die sogenannten Arbeitskerne konzipiert. Sie wurden als realitätsnahe Rechenbasis für einen später zu optimierenden Großbrüter mit einer elektrischen Leistung von etwa 1300 MW /1/ konzipiert. Beide Modelle unterscheiden sich im wesentlichen nur durch die andersartige Anordnung von Brenn- und Brutelementen im Core, siehe Abb.1. Im Hinblick auf die Austauschbarkeit beider Kerne bei unveränderter Gitterplatte und übereinstimmenden äußeren Kern-Abmessungen wurde bei beiden Entwürfen die Gesamtzahl der Elemente und deren Gitterabstand gleich gewählt. Im sogenannten homogenen Kern HOM1 umgeben die Brutelemente in einem einzigen äußeren Ring (dem radialen Brutmantel) alle Brennelemente, die in zwei Zonen unterschiedlicher Brennstoffanreicherung aufgeteilt sind. Diese Anordnung von HOM1 entspricht den bisherigen konventionellen Entwürfen. Beim heterogenen Kern HET1 sind Brutelemente nicht nur wie bei HOM1 im äußeren radialen Brutmantel, sondern auch zusätzlich in Form einer zentralen Brutinsel und weiterer ringsegmentähnlicher Inseln im eigentlichen Spaltstoffbereich angeordnet. Eine Aufteilung der Brennelemente selbst in zwei verschiedene Anreicherungsgruppen (wie bei HOM1) ist bei HET1 nicht mehr notwendig, da die Leistungsverteilung durch geeignete Positionierung der inneren Brutelemente in gewünschter Weise beeinflusst werden kann.

Nachdem zuerst die thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Eigenschaften der beiden alternativen Kerne detailliert untersucht wurden, sollten anschließende Sicherheitsuntersuchungen quantitative Aussagen über das Störfallverhalten der optimierten Entwürfe liefern. Diese Berechnungen zur Einleitungsphase von postulierten Unfällen wurden mit dem Code-System SAS vorgenommen. Hierzu war es nötig die folgenden neutronenphysikalischen Daten bereitzustellen:

- Reaktivitätskoeffizienten für: Natriumverlust
Stahldichteänderungen
Brennstoffdichteänderungen
- Kinetische Parameter: Effektiver Anteil verzögerter Neutronen
Zerfallskonstante der verzögerten Neutronen
Neutronenlebensdauer
- Anteile des schnellen Flusses (>100 keV) am Gesamtneutronenfluß (für Materialbelastungskriterien)
- Dopplerkonstante

⁺) Diese Arbeiten wurden von den Herren E. Kiefhaber, A. Polch, D. Thiem durchgeführt.

1.2 Methodenentwicklung

Mit den ständig wachsenden Fortschritten in der Modellierung und Berechnung des Störfallverhaltens mußte auch der Detaillierungsgrad der neutronenphysikalischen Koeffizientenberechnungen Schritt halten. Einfache Modellierungen, wie sie z.B. früher bei den NA1- und NA2-Core-Entwürfen und zunächst auch noch für den SNR-300 vorgenommen wurden, sind bei der Berechnung der SAS-Koeffizienten für die großen und komplizierteren SNR-2-Cores nicht mehr ausreichend zuverlässig. Die Anforderungen bezüglich der Genauigkeit und einer genügend feinen räumlichen Modellierung machten es notwendig Verfahren zu entwickeln, mit denen die Realität genügend genau erfaßt wird. So ging die Entwicklung der geometrischen Approximation beginnend mit 2-dimensionalen Wenig-Ring-RZ-Modellen, über kompliziert und aufwendig zu erstellende Viel-Ring-RZ-Modelle (z.B. 39 Ringe für den HOM1) hin zur vollen 3-dimensionalen Nachbildung des hexagonal aufgebauten Brennelementgitters. Dies erforderte nicht nur die Realisierung entsprechender mathematischer Methoden in Basisprogrammen, sondern auch die Schaffung geeigneter Umgebungsprogramme zur Erleichterung der Eingabeerstellung und zur Weiterverarbeitung der Ergebnisse und schließlich die Verkopplung der Programme im Programmsystem. Die Vergrößerung der Datenmenge um ca. zwei Größenordnungen gegenüber früheren Methoden führte zu beträchtlich höheren Anforderungen an die Datenverarbeitungstechnik. Außerdem erforderte die Reduzierung der Fehleranfälligkeit bei der Erstellung großer Eingaben, sowie die Handhabung, kontrollierende Sichtung und Speicherung großer Datenmengen einen entsprechenden Aufwand und personellen Einsatz. Nur durch eine weitgehende Schematisierung und Automatisierung konnten diese Aufgaben gelöst werden.

Begünstigt wurden die Bemühungen durch eine fortschreitende Verbesserung der Datenverarbeitungsanlage. Das betrifft sowohl die Vergrößerung von Arbeitsspeicher und CPU-Geschwindigkeit, wie auch die erheblich erweiterte Speicherkapazität auf Platteneinheiten, das zuverlässigere und variabelere Betriebssystem und nicht zuletzt die stark verbesserten Einsatzmöglichkeiten der Bildschirm-Terminals.

1.3 Schwerpunkte der nukleären Untersuchungen für die HOM1 und HET1-Entwürfe

(a) Iterative Verbesserung des RZ-Modells für HOM1:

Nach mehreren Versuchen konnte ein RZ-Modell mit 39 Ringen (Abb.2) entworfen werden, das sowohl für die räumliche Anordnung als auch für die neutronenphysikalischen Ergebnisse eine ausreichende Übereinstimmung zwischen dem ringförmigen Modell und der wirklichen hexagonalen Struktur gewährleistete.

Weitere Verbesserungen durch Elementzusammenfassung oder Erhöhung der Ring-Zahl erschienen nicht mehr lohnend.

(b) Zweidimensionale RZ-Berechnung in diesem Modell, um die von SAS benötigten vollständigen Koeffizientensätze für HOM1 im Abbrandzustand EOC1 (Ende des 1. Zyklus) und EOC2 zu erzeugen.

(c) Berechnung des heterogenen Kerns HET1 im Abbrandzustand EOC2 in exakter hexagonaler, dreidimensionaler Geometrie.

1.4 Umfang der Arbeiten für die Berechnung des heterogenen Kerns HET1 (EOC2)

Die Basisdaten für die Berechnung der Wirkungsquerschnitte (abbrandabhängige Teilchenzahlen und mischungsabhängige Kondensationsspektren) wurden von IA bereitgestellt.

Die bei KfK durchgeführten Rechnungen lassen sich im wesentlichen in vier Bearbeitungsabschnitte gliedern:

- (a) Berechnung der makroskopischen Gruppenwirkungsquerschnitte für 76 Grund- und Störungsmischungen, deren Kondensation von 26 in 13 Energiegruppen und schließlich deren Kopplung zu 152 Mischungs- SIGMN-Datenblöcken, die die benötigten Gruppenwirkungsquerschnitte enthalten.
- (b) Neutronenflußberechnungen in exakter dreidimensionaler hexagonaler Geometrie mit dem Programm D3E.
- (c) Störungsrechnungen zur Bestimmung der Reaktivitätskoeffizienten für Brennstoff, Kühlmittel und Strukturmaterial, sowie Berechnungen der rein neutronischen Leistungsverteilung, der Fluenzen und der kinetischen Parameter mit dem Programm AUDI3.
- (d) Zusammenfassung und Aufbereitung der Ergebnisse für die SAS-Eingabe mit Hilfe des für solche Zwecke entwickelten Programms TRIPOD. Abb.3 zeigt eine schematische Darstellung der Ausführungskette.

1.5 Ergebnisse

Tab.1 zeigt die wesentlichsten Ergebnisse. Positiv zu bewerten sind die geringeren Reaktivitätswerte für den Natriumverlust im heterogenen Fall. Allerdings sind diese mit einer (absolut) verminderten Dopplerkonstante gekoppelt. Auch beim Abschmelzen der Stahlhülle verhält sich der heterogene Kern günstiger als der homogene Vergleichsreaktor. Die für die SAS-Analysen bereitgestellten Reaktivitätskoeffizienten wurden mit den neuesten verfügbaren dreidimensionalen Diffusionsrechenmethoden bestimmt. Sie sind geeignet, die durch das Sieden bzw. Schmelzen von Natrium und Stahl hervorgerufenen Reaktivitätseffekte - insbesondere in der Einleitungsphase von angenommenen Störfällen - angemessen zu beschreiben.

2. Experimente in SNEAK 12

2.1 Übersicht

Bei der Berechnung hypothetischer Störfallabläufe in Schnellbrüterkernen spielen Reaktivitätseffekte, die durch Materialverschiebungen im Reaktorkern hervorgerufen werden, eine wichtige Rolle. Abb.4 zeigt Spaltmaterialverteilungen wie sie Berechnungen zufolge, während des Ablaufs eines schweren Störfalls auftreten können.

Das erste größere Experimentierprogramm an einer kritischen Anordnung, in dem solche Umverteilungen studiert wurden, wurde am Argonne National Laboratory am ZPR 9 durchgeführt. Die Auswertungen dieser Messungen ergaben zunächst beunruhigend große Diskrepanzen zwischen Theorie und Experiment /2/, die später jedoch deutlich verringert werden konnten /3/.

Um zur weiteren Klärung der Situation beizutragen und um die eigenen Berechnungsmethoden an vollständig zugänglichen experimentellen Daten testen zu können, werden gestörte Kern-Konfigurationen seit 1980 in der Reihe SNEAK 12 untersucht. Dabei wurden, wie in den ZPR-Experimenten Materialverschiebungen durch Beladungsänderungen simuliert.

Die Anordnung 12A war einfach aufgebaut: Sie bestand aus einer Kernzone mit angereichertem Uran als Brennstoff, sowie einem axialen und einem radialen Brutmantel (Abb.5).

Die in dieser Anordnung untersuchten gestörten Kernkonfigurationen wurden durch einen Abstrahierungsprozeß aus Materialverteilungen von schweren hypothetischen Unfällen abgeleitet. Diese waren zuvor mit Unfallanalyse-Programmen berechnet worden. Allerdings sind die Eigenschaften der Unfallkonfigurationen in der SNEAK-Simulation durch die scharfe Abgrenzung von Zonen sehr unterschiedlicher Materialdichte oft überbetont.

Folgende Arten von Beladungsänderungen wurden in SNEAK 12A, ausgehend von der ungestörten Materialverteilung, vorgenommen (die damit simulierten Vorgänge beim Unfallablauf sind in Klammern beigefügt):

- Einbringen von Hohlräumen (Blasenbildung durch verdampfende Reaktormaterialien).
- Einbringen von unterbrochenen und durchgehenden axialen Kanälen (Ausdampfen⁺ von Kühlkanälen).
- Einbringen⁺ und axiale Verschiebung von zusätzlichem Stahl (Schmelzen und Verlagern von Brennelementhüll- und Kastenmaterial).
- Symmetrische axiale Brennstoffverschiebungen (Axiales Austreiben und Re-kompaktierung von Brennstoff).
- Unsymmetrische axiale Brennstoffverschiebungen (Niederschmelzen des Brennstoffs und Ansammlung an der unteren Kernbegrenzung).

Ende 1982 begann der Aufbau der Folgeanordnung 12B, die in ihrem Inneren eine Zone mit etwa 100 kg Plutonium-Uran-Mischoxid in Stabform enthält, das dem im Schnellen Brüter verwendeten Brennstoff mehr ähnelt. Die wichtigsten Meßgrößen sind die Reaktivitätsänderungen bei vertikalen und horizontalen Umsetzungen von Brennstoff im Stabgitter (Abb.6), die Hinweise auf die Berechenbarkeit von Schmelz- oder Verbiegungseffekten geben werden. In ungestörten und gestörten Kernanordnungen werden Reaktivitätswerte von Kernbrennstoff und die Verteilung von Reaktionsraten gemessen. Außerdem wird der Reaktivitätswert von Stahl an verschiedenen Stellen der Testzone bestimmt.

Zum Abschluß der Serie SNEAK 12 wird noch eine Anordnung 12C gebaut werden, in der die Stäbchen von 12B durch Plättchen vergleichbarer Komposition ersetzt sind. Die Anordnung wird es im Zusammenhang mit den Anordnungen 12A und 12B gestatten, Material- und Geometrieeffekte voneinander zu trennen (s.Tab.2) und die Übertragbarkeit von Ergebnissen, die in plättchenförmig aufgebauten kritischen Anordnungen gewonnen wurden, auf die Stabgitter von Leistungsreaktoren zu überprüfen.

⁺) Das Einbringen von zusätzlichem Stahl war notwendig, da die SNEAK 12A Komposition keine Stahlplättchen enthält.

2.2 SNEAK 12A, Experimente und Ergebnisse

Zur Erzeugung von Hohlräumen und axialen Kanälen wurden Reaktormaterialien durch leere Stahlkästen ersetzt; für durchgehende Kanäle wurden ein oder mehrere Elementrohre ganz entleert. Vor der Durchführung von Materialverschiebungsexperimenten wurden in den meisten Fällen in der Experimentierzone die Natriumplättchen (natriumgefüllte Stahlschachteln) durch Leer-schachteln ersetzt. Dadurch wird der Verlust von Natrium simuliert. Konfigurationen mit verschobenen Materialien wurden dann durch Umordnung von Brennstoff-, Stahl- und Leerplättchen hergestellt.

Kleine Reaktivitätsänderungen wurden durch Kompensation mit geeichten SNEAK-Trim- und -Regelstäben gemessen, größere mit Hilfe der unterkritischen Quellmultiplikation.

Da die spontane Neutronenquelle im Uranbrennstoff sehr schwach ist, mußte bei den unterkritischen Messungen mit einer AmBe-Neutronenquelle gearbeitet werden. Diese wurde in eine radial exzentrische Position eingesetzt, da im Zentrum des Kerns die experimentellen Umladungen durchgeführt wurden. Um die notwendigen Korrekturrechnungen für Abweichungen von der Proportionalität zwischen Unterkritikalität und reziproker Zählrate durchzuführen, sind bei einer solchen Anordnung der Quelle inhomogene dreidimensionale Diffusionsrechnungen mit relativ engem Maschengitter (zur besseren Erfassung der lokalen Quelle) erforderlich. Bisher wurde an den Auswertungen der unterkritischen Reaktivitätsmessungen noch keine solche Korrektur angebracht. Erste Testrechnungen mit dem dreidimensionalen Rechenprogramm D3D zeigen, daß für einen Detektor, der auf der von der Quelle abgekehrten Seite des Reaktors sitzt, die unkorrigierten Reaktivitätswerte für sehr unterkritische Konfigurationen nur um etwa 3% zu korrigieren sind.

Abb.7 zeigt einige Beispiele von Konfigurationen, wie sie in SNEAK 12A untersucht wurden. Außerdem werden gemessene und gerechnete Reaktivitätsänderungen bezogen auf den ungestörten Kern angegeben.

Für symmetrische Brennstoffverschiebungen sind eine Gesamtdarstellung aller Beladungstypen sowie die zugehörigen Meß- und Rechenergebnisse in Tabelle 3 und Abb.8 aufgeführt. Die Abhängigkeit des Reaktivitätswerts von Niederschmelzkonfigurationen vom Zonendurchmesser ist in Abb.9 graphisch dargestellt. Deutlich zu sehen ist hier der grob falsche Verlauf der Kurve bei Anwendung der Diffusionsnäherung im Falle von Brennstoffverschiebungen.

Die bisherigen Auswertungsergebnisse lassen sich folgendermaßen zusammenfassen:

Störungsrechnungen erster Ordnung, angeschlossen an S_N -Transportrechnungen, geben die Ergebnisse von Experimenten über Reaktivitätseffekte von Hohlräumen, Strömungskanälen und zusätzlichem Stahl an verschiedenen Positionen im Kern mit einer Genauigkeit von etwa 10% wieder.

Zur Interpretation der Experimente mit Brennstoffverschiebung sind direkte Berechnungen der Multiplikationskonstanten oder exakte Störungsrechnungen notwendig. Mit Störungstheorie erster Ordnung ergeben sich Abweichungen vom Experiment, deren Größe von der Menge des kompaktierten Brennstoffs abhängt. Diffusionsrechnungen führen bei der Nachrechnung der hier beschriebenen Experimente im allgemeinen zu unbefriedigenden Resultaten. Sie sind jedoch zur Berechnung des Reaktivitätswertes von Strukturmaterialbewegungen ausreichend.

Um den Einfluß der Plättchenorientierung festzustellen, wurden einige Experimente mit vertikal gestellten Plättchen in der Experimentierzone wiederholt. Der Einfluß der Plättchenorientierung auf die Multiplikationskonstante war in der Referenzbeladung und den Beladungen mit gestörter Materialverteilung ähnlich, so daß die Reaktivitätsänderungen bei Materialverschiebungen mit vertikal gestellten Plättchen etwa die gleichen waren wie bei horizontaler Plättchenorientierung.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß schon jetzt die Auswertungen der Anordnung 12A besonders im Hinblick auf die Anwendung der Diffusions- oder Transportrechnung bei der Bestimmung von Reaktivitätsänderungen wichtige Hinweise erbracht haben, die in zukünftigen Sicherheitsrechnungen zu berücksichtigen sind. Es sei darauf hingewiesen, daß die Ergebnisse im wesentlichen in Einklang mit den neueren Auswertungen von japanischen und amerikanischen Messungen stehen /4/.

Literaturverzeichnis

- /1/ R. Schröder, H. Spenke
Heterogene Cores für Schnelle Brutreaktoren
Atomkernenergie - Kerntechnik 36 (1980) Lfg.4, S.227
- /2/ S.K. Bhattacharrya, D.C. Wade, R.G. Bucher, D.M. Smith, R.D. McKnight and L.G. LeSage, "A Critical Experiment Study of Integral Physics Parameters in Simulated Meltdown Cores", Proc. Int. Mtg. Nuclear Power Reactor Safety", Brüssel (1978)
- /3/ S.K. Bhattacharrya, D.C. Wade, R.G. Bucher, D.M. Smith, R.D. McKnight, and L.G. LeSage, "A Critical Experiment Study of Integral Physics Parameters in Simulated Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Meltdown Cores", Nuclear Technology 46 (1979) 517
- /4/ F. Helm, G. Henneges, W. Maschek, "Measurements and Computations of the Neutron Physics Effects of Accident-Caused Core Distortions in Liquid Metal Fast Breeder Reactors", to be published in Nucl. Sci. and Eng.

	Quantity	Dimension	Homog. reactor	Heterog. reactor
Fissile Region (Without Axial Blankets)	Max.Pos.Circulating Sodium Void Reactivity ¹⁾	β ²⁾	4.55	2.45
	Total Circulating Sodium Void Reactivity ¹⁾	β	4.16	2.09
	Total Clad Steel Loss Reactivity	β	6.03	4.43
	Doppler Constant wet at 3000 K	10^{-3} Tdk/dT	-5.80	-3.91
	Doppler Constant dry at 3000 K	10^{-3} Tdk/dT	-4.32	-2.90
Internal Fertile Region (Including Axial Blankets)	Max. Pos. Circ. Sodium Void Reactivity	β	-	0.90
	Total Circ. Sodium Void Reactivity	β	-	0.82
	Total Clad Steel Loss Reactivity	β	-	1.42
	Doppler Constant wet at 3000 K	10^{-3} Tdk/dT	-	-2.46
	Doppler Constant dry at 3000 K	10^{-3} Tdk/dT	-	-2.06

1) excluding stagnant sodium between wrappers

2) $1 \beta \cong 3.80 \cdot 10^{-3} \Delta k/k$ and $\cong 3.88 \cdot 10^{-3} \Delta k/k$ for the hom. and het. reactor, respectively

IMPORTANT SAFETY RELATED NUCLEAR CHARACTERISTICS OF A HOMOGENEOUS AND A HETEROGENEOUS 1300 MW(e) LMFBR DESIGN (AT END OF EQUILIBRIUM CYCLE 2)

Tab. 1

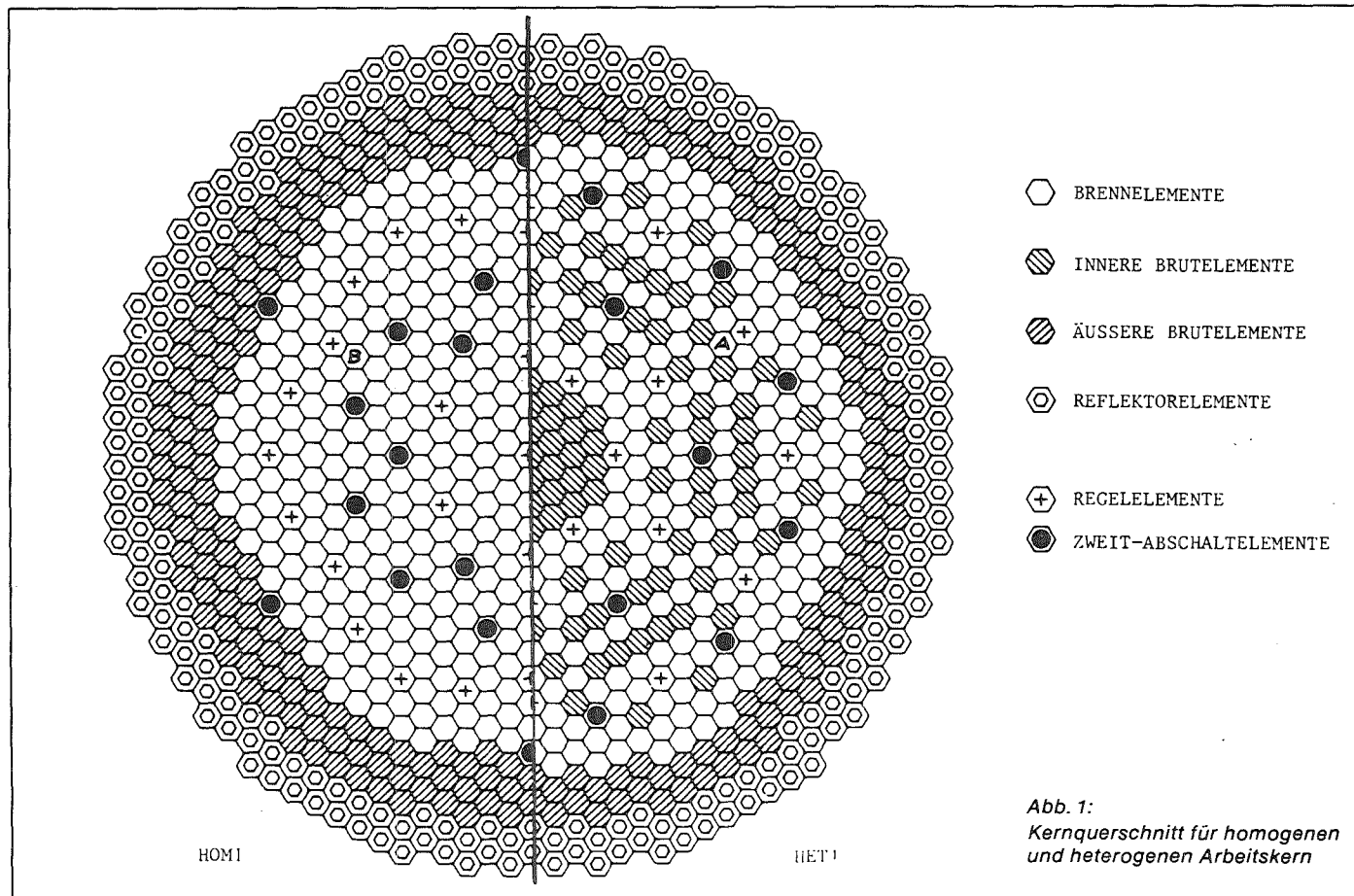
Anordnung	Brennstoff	Brennstoff- geometrie
12A	anger. Uran	Plättchen
12B	Plutonium-Uran- Mischoxid	Stab
12C	Plutonium-Uran- Mischoxid	Plättchen

Tab. 2: Übersicht über die Anordnungen der Serie SNEAK 12

Parameter	Number of Perturbed Elements	Reactivity Worth (ρ) Versus Reference ^{a)}		
		Experiment	Transport Calculations	
			Eigenvalue Difference	First Order Perturbation
Small Fuel Slump-out	4	+ 0,9	-	- 1,1
	16	+ 5,2	-	- 4,4
Only UO ₂ Slump-out	4	+ 7,7	-	+ 9,4
	16	+ 25,4	+ 22,6	+ 34,3
Large Fuel Slump-out	4	- 47,1	-	- 60,1
	16	-107,2	- 98,2	-230,7
Fuel Slump-out into Blanket	16	-397,0	-391,0	-466,7
Small Fuel Slump-in	1	+ 0,9	-	-
	4	+ 4,5	-	+ 1,4
	16	+ 18,1	-	+ 5,1
Large Fuel Slump-in	1	+ 17,3	+ 15,1	-
	4	+ 65,0	+ 67,0	-
	12	+243,7	+270,8	-
	16	-	+337,7	+230,1

a) Die Referenzbeladung der Elemente ist die Normalbeladung, in der die Na-Schachteln durch Leerschachteln ersetzt werden.

Tabelle 3: Gemessene und gerechnete Reaktivitätseffekte von symmetrischen Konfigurationsänderungen in SNEAK 12A



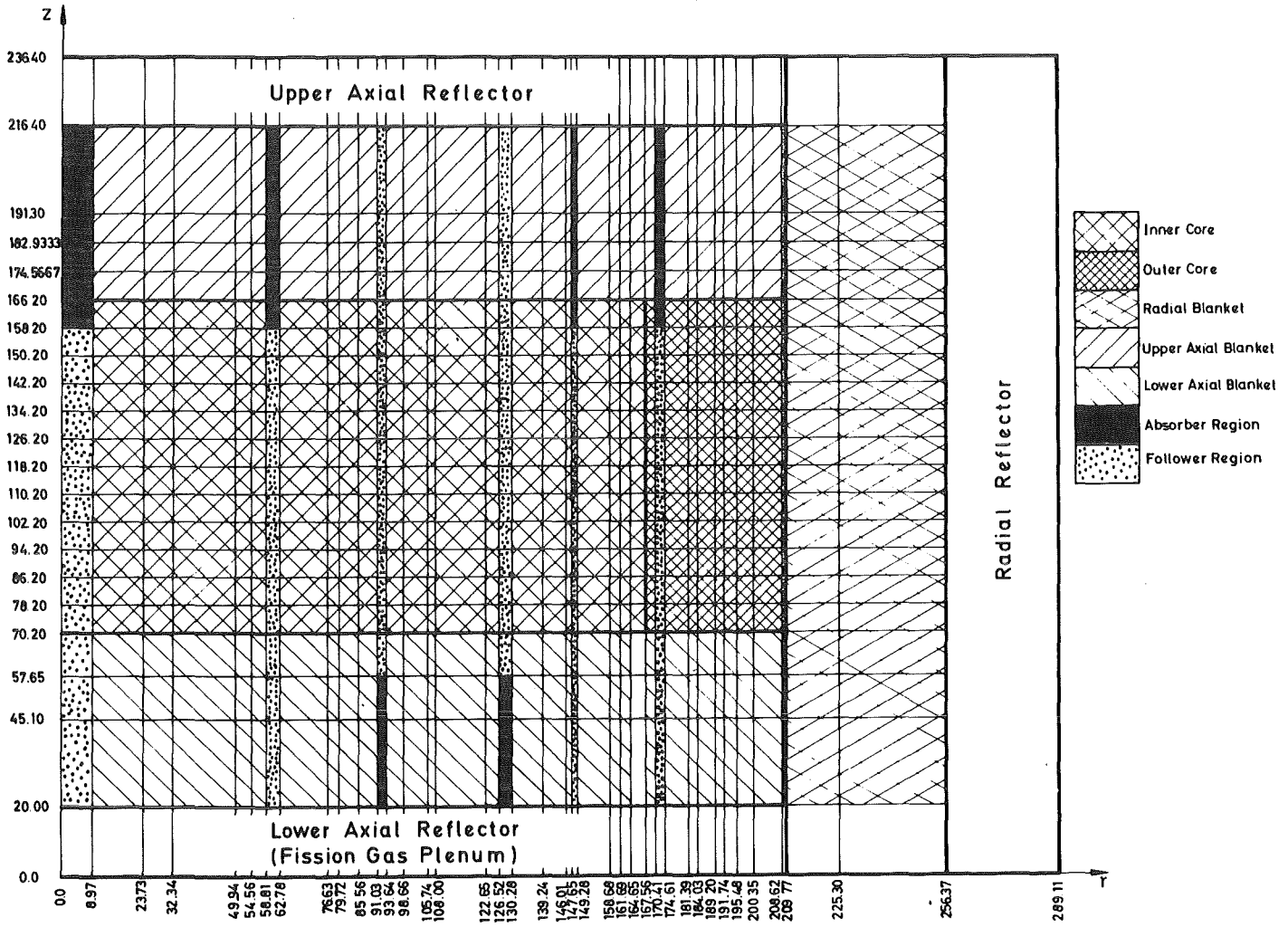
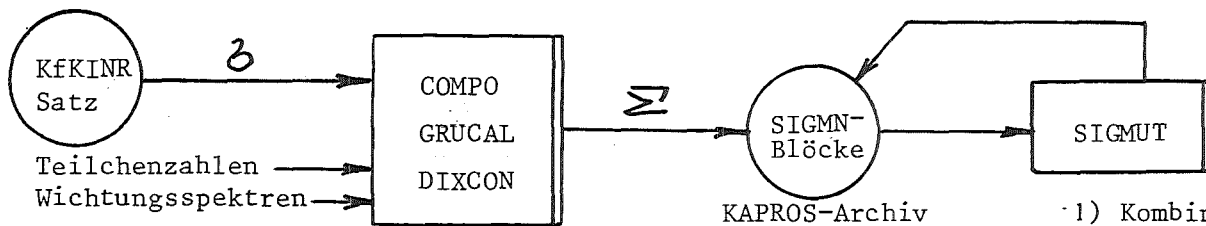


ABB. 2: CALCULATIONAL CYLINDRICAL MODEL OF A 1300 MW_E LMFBR
 (DIMENSIONS CORRESPONDING TO FULL POWER CONDITIONS IN CM)
 THE INDIVIDUAL BURN UP STATES ARE NOT CHARACTERIZED SEPARATELY

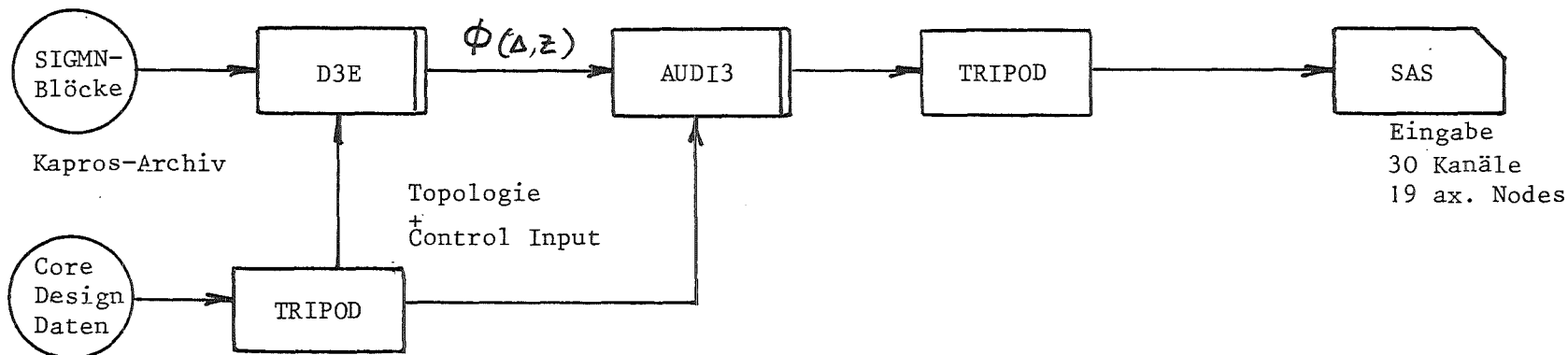
Programmkette (1) : Berechnung der Gruppenquerschnitte



(KAPROS-Routinen sind durch senkrechte Doppelstriche der Programmkästen gekennzeichnet)

- 1) Kombination von SIGMUT-Blöcken
- 2) Einfügung kinetischer Basisdaten

Programmkette (2) : Dreidimensionale hexagonale Flußberechnungen und Auswertungen



D3E

Rechenbereich 30°
 (111 Elemente)
 Energiegruppen 13
 Mischungen 76
 Ax. Materialschichten 9
 (davon im Core durch differ. Abbr. 3
 im ob. ax. Bl. 2
 im un. ax. Bl. 2)

Anzahl der ax.Ebenen 52
 Punkte in d. Ebene 327
 Orts-Energiepkt. 221052
 Schrittweiten:
 Hexagon(Dreieck)Seite 9.8cm
 Axial(Core) 4.0cm

AUDI3

Rechenbereich 120°
 Δz-Gitter 37x37x52
 Orts-Energiepkt. 925444
 Integr. Berechnungszonen 1654
 (74 Elemente mit je 21 ax. Zonen)

Abb. 3 Schematische Darstellung der wichtigsten Programmfunktionen und Eingabegrößen

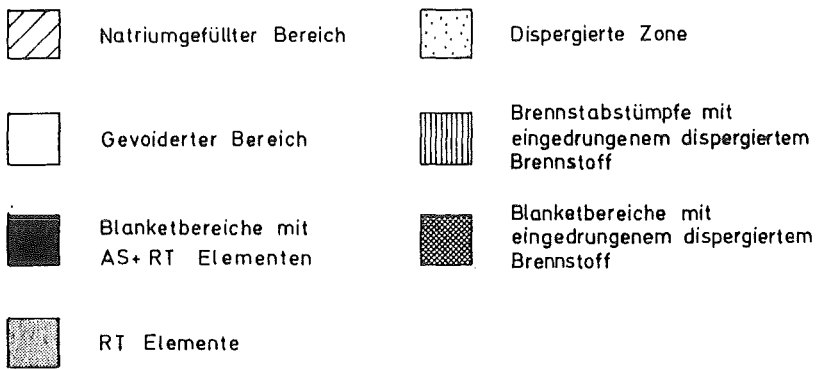
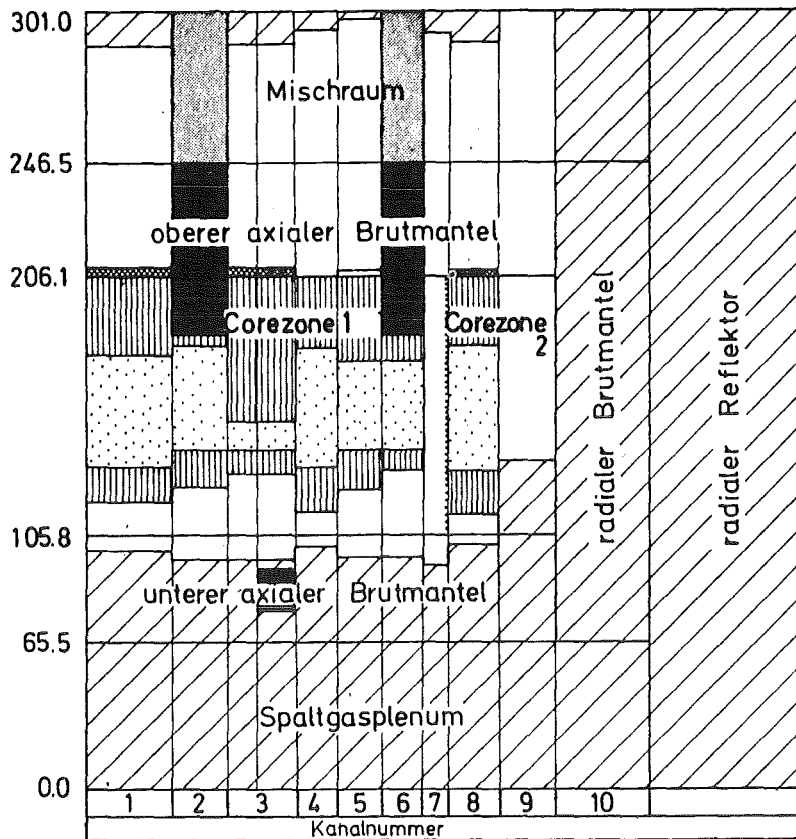
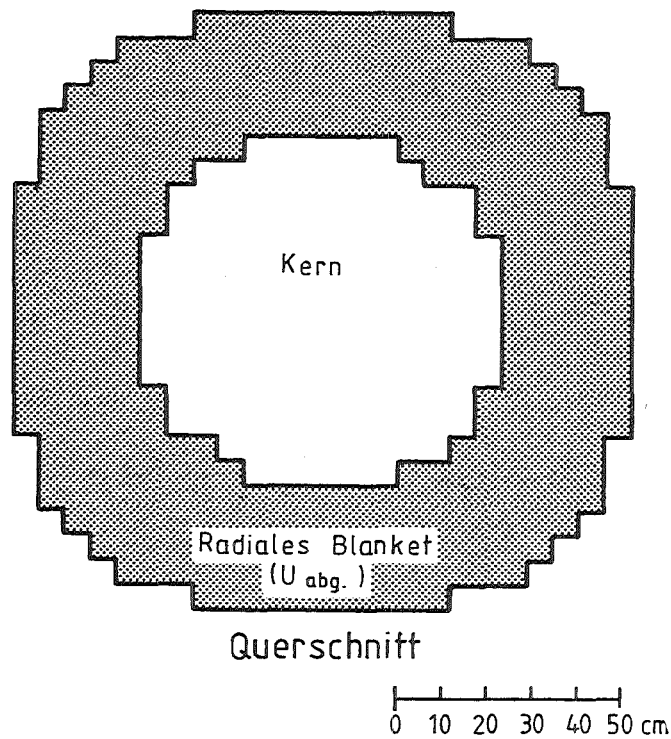


Abb. 4 HERABFALLEN DER NOCH INTAKTEN OBEREN BRENNSTABSTÜMPFE ZUR KERNMITTELEBENE BEIM KÜHLMITTELDURCHSATZSTÖRFALL E: DIE OBIGE KONFIGURATION STELLT DIE LAGE DER BRENNSTABSTÜMPFE AM ENDE DER DISPERSIONSPHASE ZUM ZEITPUNKT STÄRKSTER UNTERKRITIKALITÄT DAR. IN DIE NOCH INTAKTEN BRENNSTABSTÜMPFE IST DER DISPERGIERTE BRENNSTOFF AUS DEM COREMITTELEBENENBEREICH EINGEDRUNGEN UND HAT ZU HOHER KERNMATERIALDICHTE GEFÜHRT. ZIEL: BESTIMMUNG VON REAKTIVITÄTSWERTEN (ABSOLUTE NIVEAUS, KOEFFIZIENTEN) FÜR DIESE STARK INHOMOGENEN BRENNSTOFF-KONFIGURATIONEN.



Na
U 20%
Na
U 35%
UO ₂

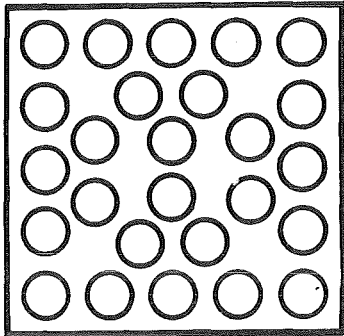
Plättchenzelle
im Kern

Na
UO ₂

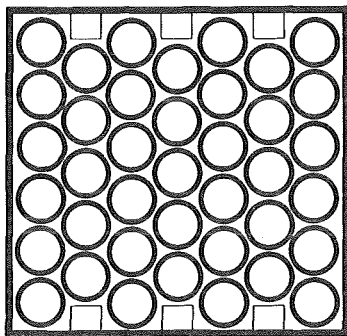
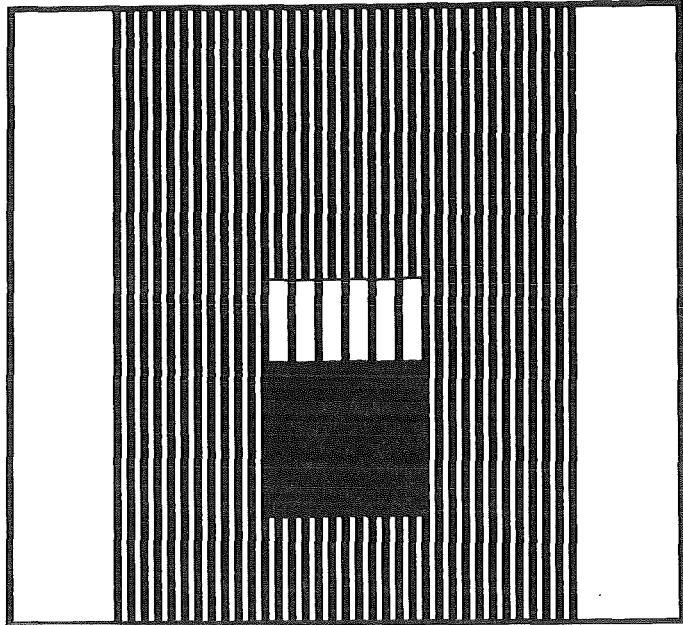
Plättchenzelle im
axialen Blanket

Beladung

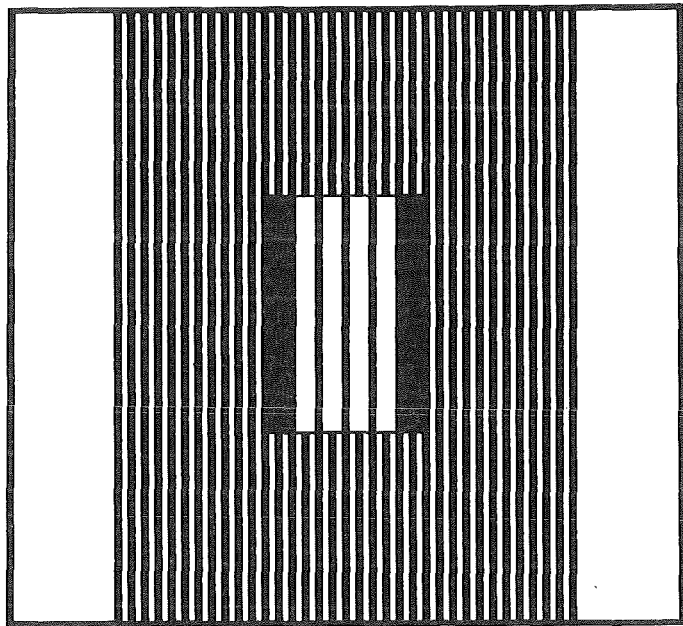
Abb. 5 SNEAK 12A Horizontaler Schnitt und Anordnung
der Plättchen in Kern und axialem Blanket



Normalzelle
26 Stäbe



Kompaktierte Zelle
39 Stäbe



normal 26 Stäbe



kompaktiert 39 Stäbe

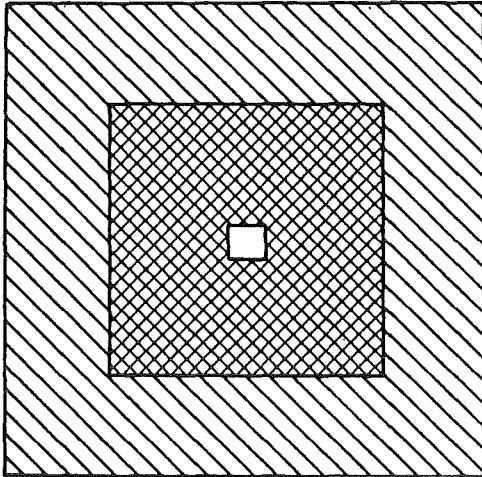


leer

ABB. 6:

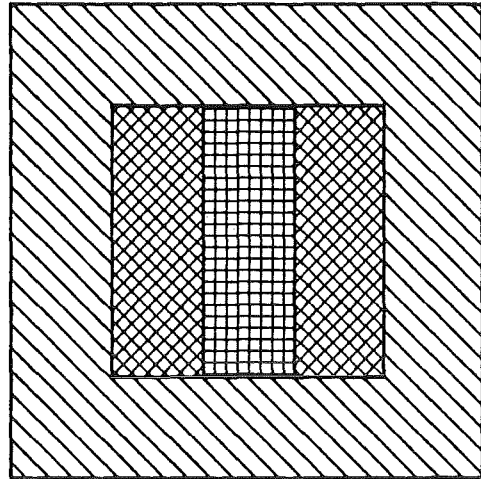
SNEAK 12B
Brennstoff-Verdichtung





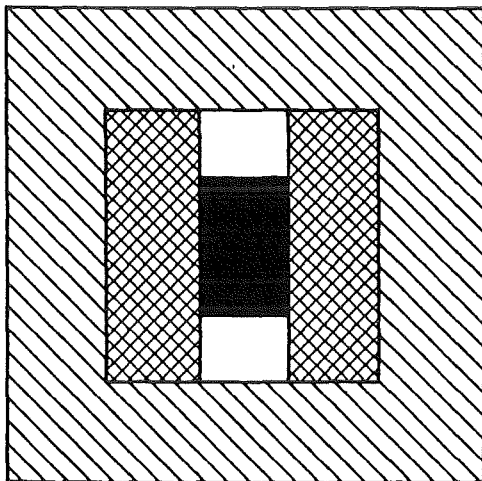
Zentraler Hohlraum

Rechnung: a) - 41.0 ℓ
 Messung: - 39.8 ℓ



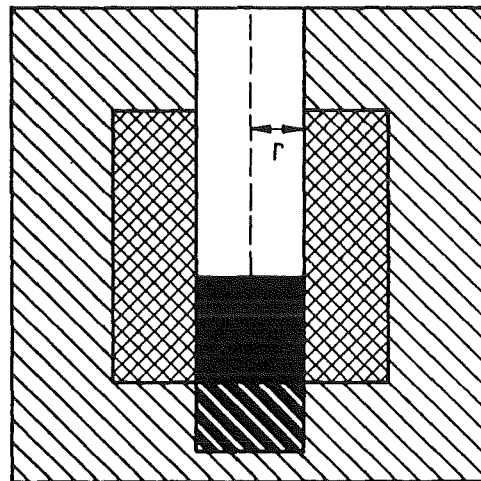
Zusätzlicher Stahl

- 19.0 ℓ
 - 18.9 ℓ



Brennstoffansammlung
 in der Kernmitte

Rechnung: b) + 270.8 ℓ
 Messung: + 243.7 ℓ



Niederschmelzkonfiguration

r =	6.14 cm	12.27 cm	18.41 cm
	- 64.0	- 99.1	+ 143.7 ℓ
	- 70.0	- 117.0	+ 149.2 ℓ

a) Transport - Störungsrechnungen
 1. Ordnung

b) Transport - k_{eff} - Rechnungen






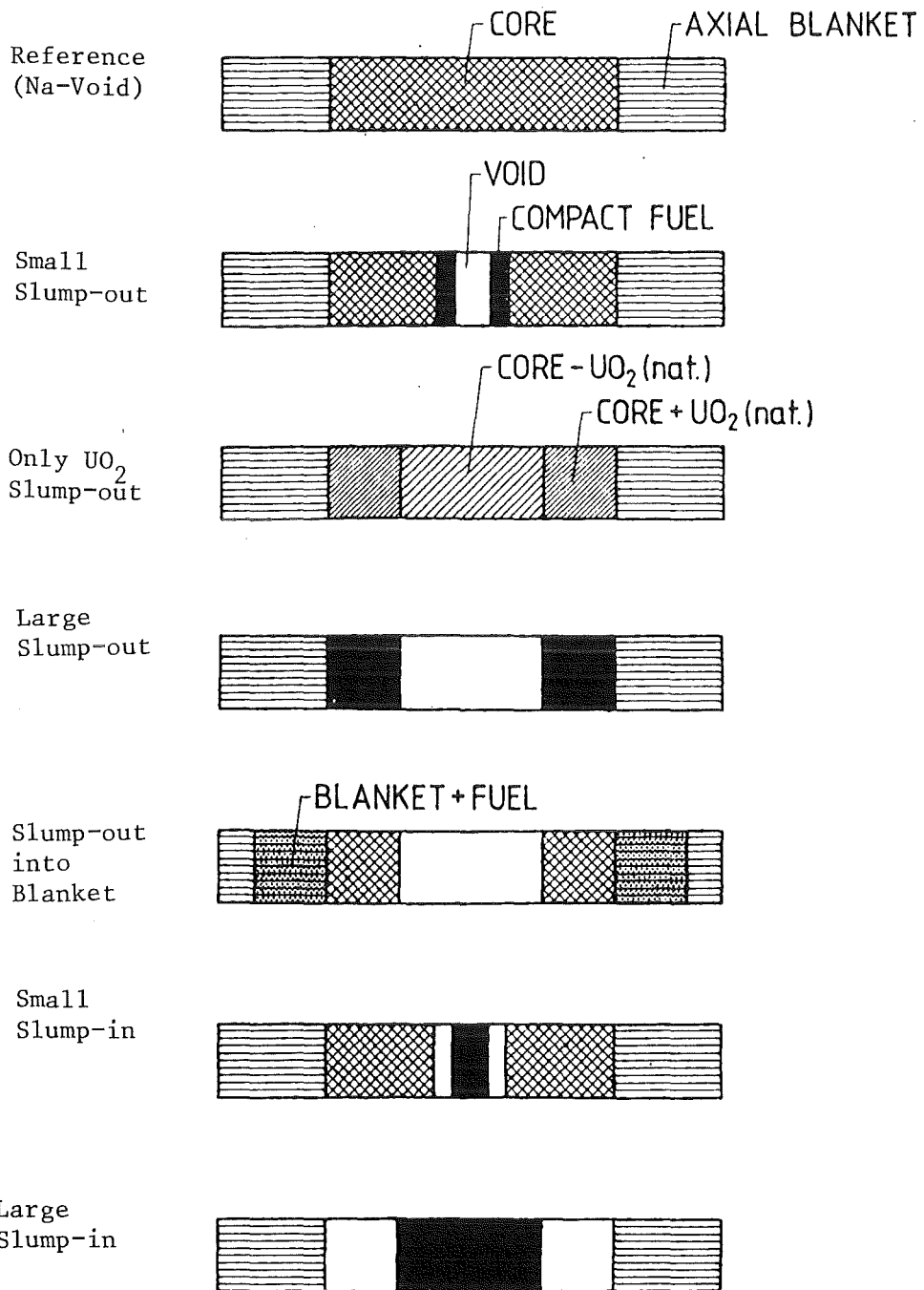
- | | |
|--|--|
|  Kern |  kompaktiertes Kern- und Brutmantelmaterial |
|  Brutmantel |  Kern ohne Natrium, mit zusätzlichem Stahl |
|  kompaktiertes Kernmaterial | |

Abb. 7: Beispiele für Beladungsarten, die in SNEAK 12 A untersucht wurden.



KTK

Abb. 8: Beladungstypen mit symmetrischer Brennstoffumverteilung

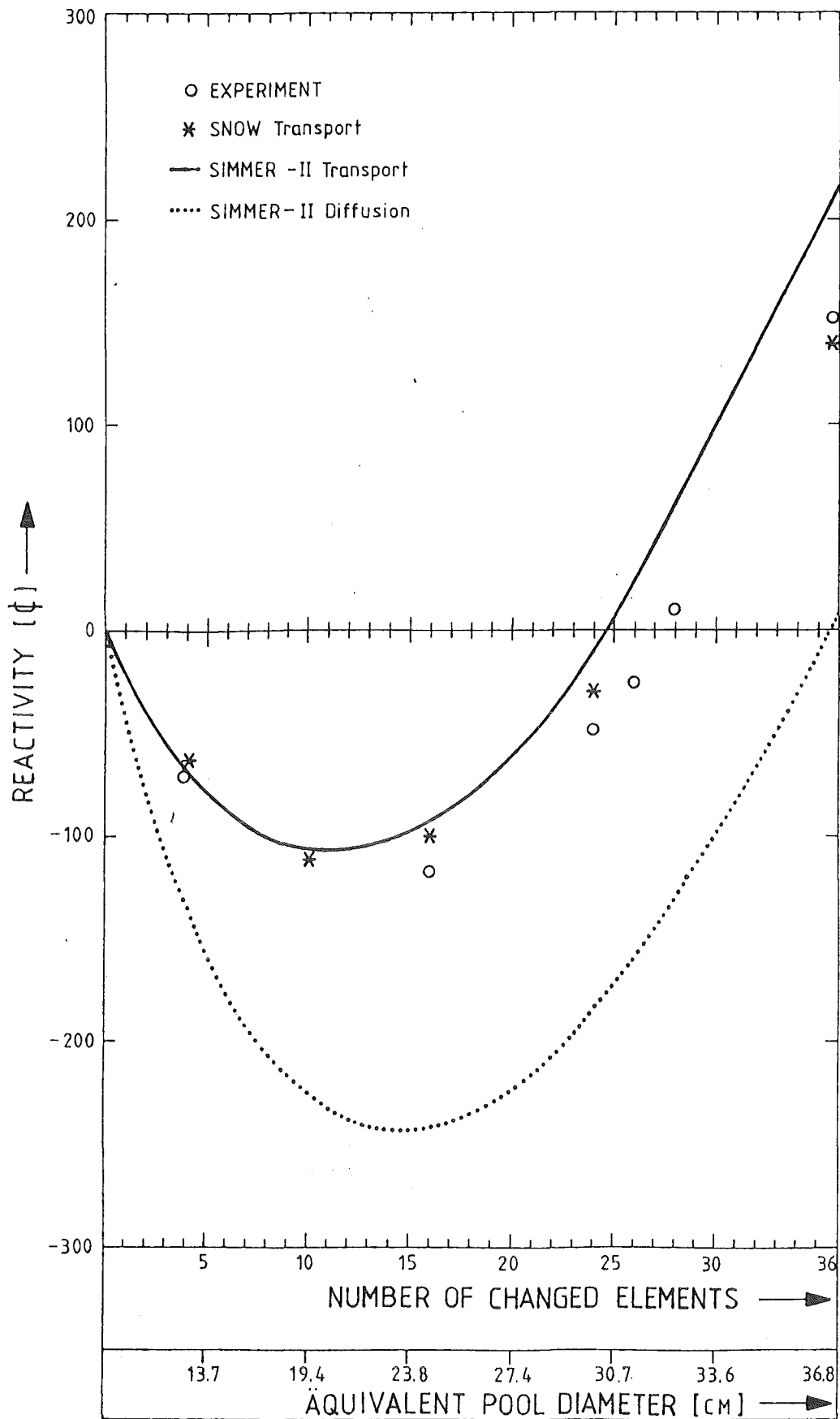


Abb. 9: Gemessene und gerechnete Reaktivitätsänderung durch simuliertes Niederschmelzen des Brennstoffs in Abhängigkeit vom Durchmesser der gestörten Zone

"SNR 2 Auslegung, Status, Trends und Methoden"

U. Wehmann
INTERATOM GmbH
Bergisch Gladbach

Zusammenfassung:

Ausgehend von der Situation um 1975 werden die Überlegungen dargelegt die vom damaligen Referenzkern HOM 1 zum heutigen Basiskern geführt haben. Anhand typischer Auslegungsaspekte wird der Einsatz der verschiedenen Methoden diskutiert.

- BRUST für Parameterstudien (Beispiel: Stabdurchmesser und Abbrandeinfluß auf Zykluskosten)
- RZ-Diffusion für vergleichende Untersuchungen mit größerem Detailierungsgrad (Beispiel: Stabdurchmessereinfluß auf Reaktivitätskoeffizienten)
- 3d-Diffusion (Beispiele: Untersuchungen zur Verringerung der Absorberanzahl, 3d-Abbrand des Basiskerns)
- 3d-Transport (Beispiel: Absicherung der mit DEGEN berechneten Absorberwirksamkeiten)

Mögliche weitere Auslegungsänderungen für SNR 2 und daraus resultierende Auslegungsarbeiten werden diskutiert. In Ergänzung zum Vortrag von Dr. Henssen werden der heute erreichte Stand der Auslegungsmethoden und eventuell notwendige Verbesserungen erörtert.

1. Einleitung

Um die Entwicklung der nuklearen Auslegung des SNR 2 in den letzten 10 Jahren zu illustrieren, werden einleitend die Anfang der 70er Jahre gültigen Randbedingungen dargestellt (Abb. 1) und die wesentlichen Eigenschaften des darauf basierenden homogenen Arbeitskerns HOM1 in Erinnerung gerufen (Abb. 2+3).

Zu dem HOM1-Kern wurden in den 70er Jahren eine Reihe von Untersuchungen durchgeführt (z.B. die Bethe-Tait-Analysen der KfK), aber es zeigte sich dann, daß einige der Randbedingungen nicht mehr aufrecht gehalten werden konnten. Die neuen Randbedingungen zeigt Abb. 4.

Aus den neuen Randbedingungen ergaben sich eine Reihe neuer Aufgaben, von denen einige wichtige in Abb. 5 gelistet sind. Bei den im letzten Punkt genannten Störfalluntersuchungen handelt es sich nicht um Bethe-Tait-Analysen sondern um Untersuchungen, in denen das Sicherheitspotential verschiedener Kerne untersucht werden sollte und mit denen u.a. festgestellt werden sollte, ob es möglich ist, Stabversagen, d.h. genau genommen Na-Sieden, im Verlauf gewisser Störfälle zu vermeiden. Es wurden dabei Kerne untersucht, die sich in einzelnen Größen wie Stabdurchmesser, Corehöhe oder

Längenleistung unterscheiden, womit der individuelle Einfluß dieser Parameter auf die Sicherheitseigenschaften des Kerns studiert werden soll. Diese Untersuchungen sind noch nicht abgeschlossen, so daß noch nicht auf Ergebnisse eingegangen werden kann. Etwas näher diskutiert werden dagegen die drei erstgenannten Aufgaben.

2. Überprüfung des Stabdurchmessers

Dazu zeigt Abb. 6 die Brennstoffzykluskosten (BZK) als Funktion des Brennstabdurchmessers bei verschiedenen Abbränden. Man sieht, daß die BZK bei nicht zu hohen Abbränden kontinuierlich abfallen, daß aber bei Abbränden oberhalb 200 MWd/kg SM eine deutlich abgeschwächte Tendenz mit einem Wiederanstieg bei Stabdurchmessern oberhalb 9-10 mm festzustellen ist. Es sind einige Varianten um den Referenzpunkt herum angedeutet (Stabzahl je BE, Hüllrohrwandstärke, Corehöhe, Brutmaterialhöhe), die aber alle unter $\pm 10\%$ bleiben.

Zu ergänzen ist, daß mit der Vergrößerung des Stabdurchmessers auch der Coredurchmesser zunimmt, was sich direkt in einer Vergrößerung des Tankdurchmessers niederschlägt. Damit verbunden ist sicherlich eine gewisse Anlagenpönale, die jedoch zur Zeit nicht quantifiziert werden kann. Sie führt aber auf jeden Fall zu einer weiteren Abflachung der Tendenzen in Abb. 6 und u.U. auch schon bei den nicht so hohen Abbränden zu einem Wiederanstieg der Kosten bei großen Stabdurchmessern.

Neben diesen mit unserem Brüterstudienprogramm BRUST durchgeführten grundlegenden Untersuchungen wurden mit etwas aufwendigeren Methoden auch verschiedene andere für den Betrieb und die Sicherheit wichtigen Effekte untersucht. Dazu zeigt Abb. 7, wie sich die Void- und Dopplerkoeffizienten mit dem Stabdurchmesser ändern. Diese Werte wurden mit RZ-Diffusionsrechnungen im Anschluß an die vorab gelaufenen Abbrandrechnungen für das Ende des jeweiligen Gleichgewichtszyklus berechnet. Man sieht, daß die Dopplerkonstante aufgrund der abnehmenden Pu-Anreicherung kontinuierlich zunimmt, während der Voideffekt hauptsächlich aufgrund des kleiner werdenden Natrium-Volumenanteils abnimmt.

Abb. 8 zeigt einen für die Auslegung und Anforderungen an die Absorber wichtigen Effekt. Mit wachsendem Stabdurchmesser wächst bei gleichbleibender Stabzahl je BE einerseits die Elementfläche, andererseits nimmt jedoch die Flußabsenkung in den größer werdenden Absorberelementen zu. Somit wächst die für die Neutronen-Absorption maßgebliche effektive Absorberfläche weniger langsam als die Brennstofffläche, was dann zur Folge hat, daß die Absorberwirksamkeiten als Funktion des Stabdurchmessers stark abnehmen. Diese Tendenz zeigt Abb. 8, wo die Wirksamkeiten von Absorbersystemen unterschiedlicher Anzahl und Positionierung für verschiedene Stabdurchmesser dargestellt ist. Die Betrachtung der verschiedenen Systeme führte dabei zu dem schraffierten Band. Diese Rechnungen wurden mit unserem Grobmaschencode DEGEN mit 3 Energiegruppen durchgeführt. Neben den Wirksamkeiten sind auch die Anforderungen aufgetragen, und man sieht, daß die Sollkurve oberhalb von etwa 8 mm deutlich über der Ist-Kurve liegt.

Bei einer Neufestlegung stehen sich also verschiedene, einander entgegengerichtete, Tendenzen gegenüber:

- die BZK fordern große Stabdurchmesser
- die Anlagenpönale spricht gegen zu große Werte
- die Frage der Absorberwirksamkeiten verhindert ebenfalls zu große Stabdurchmesser

(Andere Aspekte, z.B. der Handhabung oder der Mechanik sollen hier nicht diskutiert werden.)

Ein Kompromißwert für den Stabdurchmesser dürfte wohl im Bereich von 8-9 mm liegen, und wir haben die quantitative Festlegung letztlich von der Forderung nach Harmonisierung vornehmen lassen, indem wir den für SPX2 zur Zeit vorgesehenen Wert von 8.5 mm übernommen haben. Mit diesem Wert dürfte einerseits der größte Teil der möglichen Kostenverringerungen realisiert sein, und zum anderen kann erwartet werden, daß durch Optimierung der Absorbersysteme die Soll- und Ist-Werte der Wirksamkeiten in Einklang gebracht werden können.

3. Überprüfung des Abbrands

Der Abbrand ist die wichtigste Einflußgröße der Brennstoffzykluskosten. Abb. 9 zeigt, daß beim Übergang von dem im HOM1-Kern realisierten Wert von 70 MWd/kg auf etwa 150 MWd/kg in etwa eine Halbierung der BZK erreicht werden kann. Aber auch hier sind einige Pönalen zu bedenken, die mit der Abbranderhöhung verbunden sind. So werden z.B. die Anforderungen an die Absorber aufgrund des schlechteren internen Brutvermögens größer und Void- und Dopplereffekt werden ungünstiger. Hierzu kommt, daß das Verhalten des Strukturmaterials unter Neutronenbestrahlung bei den Neutronendosen, die Abbränden von mehr als 100 MWd/kg entsprechen, wenig bekannt ist, so daß hier große Unsicherheiten bestehen.

Wir haben auch an dieser Stelle im Sinne der Harmonisierung mit den Franzosen, mit denen ja gemeinsame Bestrahlungsexperimente zum Abbau der erwähnten Unsicherheiten bestehen, einen Schritt auf 140 MWd/kg getan, mit dem immerhin der größte Teil der möglichen Kostenverringerung realisiert wäre.

In diesem Zusammenhang werden zwei von BELGONUCLEAIRE beigestellte Tabellen (Abb. 10 und 11) eingefügt, die sich mit dem Einsatz ferritischer Stähle beschäftigen. Sie zeigen, daß die unterschiedliche Stahlzusammensetzung nur geringe Änderungen der nuklearen Kerneigenschaften bewirkt, und daß das Ausnutzen der günstigeren Schwelleigenschaften der ferritischen Stähle für eine Abbranderhöhung von 80 auf 135 MWd/kg SM eine Verringerung der BZK um etwa 30 % ermöglicht.

4. Verringerung der Absorberanzahl

Die Untersuchungen zur Tankauslegung auf Basis des HOM1-Kerns hatten ergeben, daß die Anzahl von 55 Absorbern nicht realisiert werden kann. Randbedingung war hier die obere Grenze von 15 m für den Tankdurchmesser des Loop-Reaktors, die wiederum maßgeblich durch den Durchmesser des instrumen-

tierten Stopfens bestimmt wird. Dessen Dimensionierung wird zum einen durch die Durchführungen für die Reaktorinstrumentierung (Temperaturmessung, DND-System) bestimmt und zum anderen durch die Öffnung für die Absorber. Als machbar wurde eine gesamte Absorberanzahl von möglichst nahe bei 30 angesehen, d.h. die Kernauslegung hatte die Aufgabe, eine Verringerung um etwa 25 Positionen vorzunehmen.

In einem ersten Schritt wurden die Reaktivitätsanforderungen an die Absorbersysteme überprüft. Dabei ergab sich u.a., daß es unsinnig ist, mit dem Zweitabschaltssystem (ZA-System) den maximalen positiven Void kompensieren zu wollen, da nur im Handhabungszustand das Einschleusen einer Gasblase merklichen Volumens nicht ganz ausgeschlossen werden kann, bei Handhabung das ZA-System aber gar nicht einfahren kann. Dagegen soll das Erstabschaltssystem den Spaltzonen-Voideffekt abdecken können.

In einem zweiten Schritt wurde die Auslegung der Absorberelemente überprüft, und es ergab sich dabei, daß die von SNR 300 übernommene Auslegung durch Übergang auf dickere Absorberstäbe und eine günstigere Bündelgeometrie im Sinne eines höheren B_4C -Volumenanteils deutlich verbessert werden kann.

Im bisher letzten Schritt wurde dann eine Neuauslegung der Absorbersysteme vorgenommen. Dazu wird in Abb. 12 die starke Abhängigkeit der Abschaltreaktivitäten von der Positionierung und der Anzahl illustriert. Dargestellt sind in Abb. 12 verschiedene Reaktivitätseffekte als Funktion der Anzahl von Absorbern, die in dem äußeren Ring an der C1/C2-Grenze angeordnet sind. Zu diesen äußeren Absorbern kommen dann noch jeweils 6 innere und der zentrale Absorber hinzu. Aufgetragen ist die Abnahme der Abschaltwirkung des gesamten Systems von äußeren und inneren Absorbern bei 3 verschiedenen Randbedingungen:

1. Ziehen eines Absorbers. Hier verringert sich der Gesamtwert um bis zu 30% bei 12 äußeren, d.h. insgesamt 19 Absorbern.
2. Ersetzen eines Absorbers durch ein BE, was als Handhabungsfehler unterstellt und von den Absorbern kompensiert werden muß. Hier erreicht der Verlust bereits 40% bei 15 äußeren Absorbern.
3. Ersetzen zweier benachbarter Absorber, was ebenfalls als Handhabungsfehler beherrscht werden muß. Hier beträgt der Verlust 50%, wenn zwei von 15 äußeren Absorbern, d.h. von insgesamt 22 Absorbern ausfahren oder umgekehrt, wenn sie beim Einfahren versagen.

Diese Abhängigkeiten machen die ausgeprägten Abschattungseffekte in Reaktoren von der Größe des SNR 2 deutlich. Die Gesamt-Anforderungen (Requirements in Abb. 12) enthalten die Beladefehler und zeigen deshalb mit zunehmender Anzahl auf dem äußeren Ring ebenfalls eine deutlich fallende Tendenz. Man erkennt, daß bei geringen Absorberanzahlen die Anforderungen größer sind als der tatsächliche Wert des Systems und daß erst bei etwa 18 Absorbern Gleichheit von Soll- und Ist-Werten erreicht wird. Unsere Schlußfolgerung war deshalb, daß der äußere Absorberring mindestens 18 Elemente enthalten muß, was dann zusammen mit den inneren 7 Absorbern zu 25 Erstabschaltabsorbern führt. Dieses System ist in Abb. 13 im Querschnitt des SNR 2 Basiskerns dargestellt, der zur Zeit die Grundlage der SNR 2 Planungsarbeiten, u.a. auch auf der Anlagenseite, bildet. Er enthält außerdem 12 Zweitabschaltabsorber, und in der Zwischenzeit haben die Untersuchungen zur Tankauslegung gezeigt, daß ein Kern mit 37 Absorbern realisierbar ist.

5. Beschreibung des SNR 2 Basiskerns

Der Basiskern ist nach der vorläufigen Festlegung der Absorber recht detailliert durchgerechnet worden. Es erfolgte eine Leistungs- und Abbrandberechnung in RZ-Geometrie (mit DIXY) und in hexagonaler 3d-Geometrie (mit DEGEN), es wurden Reaktivitätskoeffizienten berechnet und thermo-hydraulische und verbandsmechanische Untersuchungen durchgeführt.

Die wichtigsten geometrischen Daten und Belastungswerte des Basiskerns sind in Abb. 3 denen des HOM1-Kerns gegenübergestellt.

Von den zahlreichen Ergebnissen der nuklearen Auslegungsarbeiten zeigt Abb. 14 radiale Längenleistungstraversen, die im RZ-Modell für verschiedene Abbrandzustände berechnet worden sind. Man erkennt den starken Leistungsaufbau im inneren Teil der inneren Corezone und den starken Abfall in der äußeren Corezone. Wenn man diese in Zylindergeometrie berechneten Längenleistungen mit denen in 3d-Geometrie berechneten vergleicht (Abb. 15 für Zyklusbeginn und Abb. 16 für Zyklusende), so sieht man, daß zu Zyklusende mit gezogenen Absorbern recht gute Übereinstimmung vorliegt, während zu Zyklusbeginn mit teilweise eingefahrenen Absorbern doch deutliche Unterschiede auftreten. Hier machen sich also die Unzulänglichkeiten des RZ-Modells bemerkbar, mit dem sich eine Leistungsverteilung doch nur recht grob beschreiben läßt. Die Gleichheit der Leistungsspitzen im hexagonalen Modell zeigt andererseits, daß die Positionierung der Absorber und die Anreicherung der beiden Spaltstoffzonen gut aufeinander abgestimmt sind.

6. Weitere Aufgaben und Trends der Kernauslegung

Aufgaben für die nächste Zukunft und mögliche Trends der nuklearen Kernauslegung sind in Abb. 17 angedeutet.

Trends, die von der heutigen Auslegung deutlich wegführen könnten, sind zur Zeit eigentlich nicht sichtbar. Einflüsse sind vielmehr zu erwarten auf der einen Seite von Forderungen nach Erhöhungen der inhärenten Sicherheit, um den Komplex der hypothetischen Kernzerlegungsstörfälle aus der Auslegung der Anlage herauszuhalten und zum anderen von fast politischen Randbedingungen nach Harmonisierung mit SPX, d.h. Einbeziehung des Pool-Konzepts.

7. Stand der Nuklearen Auslegungsmethoden

Der Stand der nuklearen Auslegungsmethoden wird anhand Abb. 18 diskutiert.

Zu den Wirkungsquerschnitten ist zu ergänzen, daß der INR 002-Satz leider zu spät kommt, weil wir die Erfahrungen, die wir mit INR 001 und teilweise auch mit ENDF/B-4(5) gewonnen haben, mit einem neuen Satz kaum noch werden gewinnen können. Es sei denn, man wiederholt die Nachrechnung einer nicht geringen Anzahl von typischen Experimenten, was aber aus Budget- und/oder Personalgründen schwierig sein dürfte.

Für Parameterstudien hat sich das Programm BRUST schon seit Jahren immer wieder sehr bewährt, und seit kurzem haben wir mit DEGEN ein weiteres Instrument in der Hand, mit dem mit geringem Rechenzeitaufwand die Parameterstudien auch auf hexagonale Geometrie ausgedehnt werden können.

Bei den Methoden für Detailrechnungen sind einige Schwachstellen angedeutet. Sie betreffen zum einen die Leistungsberechnung, bei der uns noch eine effektive Prozedur fehlt, die von Punktflüssen für Neutronen und Gammas ausgehend bis hin zu Stab- und Elementleistungen führt. Hierzu soll bei INTERATOM selber etwas gemacht werden. Der andere Schwachpunkt betrifft die 3d-Koeffizientenberechnung, die mit AUDI3 sehr aufwendig und teuer und bei IA wegen des großen Speicherplatzbedarfs quasi nicht durchführbar ist. Hier wird der Wunsch nach einer neuen AUDI-Version (in Abb. 8 AUDI83 genannt) zum Ausdruck gebracht, deren Konzept ausschließlich auf eine effektive Berechnung von Reaktivitätskoeffizienten auf Basis von KASY- und D3E-Flüssen ausgerichtet sein sollte.

Bei DEGEN hoffen wir, in diesem Jahr durch Einbau von inneren Randbedingungen eine Version zur Verfügung zu haben, mit der auch Probleme mit deutlich mehr als 4 Gruppen gelöst werden können, nachdem sich die Wenig-Gruppen-Version bereits mehrfach (bei den Absorberstudien für SNR 2 und auch in der Studie zu den KNK-II-Nachladungen) bewährt hat.

Insgesamt können wir wohl sagen, daß, von den beiden genannten Schwachstellen abgesehen, wir ein Instrumentarium zur Verfügung haben, mit denen die vor uns liegenden Aufgaben lösbar sein sollten.

INTERATOM

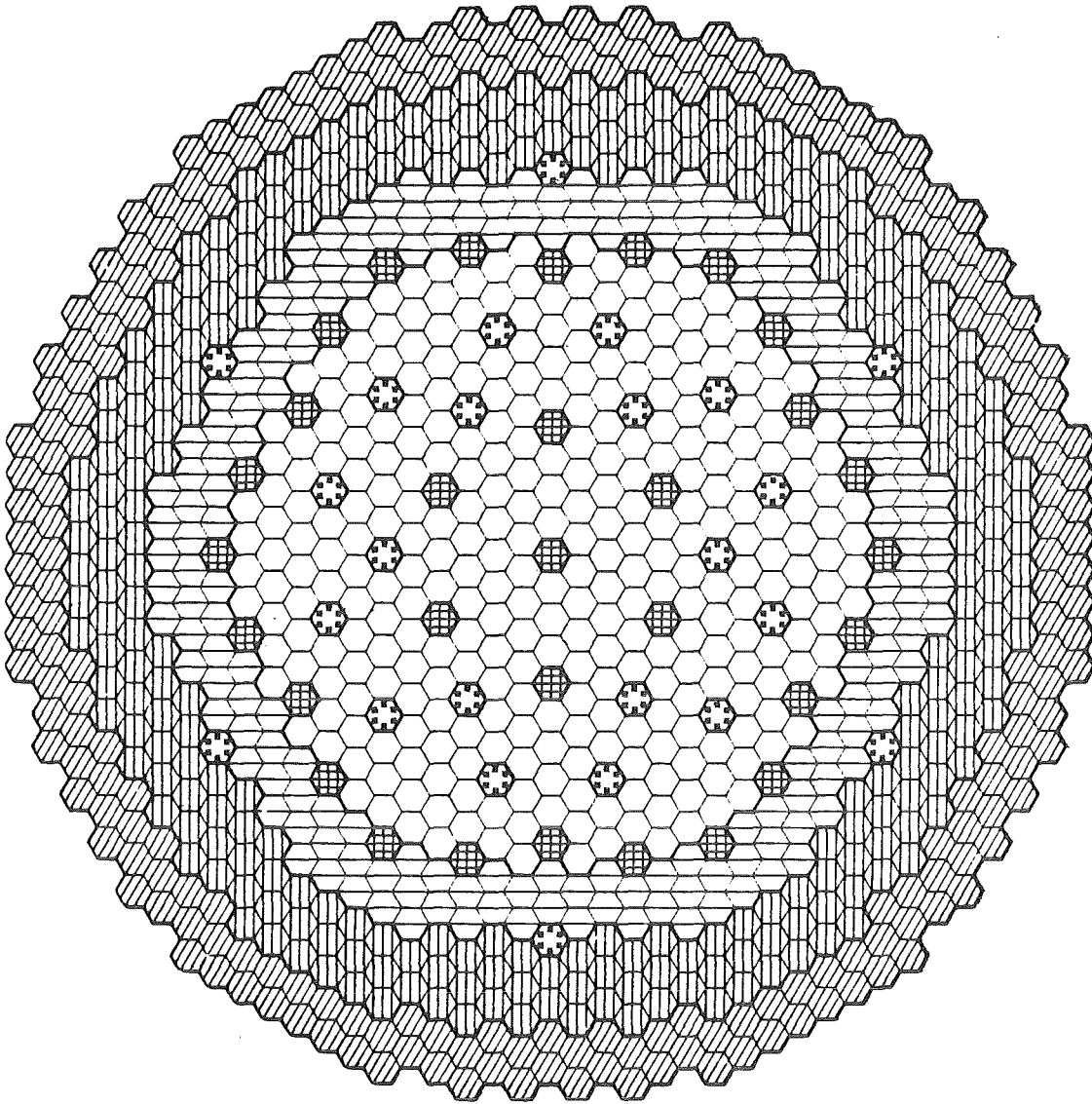
- MINIMALE BRENNSTOFFZYKLUSKOSTEN WERDEN ERREICHT MIT BRENNSTABDURCHMESSERN VON KNAPP 8 MM; AUFGRUND DER SPEZIELLEN SNR-300-RANDBEDINGUNGEN WURDE DER MARK-II-STAB MIT 7,6 MM FESTGELEGT.
- AUS STRATEGISCHEN GRÜNDEN SOLLTE DIE BRUTRATE $\geq 1,15$ SEIN.
- AUFGRUND DER UNSICHERHEIT IN DEN SCHWELL- UND KRIECHDATEN WURDE EIN RELATIV GERINGER ZIELABBRAND VON 80.000 MWD/TSM ANGESETZT.
- ANFORDERUNGEN AN DIE ABSORBER WURDEN VON SNR 300 ÜBERNOMMEN.
- DAS NACH BETRIEBLICHEN GESICHTSPUNKTEN OPTIMIERTE TANK- UND PRIMÄRSYSTEM SOLLTE AUCH BETHE-TAIT-BELASTUNGEN STANDHALTEN.

Reaktorkern

ABB. 1

RANDBEDINGUNGEN FÜR DIE SNR 2 KERN AUSLEGUNG
1973/74

INTERATOM



- BRENNELEMENTE
- ▨ BRUTELEMENTE
- ▩ REFLEKTORELEMENTE
- ⊕ ZA - ELEMENTE
- ⊗ RT - ELEMENTE

Reaktorkern

ABB. 2

QUERSCHNITT DES HOMOGENEN ARBEITSKERNS SNR 2

INTERATOM

PARAMETER	EINHEIT	HOM 1 KERN 1975	BASISKERN 1982
<u>BRENNSTAB</u>			
STABDURCHMESSER	MM	7.6	8.5
SPALTSTOFFLÄNGE	M	0.95	1.0
BRUTSTOFFLÄNGE	M	2 x 0.50	2 x 0.30
<u>BÜNDEL</u>			
P/D	-	1.20	1.20
STABANZAHL	-	271	271
ABSTANDSHALTERUNG	-	GITTER MIT SCHÜRZEN	GITTER MIT SCHÜRZEN
<u>KASTEN</u>			
INNENSCHLÜSSELWEITE	MM	152.0	170.8
WANDSTÄRKE	MM	4.4	4.1
SPALT ZW. KÄSTEN	MM	8.0	6.0
<u>STRUKTURMATERIAL</u>	-	1.4970 KV	1.4970 KV
<u>MAX. NOM. BELASTUNGEN</u>			
LÄNGENLEISTUNG	W/CM	415	450
ABBRAND	MWD/KG	70	140
DOSIS	$10^{22} \frac{\text{MEV}}{\text{CM}^2}$	12	27
VERSETZUNGEN	-	80	150
<u>REAKTORDATEN</u>			
REAKTORLEISTUNG	MWTH	3420	3420
ANZAHL: BRENNELEMENTE	-	492	414
ABSORBER	-	55	37
BRUTELEMENTE	-	270	120
BRUTRATE	-	1.15	1.12
STANDZEIT	A	2	4

Reaktorkern	SNR 2	ELEMENT- UND REAKTORDATEN
ABB. 3		

INTERATOM

- REDUKTION DER PROGNOSTIZIERTEN NUKLEARLEISTUNG
UND STRECKUNG DER NATURURANVORRÄTE

→ BRUTRATE, VERDOPPLUNGSZEIT NICHT WICHTIG

- ERHEBLICHE STEIGERUNG DER KOSTEN FÜR FABRIKATION
UND ENTSORGUNG BEI GERINGEREM PU-PREIS

→ KOSTENGESICHTSPUNKTE NOCH WICHTIGER

- KOSTENINTENSIVE STÖRFALLBEHERRSCHUNGSMABNAHMEN
ÜBERFLÜSSIG MACHEN DURCH INHÄRENTE SICHERHEITS-
EIGENSCHAFTEN (STÄRKUNG DER PRÄVENTIVEBENE)

- FORDERUNG DER TANKAUSLEGUNG NACH GERINGERER
ABSORBERANZAHL (~ 30)

- HARMONISIERUNG MIT SPX-N

Reaktorkern

ABB. 4

VERÄNDERUNG DER RANDBEDINGUNGEN DES SNR 2 KERNS
VON 1973/74 BIS 1982

INTERATOM

- STABDURCHMESSER ÜBERDENKEN
- ABBRAND ERHÖHEN
- ABSORBERANZAHL VERRINGERN
- BRUTMANTELSTÄRKEN ABBAUEN
- ZULIEFERUNG ZU STÖRFALLUNTERSUCHUNGEN

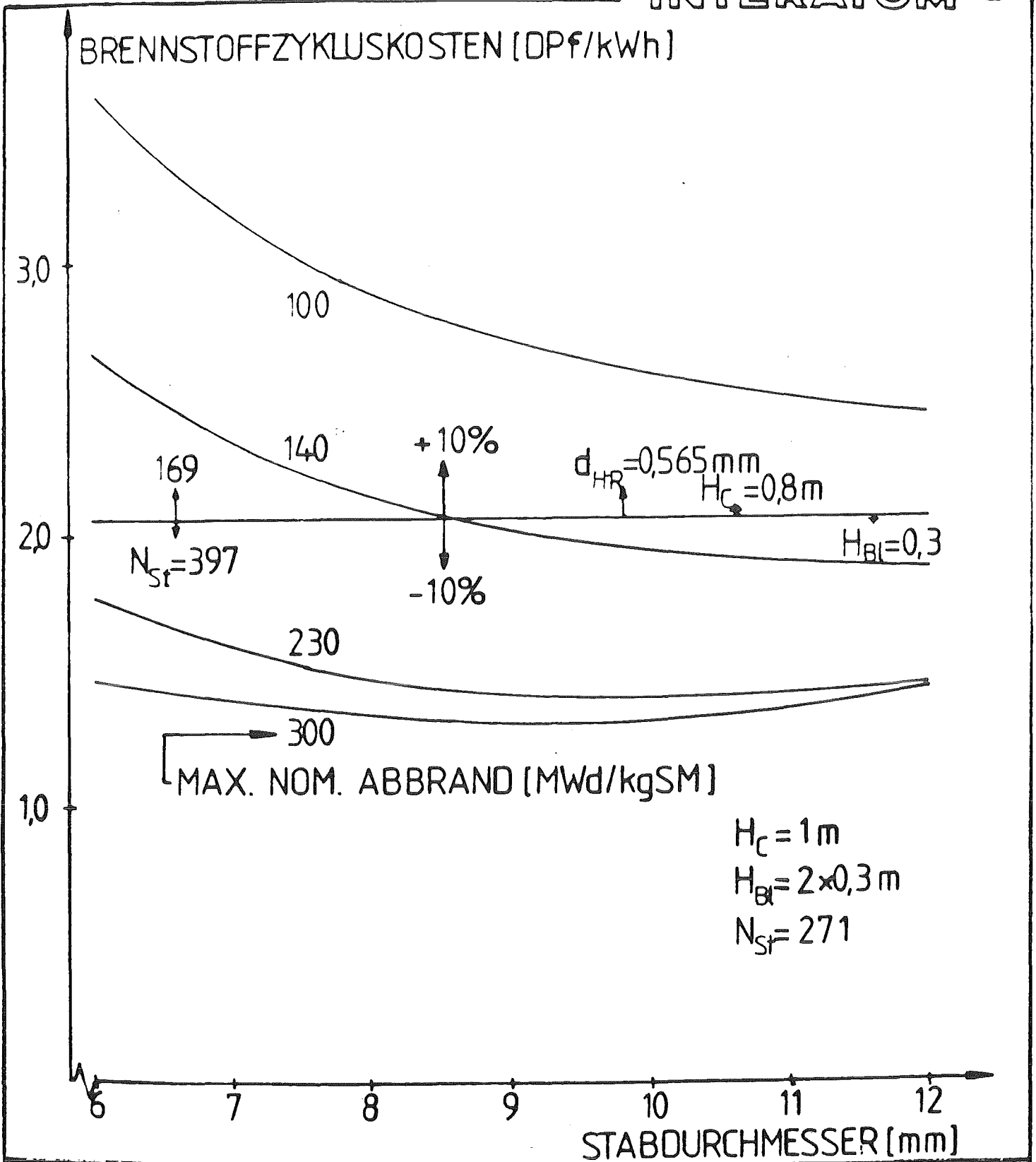
Reaktorkern

ABB. 5

AUFGABEN DER KERNAUSLEGUNG

(1981 - 83)

INTERATOM

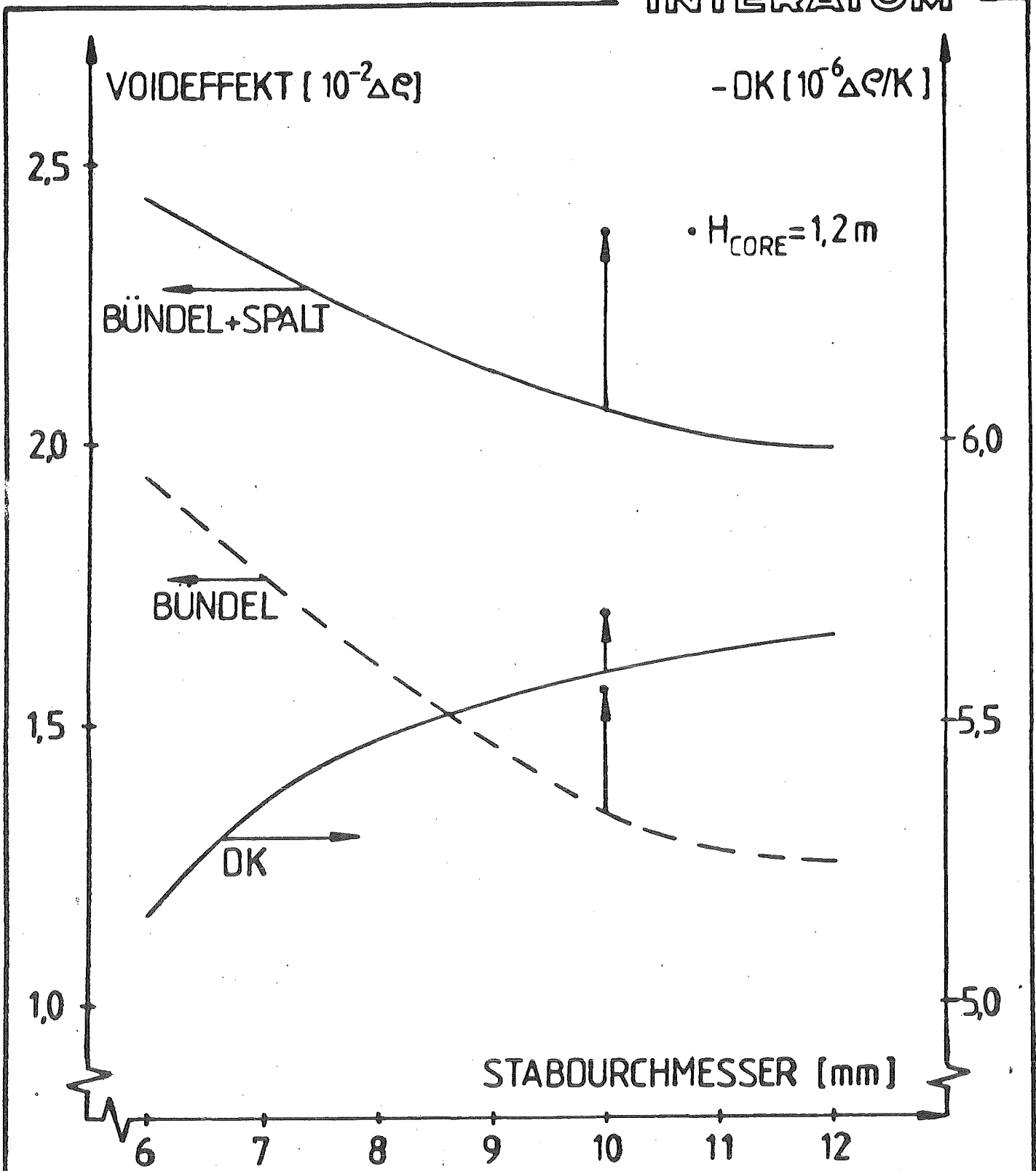


Reaktorkern

ABB. 6

EINFLUSS DES BRENNSTABDURCHMESSERS AUF DIE
BRENNSTOFFZYKLUSKOSTEN

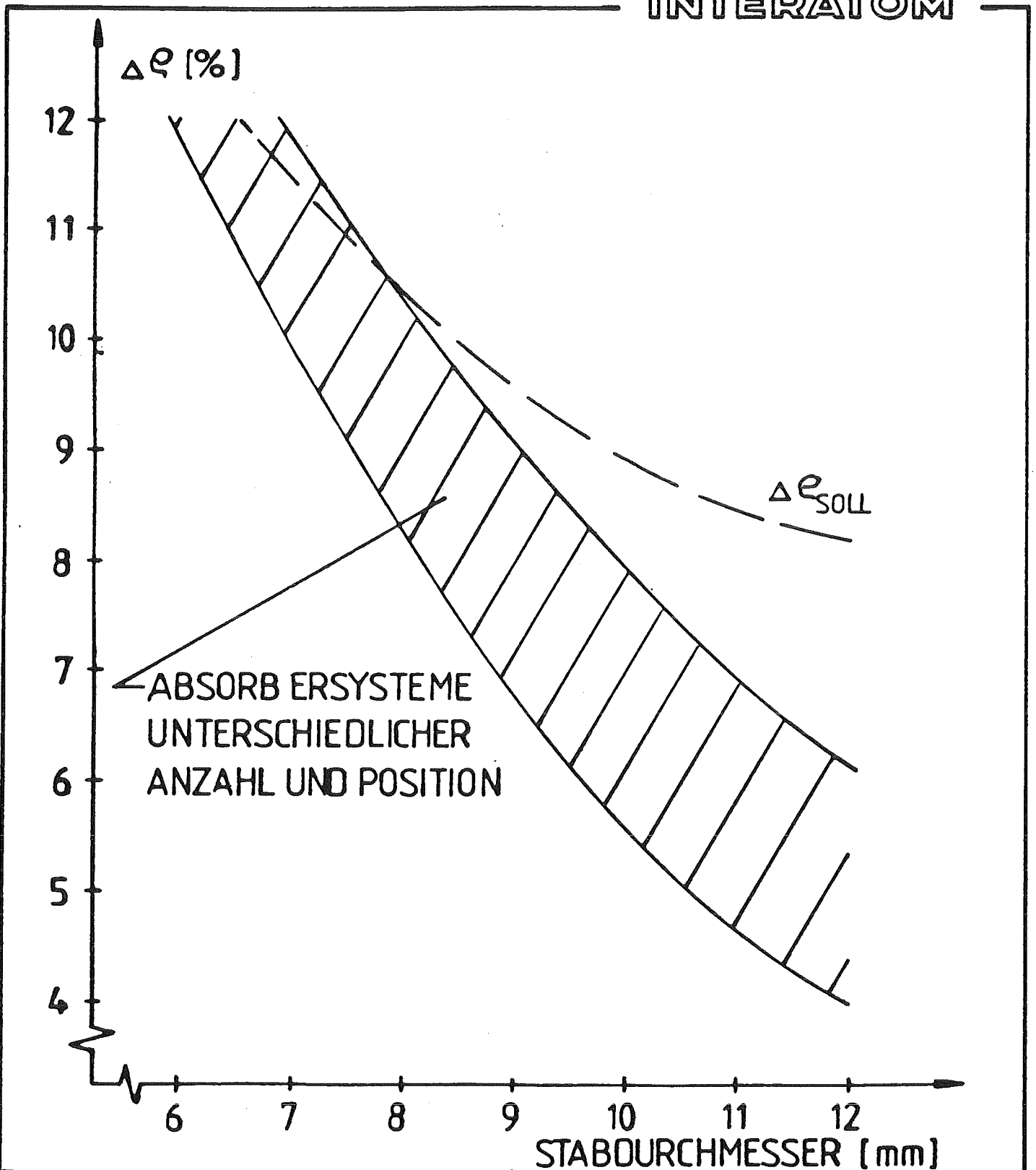
INTERATOM



Reaktorkern
ABB. 7

STABDURCHMESSEREINFLUSS AUF VOID - UND
DOPPLEREFFEKT

INTERATOM

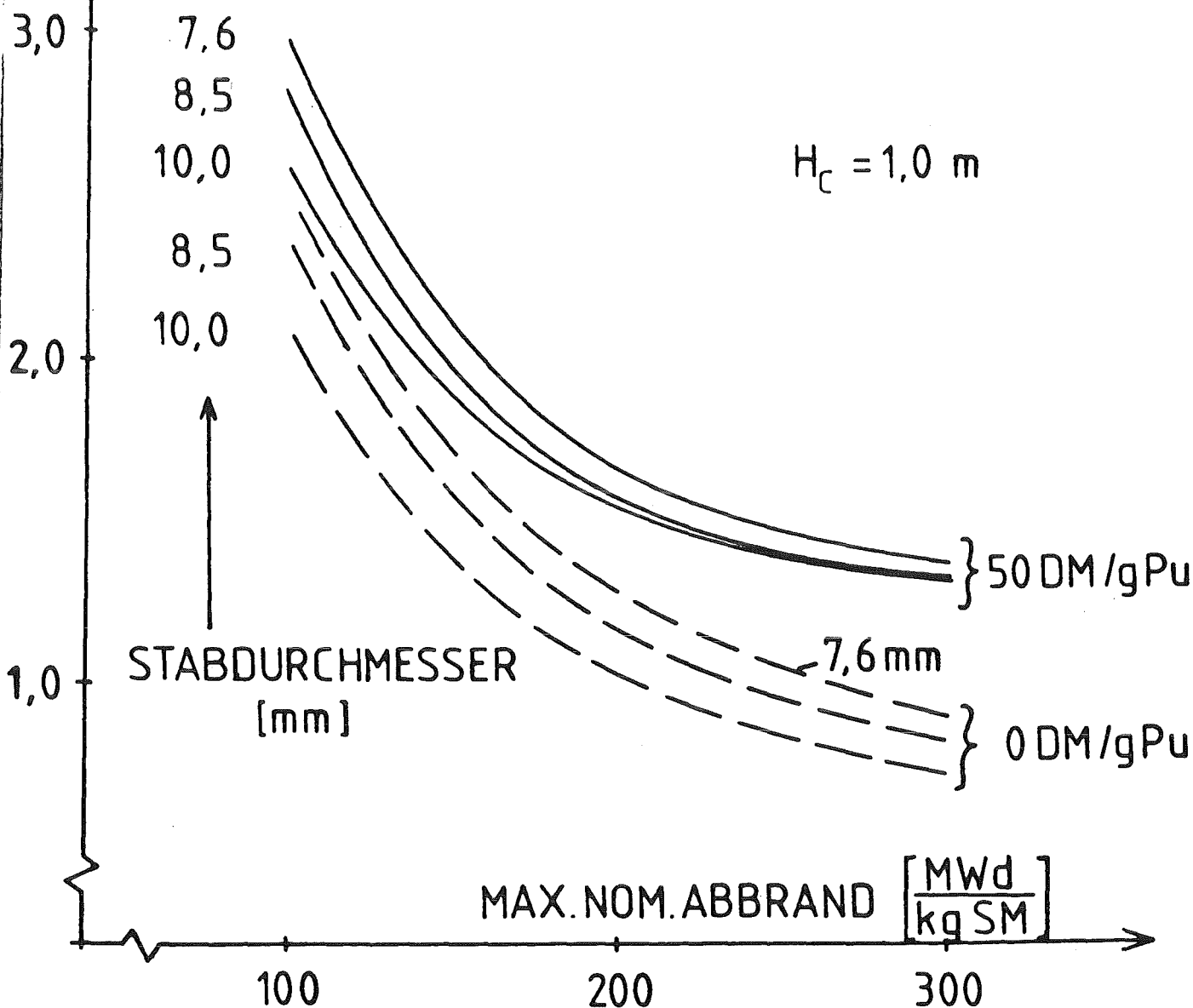


Reaktorkern
ABB. 8

ANFORDERUNGEN UND WIRKSAMKEITEN VON
ABSORBERSYSTEMEN

INTERATOM

BRENNSTOFFZYKLUSKOSTEN [DPf/kWh]



Reaktorkern

ABB. 9

EINFLUSS DES ABBRANDS AUF DIE BRENNSTOFFZYKLUSKOSTEN

ABB. 10: IMPACT OF THE USE OF FERRITIC STEELS ON SNR 1300 DESIGN
 MAIN NEUTRONIC RESULTS

	O. Reference, austenitic steels	Alternative Cores with ferritic steels		
		1. Same geometry and burn-up	New wrapper geometry Burn-up is increased, axial blanket is : 3b.Unchanged 3c.Shortened	
Changes in Pu enrichments(%)	-	- 1.4	+ 1.6	+ 2.6
Changes in breeding gain	-	+ 0.025	- 0.003	- 0.64
<hr/>				
Balance of fissile fuel kg Pu239+Pu241				
Loaded in core	5,074	5,006	5,154	5,204
Unloaded from				
- Core	4,597	4,554	4,351	4,377
- Axial blanket	310	467	760	603
- Radial blanket	448	318	531	493
Net excess	281	332	486	269

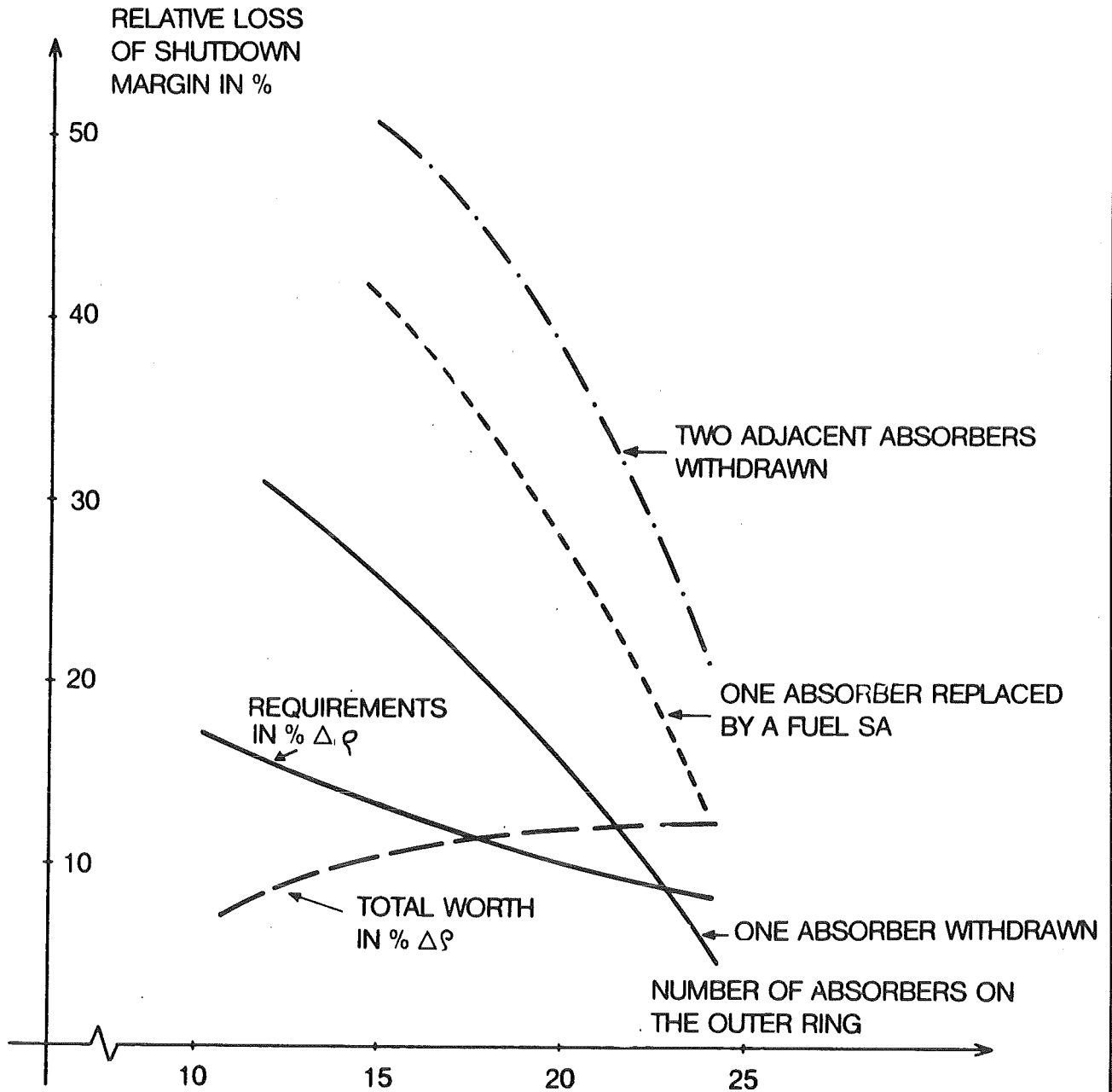
ABB. 11: IMPACT OF THE USE OF FERRITIC STEELS ON SNR 1300 DESIGN

CHANGES IN FUEL CYCLE COSTS

(belgian centimes / kWh, indicative only)

	0. Reference	Alternate Cores with ferritic Steels		
		1. Same geometry and burn-up	3. Increased burn-up	
			b. Unchanged axial blanket	c. Shortened axial blanket
Manufacturing (core + reloads)	26.4	+ 2.3	- 6.3	- 7.0
Pu fissile (core + reloads)	6.7	+ 0.0	- 1.1	- 0.9
Storage + Reprocessing + Transportation	15.5	+ 0.0	- 7.7	- 7.8
Total cycle costs	48.6 ± 16	50.8 ± 17	33.5 ± 11	32.9 ± 10

INTERATOM

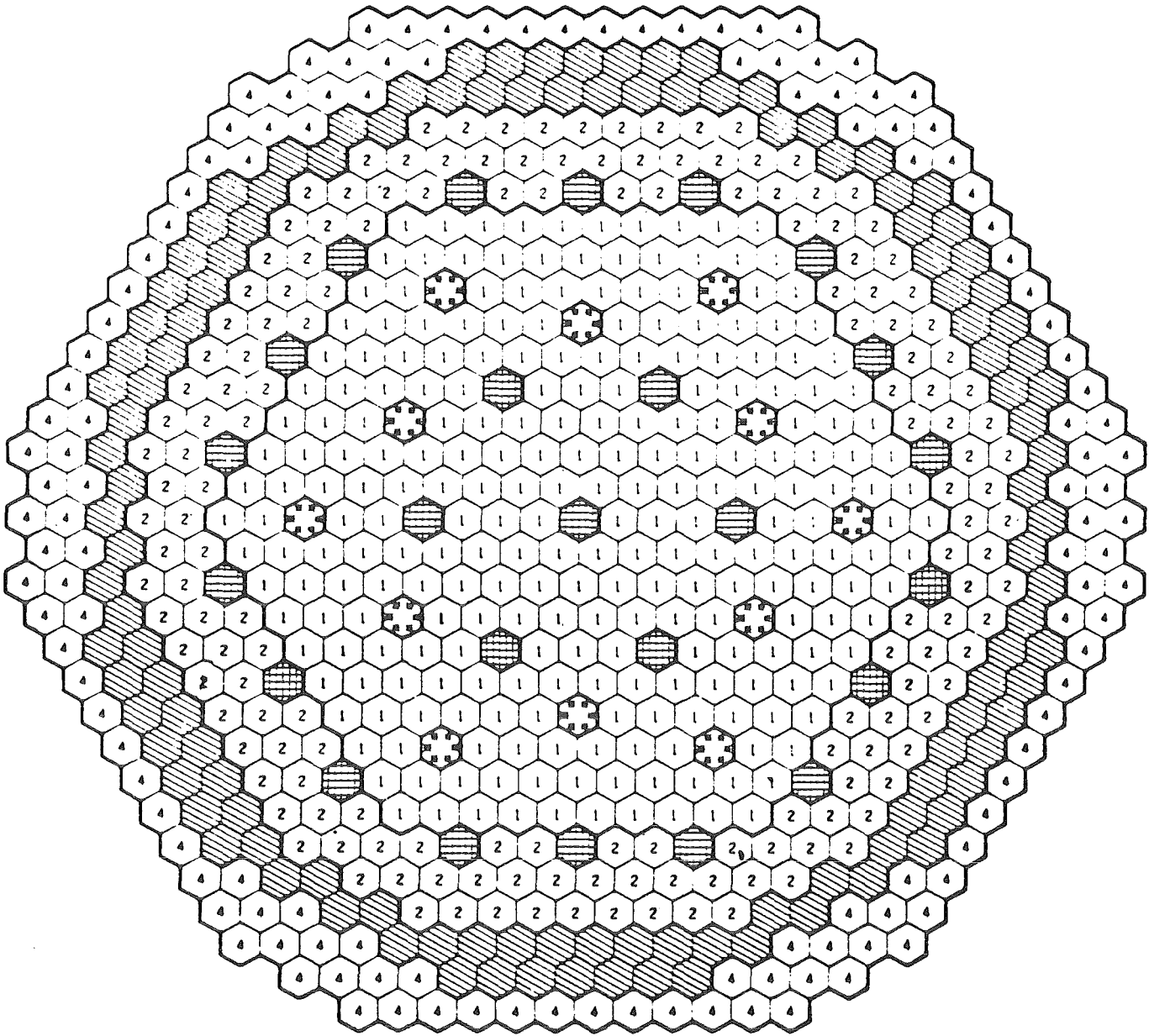


Reaktorkern

ABB. 12

REACTIVITY VALUES FOR DIFFERENT ABSORBER SYSTEMS IN SNR 2

INTERATOM



SAEULENTYPEN DES SNR 2 BASISKERNS

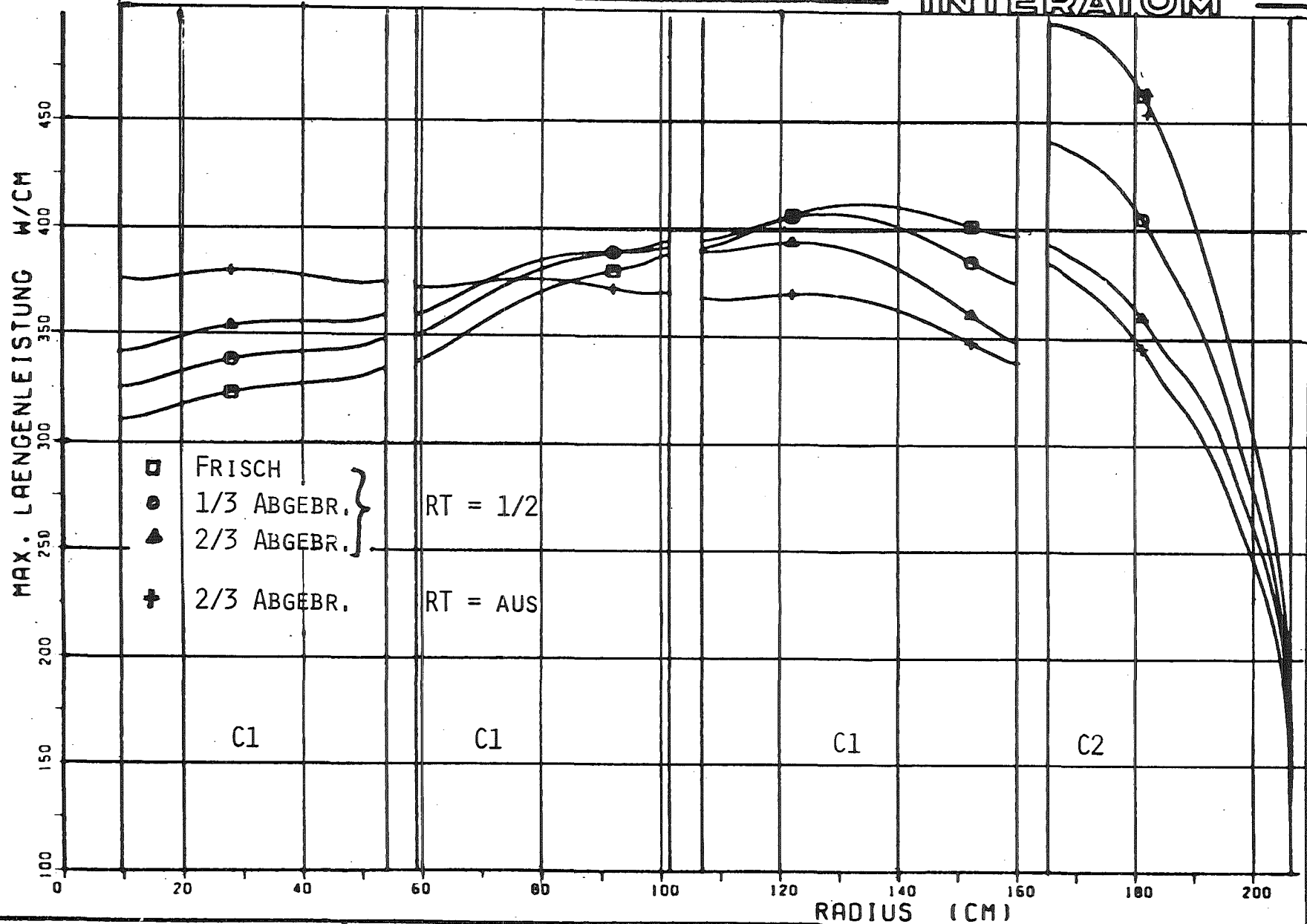
- SAEULE NR.1 C1
- SAEULE NR.2 C2
- SAEULE RAD.BLANKET
- SAEULE NR.4 RAD.REFLEKTOR

- SAEULE RTE
- SAEULE ZAE

Reaktorkern

ABB. 13

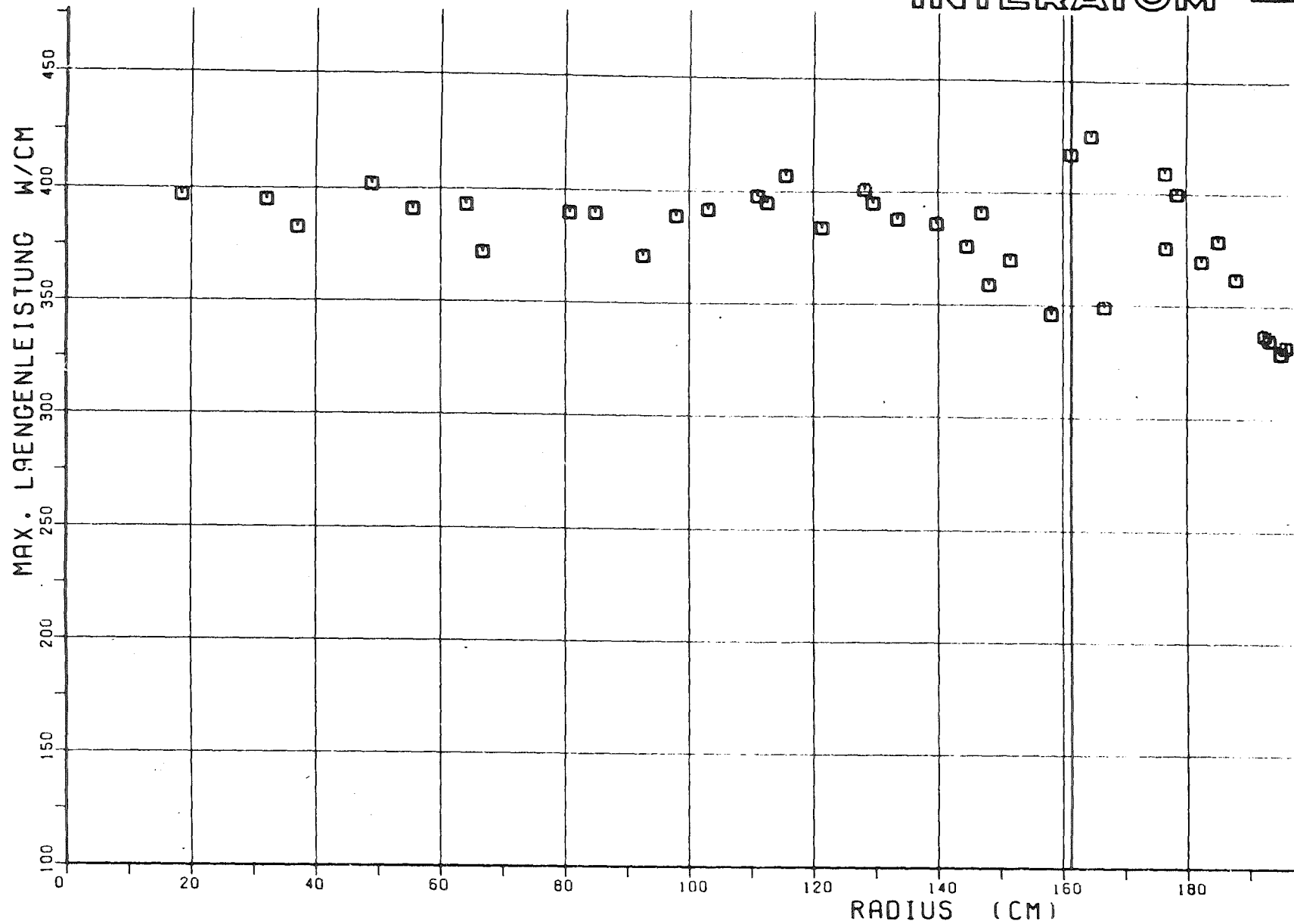
QUERSCHNITT DES SNR 2 BASISKERNS



Reaktorkern

ABB. 14

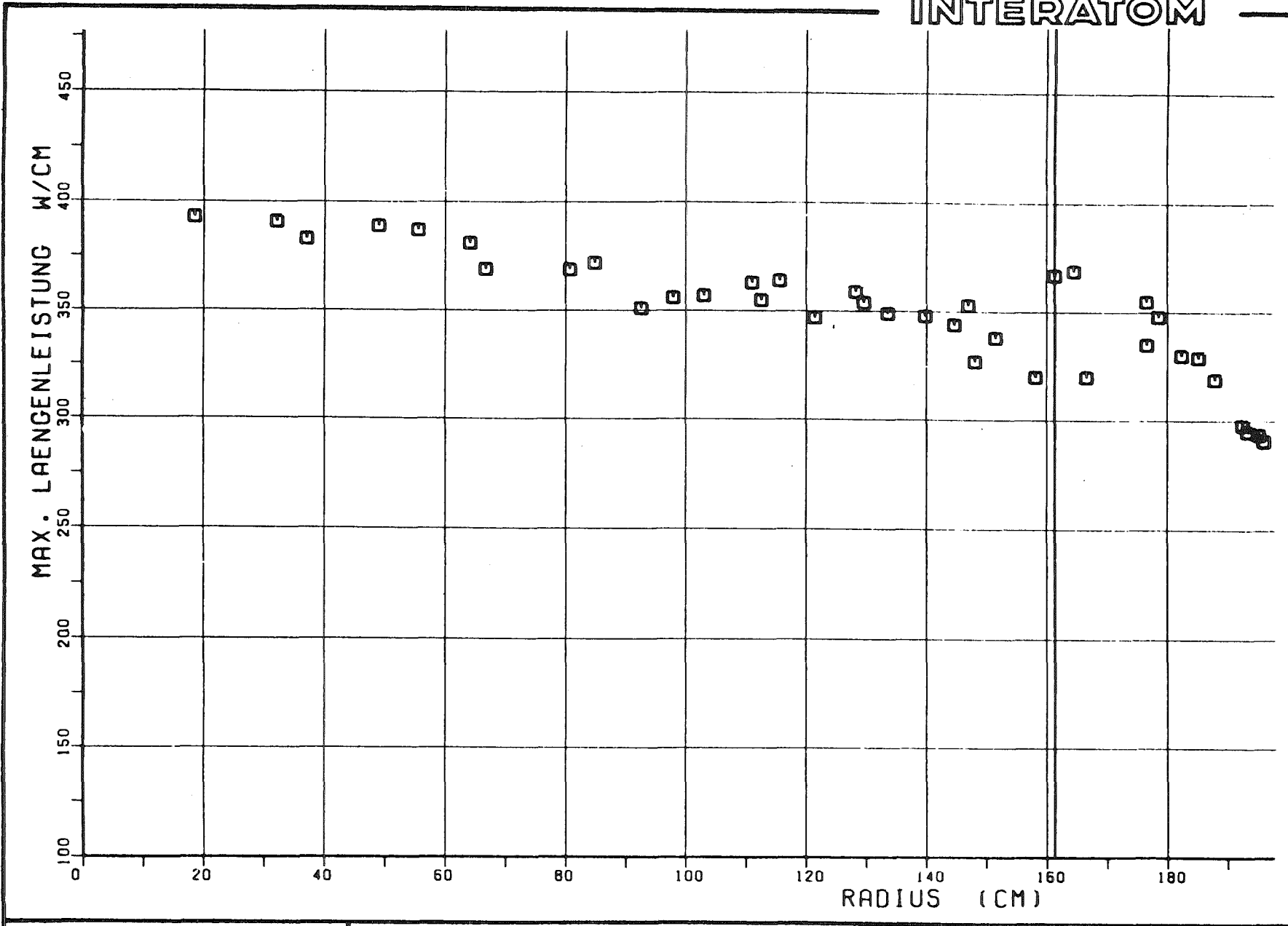
RADIALE LEISTUNGSVERTEILUNG IM SNR 2 ZU VERSCHIEDENEN ZEITPUNKTEN (BERECHNET IM ZYLINDERMODELL)



Reaktorkern

ABB. 15

RADIALE LEISTUNGSVERTEILUNG SNR 2
(1/3 ABGEBRANNT, 3D-HEX. MODELL)



Reaktorkern

ABB. 16

RADIALE LEISTUNGSVERTEILUNG SNR 2
(2/3 ABGEBRANNT, 3D-HEX. MODELL)

INTERATOM

- AUSLEGUNG DER ABSORBERSYSTEME
 - . OPTIMIERUNG DER POSITIONIERUNG
 - . ERHÖHUNG DES WERTES PRO ELEMENT

- ABHÄNGIG VON DEN STÖRFALLUNTERSUCHUNGEN UND DEN HARMONISIERUNGSBESTREBUNGEN:
 - . WEITERE STABDURCHMESSER-VERGRÖSSERUNG
 - . VERGRÖSSERUNG DER COREHÖHE

- BERÜCKSICHTIGUNG POOL-SPEZIFISCHER EFFEKTE
 - . ERSATZ DES OBEREN BRUTMANTELS DURCH B_4C -ABSCHIRMUNG
 - . OPTIMIERUNG DER RADIALEN ABSCHIRMUNG

- FORDERUNGEN DER SICHERHEIT
 - . GRÖSSERER ABSTAND VON AUSLEGUNGSGRENZEN
 - . VERRINGERUNG DES REAKTIVITÄTSEFFEKTS DURCH ABSORBERAUSFAHREN (KURZE ZYKLUSZEITEN, GUTES INTERNES BRUTVERMÖGEN)
 - . GÜNSTIGE AXIALE UND RADIALE AUSDEHNUNGSEFFEKTE
 - . HETEROGENE KERNE (?)
 - . INHÄRENT WIRKENDE ABSCHALTSYSTEME

Reaktorkern

ABB. 17

AUFGABEN UND MÖGLICHE TRENDS DER NUKLEAREN
AUSLEGUNG VON SNR 2 KERNEN

INTERATOM

- WIRKUNGSQUERSCHNITTE

- . KFKINRO01: QUALIFIZIERT MIT ZAHLREICHEN EXPERIMENTEN
- . KFKINRO02: KOMMT LEIDER ZU SPÄT
- . ENDF/B-(4+5): { REFERENZ IN KNK II, STANDARD-SATZ FÜR SNR 2
SEHR WERTVOLL ZUR ABSICHERUNG UND FÜR SPEZIELLE
PROBLEME; SOLLTE WEITER GEPFLEGT WERDEN;
- . γ - UND ENERGIEERZEUGUNGSQUERSCHNITTE: NOCH VERBESSERUNGSWÜRDIG

- PARAMETERSTUDIEN

- . BRUST: AUSGEREIFT, LEIDER KEINE KOEFFIZIENTEN
- . 1D- UND 2D-CODES: AUSGEREIFT EINSCHLIESSLICH KOEFFIZIENTEN
- . DEGEN: WENIG-GRUPPEN-FÄLLE AUSGETESTET

- DETAILRECHNUNGEN

- . KASY: QUALIFIZIERT, ANFORDERUNGEN AN BENUTZERERFAHRUNG
- . D3E (D3D): BEI QUELLMULTIPLIKATION SEHR TEUER; KONVERGENZ-
VERHALTEN (AUCH INHOMOGEN) VERBESSERBAR ??
FÜR γ -RECHNUNGEN STANDARDEINSATZ GEPLANT.
- . LEISTUNGSBERECHNUNG: EINE EFFEKTIVE UND BENUTZERFREUNDLICHE
PROZEDUR (KOPPELBAR AN KASY UND D3E)
FEHLT NOCH.
- . KOEFFIZIENTENBERECHNUNG: AUDI3 ZU KOMPLEX UND TEUER;
ERSTELLUNG EINES "AUDI83" NÖTIG.
- . DEGEN: MEHR-GRUPPEN-PROBLEME (NG>4) LÖSBAR?
KOEFFIZIENTEN BERECHENBAR?
- . MOCA: SEHR WERTVOLL FÜR ABSICHERUNG DER STANDARD-
METHODEN UND SPEZIELLE PROBLEME (Z. B.
KRITIKALITÄTSFRAGEN)

Reaktorkern

ABB. 18

STAND DER NUKLEAREN AUSLEGUNGSMETHODEN

Schlußbemerkungen zum Seminar über Physik Schneller Reaktoren:

Anforderungen an die neutronenphysikalische Auslegung
Schneller Reaktoren und Stand der Vorhersagegenauigkeit
im Lichte internationaler Diskussionen

von

H. Küsters

Kernforschungszentrum Karlsruhe
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

1. Einführende Anmerkungen

Nach dem ausgedruckten Programm sollte dieser Beitrag eine Zusammenfassung des Seminars geben. Sinn und Zweck derartiger Zusammenfassungen nach einem Tag oder gar mehreren Tagen an Präsentationen und Diskussionen sind sicherlich umstritten. Ich ziehe es vor, die in diesem Seminar vorgestellten Ergebnisse im Lichte der Diskussionen auf internationalen Konferenzen und Arbeitstreffen zu sehen. Ein Teil der Ausführungen beruht auf Ergebnissen des NEA-Committees on Reactor Physics (NEACRP). Selbstverständlich ist die Bewertung und Einordnung dieser Ergebnisse subjektiv gefärbt, jedoch hat sich die hier dargestellte Meinung aus den intensiven Diskussionen im internationalen Rahmen herausgeschält, man kann sie als weitgehend akzeptiert bezeichnen.

Dieser Beitrag kann keinen Anspruch auf Vollständigkeit erheben, er soll einen Eindruck über die z. Zt. herrschenden Unsicherheiten bei der Berechnung Schneller Reaktoren vermitteln. Ein Ausblick auf die noch zu leistenden Arbeiten wird skizziert.

2. Genauigkeitsanforderungen an integrale Reaktorparameter in verschiedenen Ländern

Genauigkeitsanforderungen an die Berechnung integraler wichtiger physikalischer Parameter von Schnellen Reaktoren wurden in den letzten 20 Jahren immer wieder veröffentlicht. Die Schätzungen dieser Genauigkeiten waren anfangs größtenteils intuitiv, da die betreffenden Kenngrößen mit vielen Aspekten des Reaktorbetriebs korreliert sind und bei entsprechender Fehlschätzung einer Kenngröße durchaus unterschiedliche Maßnahmen zur Erreichung eines optimalen Betriebszustandes möglich sind, so daß ebenso der dazu nötige Aufwand (Zeit, Manpower, Material, Geld) unsicher bleiben mußte. Die unterschiedlichen Meinungen konvergierten jedoch relativ rasch.

Nun ist es wichtig, ob sich die Schätzung einer Kenngröße auf eine kleine Reaktoranlage, einen Prototyp von ca. 300 MWe (PFR, Phénix, SNR) oder auf einen großen Leistungsreaktor von etwa 1000 oder 1250 MWe Leistung (Superphénix, CDFR, SNR2) bezieht. Tabelle 1 zeigt für einen großen Reaktor die Anforderungen aus dem DEBENE-Bereich von 1973 /1/, aus dem

Tab. 1 Genauigkeitsanforderungen verschiedener Länder in %

Reaktorparameter	DEBENE 1973	UK 1978	Frankreich 1979
k_{eff}	0.5 - 1	0.5 - 1	0.3
Globaler Brutgewinn	2	2	0.03 (absolut)
Doppler-Reaktivität	10 - 20	10 - 15	15
Na-Void-Reaktivität	15 - 20	10 - 15	20
Kontrollstab-Reaktivität	10	5	10
Leistungsformfaktor L_{max}/\bar{L}	3 - 5	1	3
β_{eff}	keine Angabe	3	6
Nachzerfallswärme	keine Angabe	2 - 5	5

United Kingdom von 1978 /2/ und aus Frankreich aus dem Jahre 1979 /3/. Man kann i. a. eine gute Übereinstimmung feststellen, es fällt die sehr scharfe Forderung von 1 % des UK für den Leistungsformfaktor auf, die m. E. nur bei entsprechender empirischer Erfahrung erfüllt werden kann.

3. Stand der Vorhersagegenauigkeit 1983

Im folgenden wird die Genauigkeit der Vorhersage der in Tabelle 1 aufgeführten integralen Kenngrößen im Jahre 1983 untersucht.

3.1 k_{eff}

Nachdem man die wichtigsten Rechenmethoden mit gleichen Kerndatensätzen an vielen Referenzfällen (Benchmarks) erfolgreich getestet und verglichen hatte (z. B. Diffusions- und Transportprogramme), traten bei der Beschreibung der experimentellen Ergebnisse kritischer Anordnungen größere Diskrepanzen auf, was schließlich zur Erstellung und Anwendung von angepaßten Gruppenkonstantensätzen führte:

KfK-INR Satz	(DEBENE)	/4/
FGL5	(UK)	/5/
CARNAVAL III + IV	(F)	/6/
JAERI-Sätze	(J)	/7/

Neben den angepaßten Gruppensätzen wurden auch nicht an Experimente angepaßte Gruppensätze eingesetzt, z. B. in USA (basierend auf ENDF/B) und im DEBENE-Bereich (basierend auf KEDAK). Die unterschiedlich abgeleiteten Gruppensätze geben unterschiedliche Resultate für die verschiedenen Kenngrößen. Besonders ausgeprägt ist dies für die Vorhersage von k_{eff} :

Die auf der Basis von ENDF/B-IV berechneten k_{eff} -Werte für eine Vielzahl von kritischen Anordnungen werden systematisch um etwa 1.5 % unterschätzt; ähnliches gilt für die auf der Basis KEDAK basierenden Gruppensätze. Es wird berichtet, daß auf der Basis ENDF/B-V die k_{eff} -Werte von schnellen Pu-Anordnungen auf 0.1 - 1 % genau berechnet werden können, sich jedoch für Uran-Anordnungen keine Verbesserung ergibt /8/.

Die angepaßten Gruppensätze bestimmen k_{eff} für die weitaus überwiegende Zahl der kritischen Anordnungen mit einer Genauigkeit von 0.5 - 1 %.

In einem vom NEACRP aufgestellten und ausgewerteten internationalen Benchmark für einen großen Schnellen Reaktor /9/ kann man feststellen, daß die mit angepaßten Gruppensätzen berechneten k_{eff} -Werte aus den verschiedenen Ländern eng benachbart sind, während die auf ENDF/B-IV oder auch KEDAK-Basis berechneten Werte eine Abweichung von ca. 1.5 % zeigen (Unterschätzung). Eine Analyse im KfK hat gezeigt, daß diese Abweichungen nicht auf einige wenige Datenunsicherheiten zurückzuführen sind, sondern vielmehr sich kumulativ aus einer Reihe von vielen kleineren Abweichungen ergeben.

Man kann aus dem Befund des NEACRP-Benchmarks schließen, daß auch für große Reaktoren die Anforderung von 0.5 - 1 % Genauigkeit in k_{eff} erfüllt sein dürfte, falls man einen angepaßten Gruppensatz verwendet. Dies kann man auch für die Vorhersagegenauigkeit verschiedener Betriebszustände schließen, vor allem aufgrund der Erfahrung bei der Berechnung des Prototyps Phénix und des PFR. Darüberhinaus ist jetzt erwiesen, daß die Simulation größerer Störungen in kritischen Anordnungen /10,11/ bzgl. k_{eff} zufriedenstellend berechnet werden kann, falls man die für diese Konfigurationen (Kavitäten, Zonenverdichtungen, Materialverlagerungen) angemessenen Transportmethoden einsetzt, wie auch in dem in diesem Seminar vorgetragenen Bericht festgestellt wird.

3.2 Brutgewinn

Aus Experimenten an SNEAK ergab sich ein $C/E \approx 1.02$ für die Brutrate. Eine sehr sorgfältige Bestimmung des Brutgewinns brachte für Phénix auf der Basis CARNAVAL III folgendes Ergebnis /12/:

Experiment:	0.145 ± 0.04
Rechnung:	0.13 (CARNAVAL III)

$$\underline{E - C = 0.015}$$

Im DEBENE-Bereich überschätzen KfK und BN den experimentellen Brutgewinn geringfügig.

Die an Tabelle 1 gestellte Anforderung kann demnach als erfüllt betrachtet werden.

3.3 Dopplereffekt der Reaktivität

Probenmessungen an kritischen Anordnungen /13/ und Doppler-Messungen am Testreaktor SEFOR /14/ ergeben übereinstimmend eine Ungenauigkeit für die Bestimmung des Dopplereffektes von etwa 20 %, manchmal sogar besser. Eine neuerliche Bestimmung des isothermen Dopplerkoeffizienten in Phénix /15/ bestätigt diese Feststellung.

Im wesentlichen ist also auch hier das Ziel der Tabelle 1 erreicht.

3.4 Na-Void-Effekt

Untersuchungen in kritischen Anordnungen ergeben für homogene und heterogene Anordnungen in Frankreich /16/, UK /17/, USA /18/, Japan /19/ und Deutschland /20/ eine Unsicherheit von etwa 20 % im Vergleich zwischen Theorie und Experiment. Extrapolationen auf Leistungsreaktoren, auch auf heterogene Leistungsreaktoren, können bis etwa 25 % unsichere Werte für signifikante Voidbereiche liefern. Hierbei sind Modellierungsvereinfachungen sowie Abbrand- und Temperatureffekte bereits eingeschlossen /21/. Neuere Experimente /22/ und sorgfältige Auswertungen haben bisher diese Aussage bestätigt; offenbar wirken sich kompensatorische Effekte für die untersuchten interessanten Bereiche günstig auf die Genauigkeit des Void-Reaktivitätseffektes aus.

3.5 Kontrollstabwirksamkeiten

Wie im Beitrag zu diesem Seminar festgestellt wurde, konnten Kontrollstabwirksamkeiten mit KfK-Methoden sowohl für SNEAK- wie für BIZET-Experimente

oft mit einer Genauigkeit von etwa 5 % angegeben werden, in einigen Fällen war die Abweichung etwa 8 %. Die Stabwechselwirkung ist gut beschreibbar.

Im UK läßt sich die Kontrollstabwirksamkeit bei ZEBRA-Experimenten (MOZART, PFR-Mockup, BZA) auf etwa 5 % genau beschreiben /23/, und man hat ebenfalls keine Schwierigkeiten bei der Bestimmung der Kontrollstabwechselwirkung. Die Berechnung der Wirksamkeit mit ansteigendem B^{10} -Gehalt liegt innerhalb der experimentellen Fehlerbreite. In Frankreich ergibt sich mit CARNAVAL eine Unsicherheit von 2 - 5 % für Phénix /24/, in Japan von etwa - 4 % bis + 1.5 % /25/, die USA errechnet für ihre kritischen homogenen und heterogenen Anordnungen in Diffusionsnäherung ohne Heterogenitätskorrektur ca. 10 % Ungenauigkeit /26/.

3.6 Leistungsverteilung

Wie im Seminar-Beitrag über die charakteristischen neutronenphysikalischen Eigenschaften homogener und heterogener Kerne festgestellt wurde, ergibt sich für den Formfaktor eine Abweichung der Theorie zum Experiment von 2 - 3 %. Die radiale Leistungsverteilung wird zu flach gerechnet und ist sensitiv gegenüber Störungen.

Diese Beobachtung wird übereinstimmend im UK-DEBENE Bereich, in USA /27/ und in Frankreich /28/ getroffen. Auch in der UdSSR gibt es ähnliche Resultate /29/. Dieser Effekt der Flußverwerfung ist noch nicht ganz verstanden; im UK wird vermutet, daß die Behandlung der Plättchenheterogenität im Code MURAL der Grund sein könne, in USA macht man eher die ungenauen U^{238} -Einfangwirkungsquerschnitte dafür verantwortlich.

4. Zusammenfassende Bewertung der Berechnungsunsicherheiten schneller Reaktoren

Aus der Darstellung des Abschnittes 3 wurde ersichtlich, daß die geforderten Genauigkeiten im wesentlichen erreicht sind, wobei einige der Aussagen zweifellos noch weiter zu erhärten sind.

Im Vergleich zum Status 1973 /1/ können folgende Problemkreise als praktisch gelöst angesehen werden:

- (a) Die Diskrepanz der zentralen Materialwerte. Im europäisch/japanischen Raum war diese bereits seit längerer Zeit nach Einsatz verbesserter β_{eff} -Werte kein Diskussionspunkt mehr; auch in USA scheint sich eine Klärung abzuzeichnen.
- (b) Die große Unsicherheit bei der Bestimmung der Kontrollstabwirksamkeit in Abhängigkeit von der B^{10} -Anreicherung ist vor allem durch Einsatz von Transportverfahren und der genaueren Berechnung des Neutronen-Streaming sehr stark reduziert wenn nicht sogar beseitigt.
- (c) Ebenso verschwanden die großen Unterschiede in der Bestimmung der Kontrollstabwechselwirkung.
- (d) Diskrepanzen zwischen Theorie und Experiment von mehr als 25 % für signifikante Na-Void-Bereiche können praktisch als sehr unwahrscheinlich angesehen werden. Das gilt sowohl für homogene wie heterogene Systeme.
- (e) Seit 1978 wurde aus den USA von sehr schlecht rechnerisch erfaßbaren Störfallkonfigurationen in kritischen Anordnungen berichtet /30/. Dieses Problem löste sich bei entsprechendem Einsatz aufwendigerer Transportverfahren.

Der Erfolg in den letzten 10 Jahren ist durch Verbesserung und Absicherung sowohl der theoretischen Berechnungsverfahren wie auch der experimentellen Methoden in z. T. aufwendigen internationalen Benchmarkuntersuchungen möglich geworden. Wie oben angedeutet, seien einige der theoretischen Verbesserungen besonders aufgeführt:

- Bereitstellung hochentwickelter Heterogenitätscodes (auch 2-dimensional): KAPER/GITAN /31/, MURAL /32/, HETAIRE /33/
- Entwicklung von Super-Zell Codes zur verbesserten Behandlung von Neutronenstreaming in Void-Kanälen und Absorberfollowern /34,35/

- Einsatz von rigorosen 3-dimensionalen Diffusionsverfahren
- Stärkerer Einsatz von zuverlässigen 2-dimensionalen Multigruppen Transport-Codes
- Einsatz von qualitätsmäßig hochstehenden angepaßten Gruppenkonstantensätzen, bei denen viele wesentliche physikalische Kenngrößen bei der Anpassung berücksichtigt wurden.

5. Verbleibende Aufgaben

Bei dem in den Abschnitten 3 und 4 dargestellten Fortschritt in der letzten Dekade seien hier eine Reihe der noch zu erledigenden Aufgaben kurz aufgeführt (auch hier wird kein Anspruch auf Vollständigkeit erhoben):

- (a) Vollständige Dokumentation des experimentellen und theoretischen Status der Physik Schneller Reaktoren; ein programmatischer Umriss liegt dazu im INR vor.
- (b) Aufklärung noch nicht verstandener Effekte (Flußverwerfung in großen Cores, Stab/Plättchen Diskrepanz).
- (c) Entwicklung schneller und zuverlässiger 3-dimensionaler Diffusionsverfahren (z. B. Grobmaschen-, Nodalverfahren) für die Langzeitverfolgung des Reaktivitätsverhaltens von Leistungsreaktoren, möglichst auch Aufnahme thermohydraulischer Codes in entsprechende Programmsysteme.
- (d) Entwicklung leistungsfähiger 3-dimensionaler Transportverfahren für spezielle Untersuchungen (z. B. bei heterogenen Schnellen Reaktoren, auch KNK).
- (e) Nach sorgfältiger Prüfung der Notwendigkeit evtl. Entwicklung eines 2-dimensionalen Heterogenitäts-Codes.

- (f) Untersuchungen zum möglichen Einsatz hinreichend genauer, einfacher Verfahren zur verlässlichen Beschreibung von stark gestörten Reaktorkonfigurationen in Sicherheitsuntersuchungen; hiermit könnten im Gegensatz zur Verwendung der jetzigen sehr zeitaufwendigen Verfahren (SIMMER) die Vielzahl der Störfallscenarien parametrisch besser erfaßt werden.
- (g) Beurteilung thermomechanischer und sicherheitstechnischer Eigenschaften großer homogener und heterogener Kerne und deren Optimierung.
- (h) Verbesserung der Kerndatenbasis und der verarbeitenden Programme (z. B. σ_c (U238), σ_{in} (U238), Winkelverteilung der inelastischen Streuung an wichtigen Aktiniden und Strukturmaterialien, Darstellung der Resonanzen im Multiniveauformalismus, etc.). Ziel ist die Reduktion bzw. Aufgabe der Datenanpassung, damit eine für alle Reaktorsysteme gültige Wirkungsquerschnitts-Basisdatei etabliert werden kann. Dies könnte und sollte möglichst arbeitsteilig im Rahmen einer internationalen Kooperation erfolgen, z. B. im Rahmen der NEA.

Referenzen

- /1/ H. Küsters, Progress in Fast Reactor Physics in the Federal Republic of Germany, KfK 1632 (1973)
- /2/ J. L. Rowlands, Nuclear Data for Reactor Design, Operation and Safety, Proc. Int. Conf. on Neutron Physics and Nuclear Data, Harwell p. 7 (1978)
- /3/ Ph. Hammer, Nuclear Data Needs for Plutonium Breeders, Proc. Int. Conf. on Nuclear Cross Sections for Technology, Knoxville, p. 6 (1979)
- /4/ E. Kiefhaber, The KfKINR-Set of Group Constants, KfK 1572 (1972)
- /5/ J. L. Rowlands, The Production and Performance of the Adjusted Cross Section Set FGL5, Proc. Int. Conf. on Physics of Fast Reactors, Tokyo, p. 1133 (1973)
- /6/ J. P., Chaudat, J. Y. Barré, A. Khairallah, Improvements of the Predicted Characteristics for Fast Power Reactors from Integral Experiments: CARNAVAL III, Tokyo, p. 1207 (1973)
- J. P. Chaudat et al., Data Adjustments for Fast Reactor Design, Trans. Am. Nucl. Soc., Nov. 1977 (CARNAVAL IV, dito in Ref. /3/)
- /7/ S. Katsuragi et al., JAERI Fast Reactor Group Constants System, JAERI-1199 (1970), dito in T. Kamei et al., Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence, p. 223, 1979
- /8/ L. G. LeSage, mündliche Mitteilung, NEACRP 1982
- R. D. McKnight, Trans. Am. Nucl. 28, p. 735 (1978)
- M. J. Lineberry et al., Anmerkung in Proc. ANS Top. Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, p. 1, (1982)

- /9/ International Comparison Calculation of a Large Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor, NEACRP-L-243, ANL 80-78 (1978)
- /10/ G. Henneges, W. Maschek, Neutronic Analysis of Simulated LMFBR Fuel Slump Experiments, Proc. Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, p. 108 (1982)
- /11/ Mündliche Mitteilung von JAERI (Japan), NEACRP 1982
- /12/ M. Robin et al., Analyse des Combustibles Irradiés du Reacteur Phénix, Proc. on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence, p. 516 (1979)
- /13/ L. Barleon, E. A. Fischer, Small Sample Doppler Effect Measurements and their Interpretation in Fast Reactor Spectra, NSE 47, 247 (1972)
- R. E. Kaiser et al., Extrapolation of Small Sample Doppler Reactivity Measurements, Proc. ANS Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, p. 118 (1982)
- /14/ P. Greebler et al., SEFOR Experimental Results and Application to LMFBR's, Proc. Int. Conf. Eng. Fast Reactors Safe and Reliable Operation, Karlsruhe, p. 1312 (1972)
- /15/ Interner NEACRP-Bericht (1981)
- /16/ Ph. Hammer, Fast Reactor Physics at CEA, Proc. of Conf. 1980 Advances in Reactor Physics and Shielding, Sun Valley, p. 450 (1980)
- /17/ A. T. D. Butland et al., An Assessment of Methods of Calculating Sodium-Voiding Reactivity in Plutonium-Fuelled Fast Reactors, Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence, p. 281 (1979)
- /18/ C. L. Beck et al., Sodium-Void Reactivity in LMFBR's: A Physics Assessment, Proc. Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, p. 78 (1982)

/19/ M. Nakano et al., An Experimental Study of the Heterogeneous LMFBR Core Using FCA Assemblies with Axial Internal Blanket, Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence, p. 3 (Vol. II), (1979)

/20/ Eine Übersicht für 1972/1973 ist in Ref. /1/ gegeben.

/21/ H. Küsters, S. Ganesan, Present Status of Sodium-Void Reactivity Predictions in Conventional and Nonconventional Fast Reactor Core Designs, Proc. ANS-Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Gatlinburg, p. 479 (1978)

/22/ Interne NEACRP-Berichte 1982,
Mündliche Mitteilung über BIZET-Ergebnisse (1982/1983), siehe auch Ref. /18/

/23/ J. L. Rowlands et al., Development and Validation of Control-Rod Calculation Methods, Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence, p. 83 (Vol. 1), 1979

Interner NEACRP-Bericht (1982)

/24/ G. Humbert et al., Control Rod Parametrical Studies in the Framework of the PRERACINE and RACINE Programs, Proc. Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, p. 148 (1982)

Interner NEACRP-Bericht (1982)

/25/ Interner NEACRP-Bericht (1982)

/26/ H. F. McFarlane et al., ZPPR Studies of Control Rods in Large Homogeneous LMFBRs, Proc. of the Conf. on 1980 Advances in Reactor Physics and Shielding, Sun Valley, p. 546 (1980)

Interner NEACRP-Bericht (1982)

/27/ M. J. Lineberry et al., Physics Assessment of LMFBR Integral Parameters, Proc. of Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, p. 1 (1982)

Interner NEACRP-Bericht 1982

/28/ Ph. Hammer, Fast Reactor Physics at CEA, Proc. Conf. on 1980 Advances in Reactor Physics and Shielding, Sun Valley, p. 450 (1980)

Interner NEACRP-Bericht 1982

/29/ Interner NEACRP-Bericht über BN 600 (1982)

/30/ C. Curtis et al., Use of Benchmark Criticals in Fast Reactor Code Validation, Proc. Int. Conf. on Fast Reactor Physics, Aix-en-Provence, p. 307 (1979)

/31/ P. E. McGrath, E. A. Fischer, KAPER - A Computer Program for the Analysis of Experiments Performed in Heterogeneous Critical Facilities, Proc. Topical Meeting Mathematical Models and Computational Techniques for the Analysis of Nuclear Systems, Ann Arbor (1973)

R. Böhme, Integrale Transporttheorie mit linearer Anisotropie der Streuung zur Berechnung der Neutronenverteilung an endlichen Plattenanordnungen Schneller Reaktoren, KfK 2501 (1977)

/32/ J. D. MacDougall, J. L. Rowlands, The Calculation of Resonance Shielding Factors in FRESCO and MURAL, AEEW-M848, (1968)

/33/ A. Khairallah, J. Recolin, Calcul de l'auto-protection resonante dans les cellules complexes par la méthode des sous-groupes, Proc. Seminar on Numerical Reactor Calculations, IAEA/SM 154/37, p. 305 (1972)

/34/ J. L. Rowlands, C. Eaton, NSE 76, 263 (1980)

/35/ E. A. Fischer, Neutron Streaming in Fast Reactor Slab Lattices and in Cylindrical Channels, NSE 78, 227 (1981)