

*Institut für Sicherheitsforschung
und Reaktortechnik*

**Neutronenphysikalische Untersuchungen
zu dem indonesischen Forschungsreaktor
MPR-30 im Hinblick auf den Einsatz
von Silicid-Brennelementen**

As Natio Lasman

**Neutronenphysikalische Untersuchungen
zu dem indonesischen Forschungsreaktor
MPR-30 im Hinblick auf den Einsatz
von Silicid-Brennelementen**

As Natio Lasman

Neutron Physical Investigations for the Indonesian Research Reactor M P R - 30 with Regard to the Use of Silicide Fuel Elements

by

As Natio Lasman

ABSTRACT

Since the beginning of the MPR-30 operation attempts have been made to improve the use of the fuel elements in order to reach higher burnup as well as to increase the operational safety and the availability of the plant.

Within this frame the neutron economy using U_3Si_2Al instead of U_3O_8Al in different core configurations of the MPR-30 has been analyzed. The choice of U_3Si_2Al fuel elements motivated by the INFCE recommendations was encouraged by detailed results of material and technical experiments.

This analysis was performed with the computer program system RSYST, which is specially suited for calculations of reactor physical problems in water moderated systems. The analysis covered calculations of neutron spectra using multigroup SN representations, 2-D full core diffusion calculations in 5 broad energy groups and detailed burnup calculations for all fuel elements in the core. From this information k_{eff} , flux- and power distribution and reactor core lifetime was deduced. In addition temperature coefficients and control rod efficiencies were calculated.

A comparison between oxide and silicide fuel elements on the basis of the calculations shows the principal feasibility of silicide fuel cores for MPR-30.

Neutronenphysikalische Untersuchungen zu dem indonesischen Forschungsreaktor M P R - 30 im Hinblick auf den Einsatz von Silicid-Brennelementen

von
As Natio Lasman

KURZFASSUNG

Seit dem Betriebsbeginn des MPR-30 wird eine Verbesserung der Nutzung des Kernbrennstoffs versucht, um sowohl höhere Abbrände zu erreichen als auch die Betriebssicherheit und die Verfügbarkeit der Anlage zu erhöhen.

In diesem Rahmen wird die Neutronenökonomie bei Einsatz von $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ statt $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ in unterschiedlichen Core-Anordnungen analysiert. Die durch die Empfehlungen der INFCE ausgelöste Wahl von $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ wurde entscheidend beeinflusst durch ermutigende, detaillierte Untersuchungsergebnisse von Material und Technik.

Diese Analyse wurde mit dem Computer-Programmsystem RSYST durchgeführt, das speziell für die Berechnung reaktorphysikalischer Probleme wassermoderierter Reaktoren geeignet ist. Die Analyse umfaßt Spektralrechnungen unter Benutzung der Multigruppen-SN-Programme, 2-D Diffusionsrechnungen in 5 Energiegruppen für das Vollcore sowie detaillierte, positionsabhängige Abbrandrechnungen für alle Brennelemente. Aus diesen Informationen wurden k_{eff} , Fluß- und Leistungsverteilungen und die jeweilige Lebensdauer des Cores abgeleitet. Außerdem wurden die Temperaturkoeffizienten und die Wirksamkeit der Steuerstäbe berechnet.

Der Vergleich zwischen den Ergebnissen für Oxid- und Silicid-Brennelemente erweist die prinzipielle Machbarkeit von Silicid-Cores für den MPR-30.

INHALTSVERZEICHNIS

1. EINLEITUNG	...	1
2. M P R - 30	...	3
1. Beschreibung des Kernreaktors	...	3
2. U_3O_8 Al-Brennelemente	...	7
3. U_3O_8 Al-Kontrollbrennelemente	...	9
3. URAN-SILICID BETRIEBSELEMENTE	...	12
1. U_3Si_2 Al-Brennelemente	...	13
2. U_3Si_2 Al-Kontrollbrennelemente	...	15
4. PROBLEMSTELLUNG, MODELLE UND RECHEN-PROGRAMME	...	16
1. R S Y S T	...	17
1. Erzeugung der 53 Gruppen-Datenbibliothek	...	18
2. Abbrandrechnungen	...	20
3. Zell- und Kondensationsrechnungen	...	22
2. Diffusionsrechnungen	...	25
5. RECHNUNGEN UND DISKUSSION DER ERGEBNISSE	...	28
1. Benchmark Problem	...	28
2. M P R - 30, U_3O_8 Al	...	41

3. M P R - 30, U_3Si_2Al	... 52
6. ZUSAMMENFASSUNG	... 65
LITERATURVERZEICHNIS	... 68
A N H A N G	... 74

1. EINLEITUNG

Der Multi-Purpose Research Reactor MPR-30 [1] ist ein Forschungsreaktor vom Schwimmbad-Typ, der mit niedrigangereichertem Kernbrennstoff ($U-235 < 20\%$) für eine thermische Leistung von 30 MW ausgelegt ist. Es ist die erste Reaktoranlage dieser Leistungsklasse, die mit niedrig angereichertem Kernbrennstoff betrieben wird.

Seit dem Beginn der Nutzung des MPR-30 besteht das Bestreben, neben einer Erhöhung der Betriebsicherheit und Verfügbarkeit der Anlage, eine bessere Nutzung des Kernbrennstoffs durch die Möglichkeit höherer Abbrände zu erreichen. So war das Ziel der vorliegenden Arbeit die Untersuchung der Neutronenökonomie bei Einsatz von Brennelementen mit U_3Si_2Al ($\rho = 4,75 \text{ g U/cm}^3$) statt U_3O_8Al ($\rho = 2,96 \text{ g U/cm}^3$) in unterschiedlichen Core-Anordnungen des MPR-30. Die Wahl dieses U_3Si_2Al - Brennelements ist durch das Vorliegen ausführlicher materialtechnischer Untersuchungsergebnisse auch aufgrund der INFCE-Forderungen motiviert worden.

Der Wechsel auf diesen Brennstoff sollte erhebliche Verbesserungen für den Betrieb bringen.

Ein der zu klärenden Fragen ist dem neutronenphysikalischen Verhalten des neuen Brennstoffes gewidmet. In der vorliegenden Arbeit soll der Einfluss des U_3Si_2Al -Brennstoffes auf den Neutronenhaushalt des MPR-30 analysiert werden. Dies geschieht durch eine Modellierung des Reaktorkerns im Rahmen des Computer-Programmsystems RSYST [23], welches speziell zur Berechnung reaktorphysikalischer Probleme in wassermoderierten Reaktorkernen geeignet ist.

Das Programmsystem RSYST ermöglicht die zyklische Berechnung von Multigruppengdaten, Zellrechnungen, Kondensation in Weniggruppengdaten unterschiedlicher Energiegrenzen sowie Abbrandrechnungen. Als Zell-, Abbrand- und Diffusionsprogramme wurden ANISN [36,37], ORIGEN [30] und CITATION [25] benutzt. Die Validierung dieses Programms wird in 2 Schritten vollzogen, nämlich mit einem von der IAEA ('International Atomic Energy Agency') definierten Benchmark Problem sowie durch Vergleich mit von der Firma INTERATOM GmbH erarbeiteten Resultaten bezüglich des heute benutzten MPR-30 Cores.

Die hier vorgestellte Analyse soll die grundsätzliche Realisierbarkeit eines silicidischen Kerns aus neutronenphysikalischer Sicht aufzeigen.

2. M P R - 3 0

Der indonesische Forschungsreaktor MPR-30 wurde in Serpong, das etwa 25 km südlich von der Hauptstadt Jakarta entfernt ist, errichtet. Es ist die erste Reaktoranlage dieser Leistungsklasse, die mit niedrigangereichertem Kernbrennstoff betrieben wird. Dieser Reaktor wurde von der Firma INTERATOM GmbH geliefert. Die Bauzeit der Reaktoranlage betrug dreieinhalb Jahre und am 29.07.1987 erreichte der Reaktor seine erste Kritikalität.[2].

2.1. Beschreibung des Kernreaktors.

Der MPR-30 ist vom Konzept her ein Schwimmbad-Forschungsreaktor, der mit niedrigangereichertem Brennstoff arbeitet, wie von der "International Fuel Cycle Evaluation (INFCE)" gefordert wird [2].

Der Kern, der auf einer Gitterplatte mit 10 x 10 Positionen angeordnet ist, wird mit H_2O gekühlt und moderiert. Diese

Gitterplatte wird vom Kernmantel umgeben, der die Führung des Kühlwassers durch die Kernkomponenten verbessert. Ausserhalb des Kernmantels befindet sich ein L-förmiger Reflektorblick aus Beryllium. Verschiedene Experimentiereinrichtungen, wie eine Anzahl vertikaler Bestrahlungspositionen, Radiographie, eine Leistungsrampenversuchseinrichtung sowie horizontale Strahlrohre für Experimente der Neutronenstrahlphysik und für die Radioisotopenherstellung, sind im Kern und ausserhalb untergebracht. (s. Abb.2.1).

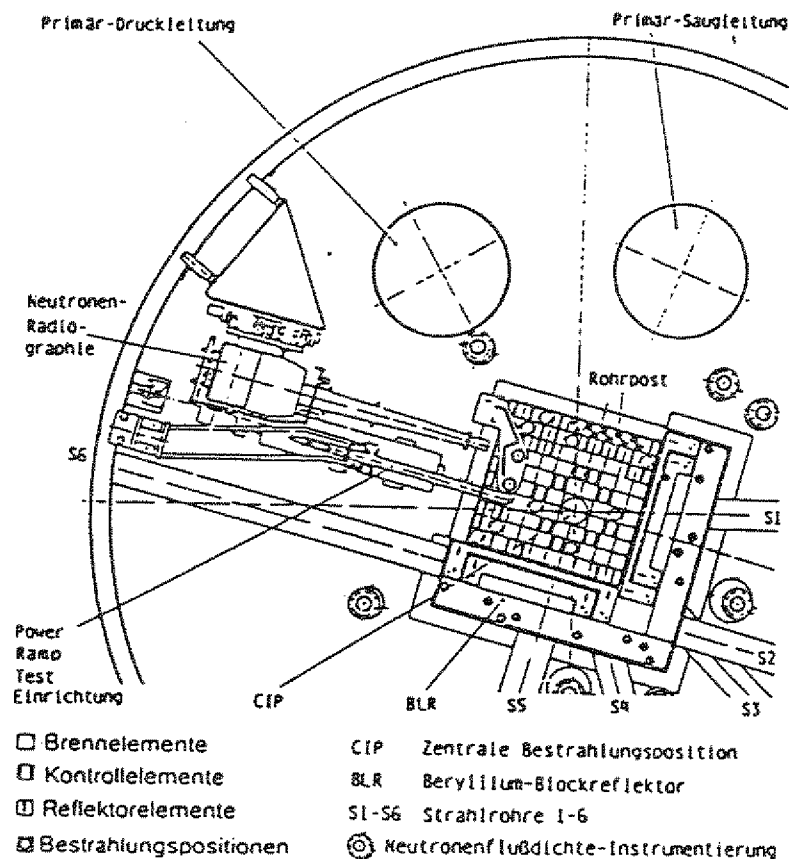


Abb. 2.1. Anordnung des MPR-30 Kerns mit den Bestrahlungs- und Nutzungseinrichtungen.

Die Gitterplatte hat 100 identische Bohrungen, die zum Einsatz von Brennelementen, Kontrollbrennelementen, Berylliumreflektoren und Bestrahlungseinrichtungen geeignet sind [1, 2,3]. Die Anordnungen des Erstcores und Endcores (sog. typischer Arbeitskern) werden im Kapitel 5 beschrieben, die Kontroll- und Brennelemente im Teil 2.2 und 2.3 erläutert und die wesentlichen technischen Reaktordaten sind Tabelle 2.1. zu entnehmen [1].

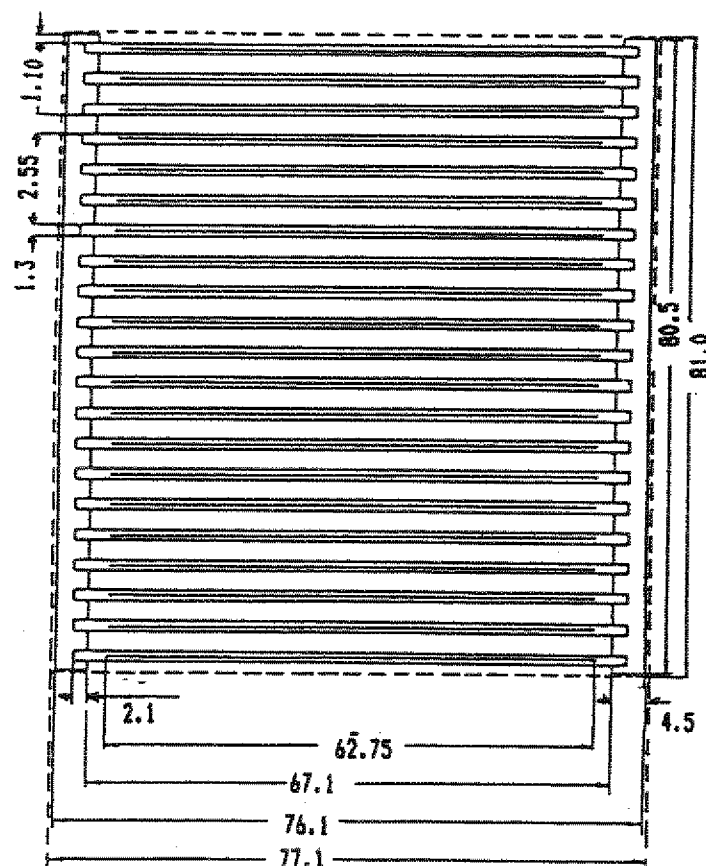
Thermische Reaktorleistung, MW	30
Kuehlmittel bzw. Moderator	H ₂ O
Brennstoff	U ₃ O ₈ Al
Anreicherung, %	19,75
Typ der Brennelemente	MTR
Anzahl der Brennelemente in typischen Arbeitskern	40
Brennstoffplatten per Brennelement	21
Anzahl der Kontrollbrennelemente in typischen Arbeitskern	8
Brennstoffplatten per Kontrollbrennelement	15
Dichte des Urans, g/cm ³	2,96
Typ der Regelstaebe	Gabelabsorber (AgInCd)
Anzahl der Regelstaebe	8
Eintrittstemperatur des H ₂ O, °C	40,5
Austrittstemperatur des H ₂ O, °C	50,5
Eintrittsdruck, bar	2
Druckabfall durch den Kern, bar	0,5

Mittlere Massenstromdichte im Kern, $\text{kg/m}^2 \text{s}$	3761
Mittlere Waermeflussdichte, Watt/m^2	$41,5 \times 10^4$
Maximale Temp.der Brennstoffoberflaeche, $^{\circ}\text{C}$	145
Maximale Temp.in Brennstoffmitte, BOC, $^{\circ}\text{C}$	175
Maximale Temp.in Brennstoffmitte, EOC, $^{\circ}\text{C}$	200
Betriebzyklus, Tage	25
Mittlerer Abbrand, BOC, % U-235 FIFA	23,3
Mittlerer Abbrand, EOC, % U-235 FIFA	31,3
Mittlerer maximaler Abbrand des Brennstoffs, EOC, % U-235 FIFA	53,7
Brennstofftemperaturkoeffizient, K^{-1}	$-1,6 \times 10^{-5}$
Moderatortemperaturkoeffizient, K^{-1}	$-1,1 \times 10^{-4}$
Anteil der verzoeagerten Neutronen	0,0071
Lebensdauer der prompten Spaltneutronen, μs	61,3
Ueberschussreaktivitaet, BOC, ohne Xenon, %	9,2
Reserveaktivitaet fuer Rohrpostanlage, %	2
Reaktivitaetswert (8 Steuerstaebe), %	-14,5
Abschaltreaktivitaet, BOC, ohne Xenon, %	-5,3
Neutronenflussdichten (thermisch):	
-in der zentralen Bestrahlungsposition, $\text{n/cm}^2 \text{s}$, max.	$5,5 \times 10^{14}$
-in den sonstigen 'in core' Bestrah- lungspositionen, $\text{n/cm}^2 \text{s}$, max.	$2,4 - 4,4 \times 10^{14}$
-am Strahlrohr-Eintritt, $\text{n/cm}^2 \text{s}$, max.	$1,7 \times 10^{14}$

Tab.2.1. Wichtige technische und reaktorphysikalische
Daten des MPR-30

2.2. U_3O_8 Al-Brennelemente

Das Brennelement vom Typ MTR hat 21 Brennstoffplatten (s. Abbildung 2.2). Die Dicke der Brennstoffplattenhülle ist 0,38 mm und besteht aus AlMg_1 . In der Brennstoffzone ("Meat") befindet sich U_3O_8 in Dispersion mit Aluminium mit einer Dich-



cladding thickness: inner plate : 0.38

outer plate : 0.38

net income: 0.54

21 plates

Uran Density/Heat: 2.9648

all dimensions in mm

Abb. 2.2. MPR-30 Brennelement

te von $5,051 \text{ g/cm}^3$ und einer Urandichte von $2,96 \text{ g/cm}^3$. Die Wasserspalte zwischen den Brennstoffplatten sind $2,55 \text{ mm}$ dick. Das nicht nur als Moderator sondern auch als Kühlmittel dienende Wasser wird von oben nach unten strömend durch Core und Reaktoreinbauten gepumpt. Der aktive Kern hat eine Höhe von 60 cm .

Wie von der Konferenz über die "International Fuel Cycle Evaluation (INFCE)" gefordert ist die Urananreicherung der Kontroll- und Brennelemente 19.75% ; die Materialien in der Brennstoffzone sind in Tab.2.2 zusammengestellt.

Elemente	Max. Verunreinigung, ppm	
	U ₃ O ₈ Pulver	Al Pulver
Al	100	-
B	2	10
Ba	10	-
Be	0,2	-
Ca	50	-
Cd	0,5	10
Co	3	10
Cu	20	80
Fe	-	4000
K	20	-
Li	5	10
Mg	50	150
Mn	5	-
Na	50	-
P	100	-
Si	50	3000
Ti	-	200
V	2	-
F	20	-
Zn	-	300
Cr-Ni-Fe Total	150	-
Unspezifische Elemente:		
Einzel	-	300
Total	-	5000

Tab. 2.2 Zusammensetzung des U₃O₈- und Al Pulvers

Die Korrosion der Brennelementhülle wird durch mehrere Faktoren beeinflusst, z.B. Hüllenmaterial, Oberflächenbearbeitung, Kupfer und Chlor Verunreinigung sowie Temperatur, pH-Wert und Leitfähigkeit des Wassers, Betriebszeit des Brennstoffs, usw. [1,5,6,7]. Typische Schäden von Brennstoffplatten sind Loch- und Oberflächekorrosion.

Der Einsatz der AlMg Legierung erhöht den Korrosionswiderstand [7].

Hier wurde AlMg₁ mit der Dichte 2,7 g/cm³ benutzt.

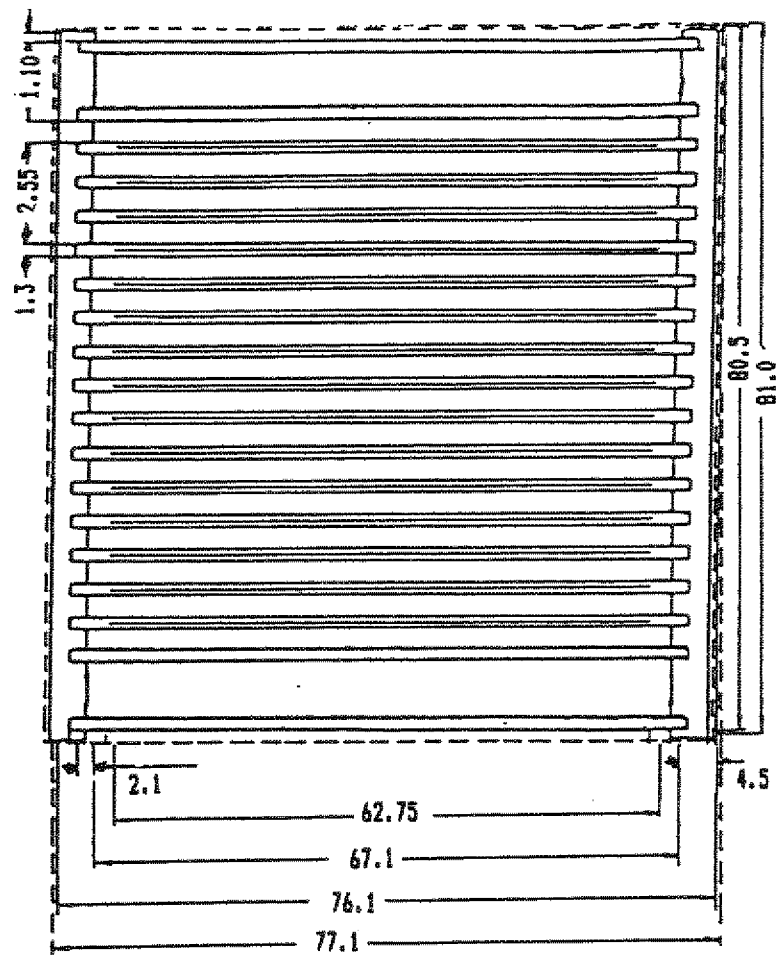
Die Zusammensetzung dieser Legierung ist in Tab.2.3 beschrieben.

Materialien	%
Al	97,70
Si	0,30
Fe	0,45
Cu	0,05
Mn	0,15
Cr	0,10
Zn	0,20
Sonstiges	0,15
Hg	0,90

Tab. 2. 3. Zusammensetzung des AlMg₁

2.3. U₃O₈Al Kontrollbrennelemente

Das in Abb. 2.3 beschriebene Kontrollbrennelement ist zur Aufnahme eines Gabelabsorbers bestimmt. Sein Brennstoffteil enthält nur 15 Brennstoffplatten. Je drei Platten sind auf jeder Seite entfernt. Davon sind die jeweils inneren und äusseren durch reine Aluminiumplatten ersetzt, die durch



cladding thickness: inner plate : 0.38	outer plate : 0.38	seat thickness: 0.54
15 plates	Uran Density/Heat: 2.9648	all dimensions in mm

Abb. 2.3 MPR-30 Kontrollbrennelement

Fehlen der dritten Platten entstandenen Lücken dienen der Aufnahme und Führung des AgInCd-Absorbers.

Der wirksame Teil des Gabelabsorbers besteht aus zwei Platten aus AgInCd-Legierung von 65 mm Breite und 5,08 mm Dicke (s. Abb. 2.4) und hat eine aktive Länge von 625 mm. Die Absor-

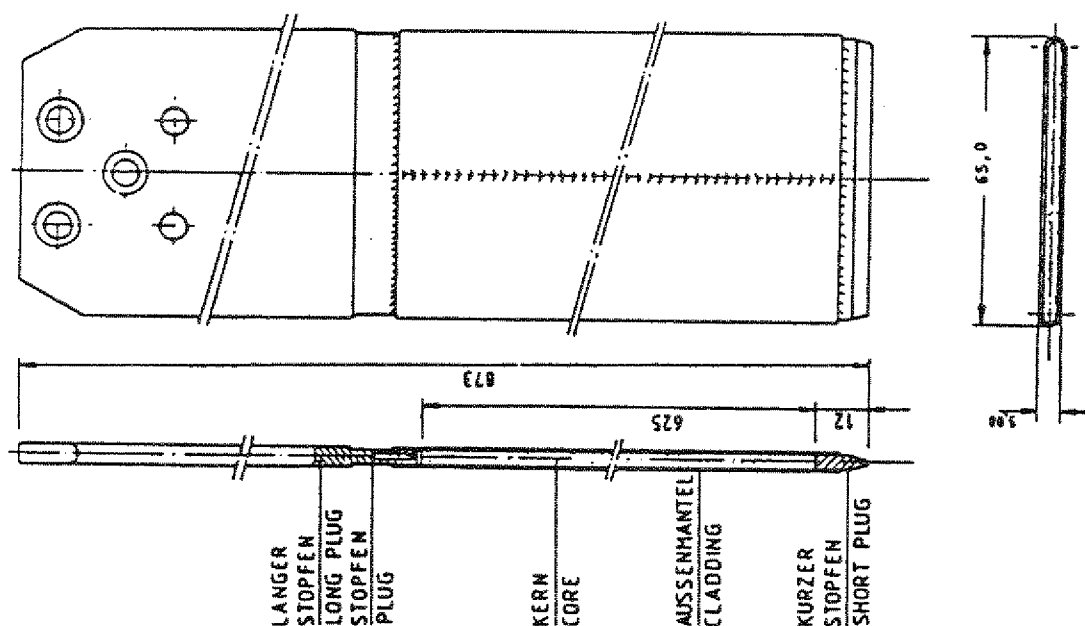


Abb. 2.4 AgInCd Steuerstababsorberelement

berplatten sind mit rostfreiem Stahl ummantelt, die Gesamtdicke der Platten erreicht dadurch 3,38 mm. (Materialnummer 1.4541, ähnlich wie SS 321) Die Zusammensetzung dieses rostfreien Stahls ist 0,1% C, 18% Cr, 9% Ni, 0,5% Ti und 72,4% Fe [8].

Die Zusammensetzung des AgInCd ist 80 % Ag, 15 % In und 5 % Cd. Die 2 Absorberplatten werden mit der tragenden Gabel aus Edelstahl verschraubt, deren Führungsgestänge mit dem Steuerstabantrieb verbunden wird. Die maximale Fahr-Geschwindigkeit des Absorbers ist 0,0564 cm/sek. [1]

3. URAN-SILICID BETRIEBSELEMENTE

Im Rahmen der weltweiten Bemühungen, das Risiko der unkontrollierten Weiterverbreitung waffenfähiger hochangereicherter Uran-Brennstoffe zu vermindern, gibt es einige Programme z.B. in Deutschland "Anreicherungsreduzierung in Forschungsreaktoren (AF)" und in USA "Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR)". Diese Programme sind als konstruktive Beiträge für eine Reduzierung des Proliferationsrisikos anzusehen.

Überlegungen im Hinblick auf eine Verringerung des Proliferationsrisikos gaben Anstoß zur Entwicklung von Brennstoffen, die den Einsatz von niedrigangereichertem Uran (≤ 20 % U-235) gestatten. Geeignete Uran-Brennstoffe besonders hoher Dichte, hier Uran-Silicid, wurden untersucht und unter Bestrahlung qualifiziert. [7,9,10,11,12,13,14,15,16,17,18,19,20].

Über Ergebnisse der Nachuntersuchungen im deutschen AF-Programm wurde in [9] berichtet. Einige Uran-Silicid-Testplattenbrennelemente, die aus U_3Si , $U_3Si_{1,3}$, $U_3Si_{1,5}$, U_3Si_2 mit U-235 Anreicherungen von 19,75 bzw. 19,78 % und Urandichten zwischen 4,75 bis 6,5 g/cm³ bestehen, wurden im FRJ-2 des KFA-Forschungszentrums bestrahlt. Dieses Uran-Silicid, das

einen 25 %-igen Feinkornanteil $\leq 40\mu\text{m}$ hat, liegt in Dispersion mit Aluminium vor.

Das Nachuntersuchungsprogramm erfolgte auf 2 Arten: zerstörungsfreie und zerstörende Untersuchungen.

Zerstörungsfreie Untersuchungen bestanden aus visueller Inspektion, Gammascan, Abbrandbestimmung, Dimensions- und Volumenmessungen. An zerstörenden Untersuchungen wurden Metallografie, Rasterelektronenmikroskopie und Blisterstests durchgeführt.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen zeigten ein sehr gutes Verhalten von $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$, nämlich geringe Schwellung, fast ungestörte Mikrostruktur mit nur geringer Ausscheidung kleiner Spaltgasblasen bei höherem Abbrand (80 - 82 %). Bei Temperaturen bis 300°C zeigt dieser Brennstoff die geringste Abgabe von Spaltprodukten.

Diese im Vergleich zu anderen Brennstoffen hervorragenden Ergebnisse waren der Anlaß, in der vorliegenden Arbeit die Einsatzfähigkeit des $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ Brennstoffs mit einer Urandichte von $4,75\text{ g/cm}^3$ im indonesischen Forschungsreaktor MPR-30 neutronenphysikalisch zu untersuchen.

3.1. $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ -Brennelement

Die geometrischen Dimensionen sind die gleichen wie die der MTR-Brennelemente mit U_3O_8 -Brennstoff (s. Abb. 2.2). Die jeweiligen Volumina der AlMg_1 -Hülle, der U_3Si_2 Brennstoffzone und des H_2O -Anteils pro Brennelement sind 672 cm^3 , 427 cm^3 und $2\,213\text{ cm}^3$. Die aktive Länge des Brennstoffs ist wiederum 60 cm und seine Uran-Dichte ist $4,75\text{ g/cm}^3$.

Der Aluminiumanteil
im Brennstoffvolumen
ist 58,6 % [13].

Die Zusammensetzung
des Aluminiumpulvers
zeigt die Tab.3.1
[4,7].

Materialien	x
Si	0,25
Fe	0,35
Cu	0,02
Zn	0,05
Ti	0,02
Sonstiges	0,03
Al	99,50

Tab. 3. 1. Zusammensetzung
des Al.

Materialien	ppm
Al	600
B	10
Co	10
Cu	80
Li	10
Zn	1000
Ni-Fe	1000
H	200
C	1000
N	500
O	7000
Sonstiges: Einzel	500
Total	5000

Die Anreicherung des
U-235 ist mit 19.75%
die gleiche wie die
im heutigen U_3O_8 Al
Brennelement und
entspricht damit den
INFCE -Anforderungen
(siehe [9]).

Die Zusammensetzung
der U_3Si_2 Verunrei-
nigungen wurde [7]
entnommen (Tab.3.2).

Tab. 3. 2. Zusammensetzung
der U_3Si_2 Verun-
reinigungen.

3.2. $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ -Kontrollbrennelement

Auch hier sind die geometrischen Dimensionen die gleichen wie die der $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ Kontrollbrennelemente (s. Abb. 2.3). Mit 15 Brennstoffplatten sind die jeweiligen Volumina der AlMg_1 Hülle 480 cm^3 , der Brennstoffzone 305 cm^3 und des H_2O -Anteils 2318 cm^3 . Die aktive Länge des Kontrollbrennstoffs ist auch hier 60 cm.

Als Uran-Anreicherung wurde 19,75 % angenommen mit einer Uran-Dichte von $4,75 \text{ g/cm}^3$. Der Volumenanteil des Aluminiums in der Brennstoffzone ist 58,6 %.

Wie vor besteht der aktive Teil des Gabelabsorbers aus AgInCd und wird ebenso in vertikaler Richtung zur Reaktorsteuerung verschoben. Wie vor sind die Gabelabsorber zwecks Schnellabschaltung abwerfbar.

4. PROBLEMSTELLUNG, MODELLE UND RECHENPROGRAMME

Die vorliegende Arbeit wurde in jeweils zwei Schritten durchgeführt. Zunächst erfolgte die Erstellung der mikro- und makroskopischen Wirkungsquerschnitte einschliesslich Zellrechnungen und Kondensation in Weniggruppen und in einem jeweils zweiten Schritt wurden mit Hilfe dieser Daten Ganz-core-Rechnungen in zwei Dimensionen mit dem Diffusionscode CITATION durchgeführt [25].

Schon zuvor war RSYST [23] an den von der IAEA aufgestellten Benchmark-Problemen [22] mit Erfolg sowohl für H_2O - als auch D_2O -Systeme getestet worden [21].

Um die Anwendbarkeit von RSYST nach einer notwendigen Umstellung auf FORTRAN77 zu überprüfen, wurde zunächst das Benchmark Problem für den LEU-Fall eines H_2O -Systems gelöst [24].

Bei bester Übereinstimmung mit Ergebnissen anderer Gruppen aus [22] wurde dann der Ist-Zustand des MPR-30 mit Einsatz von Oxid-Brennelementen gerechnet.

4.1. R S Y S T

RSYST ist ein modular aufgebautes Programmsystem, das vom IKE der Universität Stuttgart vor allem zur Lösung reaktorphysikalischer Probleme entwickelt wurde [23].

RSYST besteht aus etwa 120 Programmodulen, die alle auf eine zentrale Datenbasis Zugriff haben und ihre Daten über diese Basis austauschen. Ein übergeordnetes Steuerprogramm verknüpft diese Module und verwaltet die Datenbasis.

Alle Informationen im RSYST ist in Datenblöcken gespeichert. Datenblöcke können z.B. Geometrie-Beschreibungen, Gruppenkonstanten, Flüsse, Bucklings aber auch Texte enthalten. Sie werden über ihre Identifizierungsnummer im direkten Zugriff adressiert und als Block zu und von den Moduln transferiert.

Die Datenbasis setzt sich einer permanenten Bibliothek (BIB) und einer Unterbibliothek (UBI) zusammen, die nur während eines Rechenlaufs existiert. Der Benutzer entscheidet im Steuerkommando, das einen Modul startet, ob Blöcke auf BIB oder UBI liegen sollen. Durch das Steuerkommando BIB-TAPE bzw. UBI-TAPE z.B. werden die Blöcke von den entsprechenden Bibliotheken auf Band oder einen andern Speicher kopiert, oder durch das Kommando MISCH-UBI/BIB auf den jeweils anderen Speicher transferiert (s. Abb. 4.1).

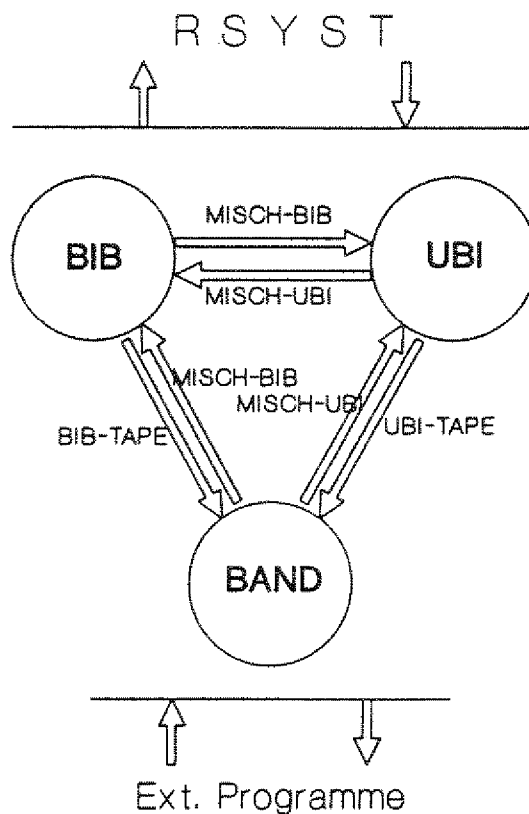


Abb. 4.1 Aufbau und Manipulation der Datenbasis

Eine sehr wertvolle Option des RSYST ist die Möglichkeit der sequentiellen Kopplung von Modulen, die zügige Abwicklung auch umfangreicher Berechnungen in beliebiger, auch zyklischer Form erlauben.

4.1.1. ERZEUGUNG DER 53 GRUPPEN-DATENBIBLIOTHEK

Als Wirkungsquerschnittsbasis dienen zwei problemunabhängige Grunddatenbibliotheken, die aus der Datei ENDF/B-IV (s.A-1, Anhang) erzeugt werden. GGC-4 [31] beinhaltet epithermische

+ schnelle Querschnitte in 99 Energiegruppen und THERM-123 thermische Querschnitte in 123 Energiegruppen. Die Energiegrenzen in GGC-4 erfassen 14,92 MeV bis 0,414 eV und THERM-123 den Bereich von 1,86 bis $1,0 \cdot 10^{-5}$ eV .

Zunächst mussten die thermischen Querschnitte in 123 Gruppen für die drei Temperaturen (293, 323 und 573 K) und für 102 Nuklide erstellt werden. Dem schlossen sich die Spektralrechnungen für die thermischen (SPEKTRUM) und die epithermisch/schnellen Energiebereiche an, im letzteren Fall gekoppelt mit den Resonanzrechnungen (SPEKTRUS/GAM II) [31]. Sie wurden im ganzen Energiebereich auf 53 Gruppen kondensiert und liegen für die drei genannten Temperaturen und 102 Nuklide vor. Dabei wurde die Datenbibliothek THERM-123 auf 30 Gruppen und die 99-Gruppendaten des GGC-4 auf 23 Gruppen kondensiert.

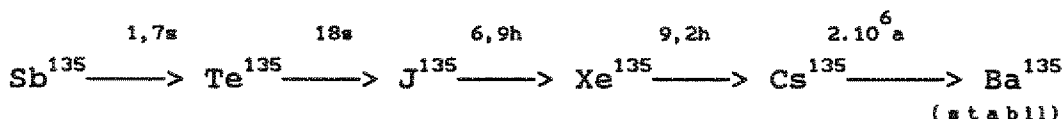
Um die 53 Gruppen für alle folgenden Rechnungen benutzen zu können, sollten Resonanzintegrale nicht 'unendlich verdünnt' vorliegen. Daher wurden Abbrandrechnungen mit ORIGEN mit den Flussparametern THERM, RES und FAST durchgeführt, die dem Zellfluß eines mittleren U-235-Abbrandes von 30 % FIFA ("Fission per Fissile Atoms") entsprachen. Mit dem entsprechenden Nuklidvektor wurden die Querschnitte aller an den Spektralrechnungen beteiligten Isotope bewichtet, sodaß die Anteile der Resonanzintegrale in den 53-Gruppen-Querschnitten einem realistischen mittleren Abbrand entsprechen.

4.1.2. ABBRANDRECHNUNGEN.

Die Abbrandrechnungen wurden mit dem Programm ORIKLK9, einer RSYST angepassten Version von ORIGEN [30] durchgeführt, und zwar in Abbrandschritten von 5 und 8 % FIFA .

Die Spaltprodukte, die trotz ihrer hohen Anfangsgeschwindigkeit nur eine sehr kurze Reichweite von wenigen hundertstel Millimetern haben [33], bleiben praktisch am Ort ihrer Entstehung wo sie mit z.T. erheblichen Absorptionsquerschnitten auf die Neutronenpopulation einwirken, z.B.Xe-135.

Die Spaltprodukte mit der Massenzahl 135 bilden eine Zerfallskette nach folgendem Schema:



Einerseits entsteht Xe direkt bei der Spaltung mit einem Anteil von 0,003, andererseits wird es durch den Zerfall des J^{135} mit einem Anteil von 0,056 als Folgeprodukt erzeugt. [34]

Aufgrund der speziellen Zerfallskette und des hohen Absorptionseffizienzwirkungsquerschnitts spielt das Xe-135 auch eine wesentliche Rolle in der Reaktordynamik. Eine genauere Beschreibung dieser Verhältnisse ist in Ref. [32] dargestellt.

Andere Spaltprodukte mit gleichfalls hohen Absorptionsquerschnitten haben ebenfalls Einfluss auf die Reaktivitätsbilanz. Ein Beispiel ist Sm-149, das wegen seines hohen Wir-

kungsquerschnitts nach einigen Monaten in ein Gleichgewicht der Produktion und der Absorption kommt und dann eine stationäre Konzentration im Reaktor behält.

Das ORIGEN wird mit einer Datei für drei Energiebereiche (thermisch, epithermisch, schnell) benutzt. Für vorwählbare Reaktor-Systeme (thermische oder schnelle) werden aus 3 Gruppen-Querschnitten mit den einzugebenden problemspezifischen spektralen Bewichtungsfaktoren THERM, RES und FAST effektive thermische Ein-Gruppen-Querschnitte erstellt, wobei:

$$SIGEFF_{(th)} = SIGTH * THERM + SIGEP * RES + SIGEV * FAST \quad (4.1)$$

THERM ist das für einen $1/v$ Absorber zutreffende Verhältnis seiner Reaktionsrate mit Neutronen einer Maxwell-Boltzmann Verteilung bei der Absoluttemperatur T zur Reaktionsrate mit Neutronen von 2200 m/s bei $T_0 = 293,16$ K.

$$\text{D.h. } THERM = \left(\frac{\pi}{4} \frac{T_0}{T} \right)^{0,5}$$

RES ist das Verhältnis des Resonanzflusses pro Lethargie-Einheit zum thermischen Fluß.

$$RES = \frac{\phi_{res}}{\Delta u \cdot \phi_{th}}$$

FAST ist 1,45 mal das Verhältnis des Neutronenflusses oberhalb 1 MeV dividiert durch den thermischen Fluß .

$$FAST = 1,45 \frac{\phi_{fast}}{\phi_{th}}$$

Mit den effektiven Wirkungsquerschnitten erfolgen die Abbrandrechnungen bezüglich vorzugegebender thermischer Flüsse/Leistungen und Bestrahlungszeiten.

Die ORIGEN-eigene Datei enthält Daten über 1168 Isotope, davon 246 Strukturmaterialien und deren Aktivierungsprodukte, 101 Aktiniden sowie 821 Spaltprodukte.

4.1.3. ZELL- UND KONDENSATIONSRECHNUNGEN

Für die Zell- bzw. Spektralrechnungen dient das 1-dimensionale Transportprogramm SN-1D, eine RSYST angepasste Version von ANISN [36,37]. Dieses Programm basiert auf der S_n -Methode. Bei dieser Methode werden die Ortskoordinaten, die Streuwinkel und die Neutronenenergie diskretisiert.

Für das ebene Problem lautet die Gruppentransportgleichung ($g = 1, 2, \dots, G$):

$$\mu \frac{\partial}{\partial z} \phi_g(z, \mu) + \Sigma_T \phi_g(z, \mu) = Q_g(z, \mu) \quad (4.2)$$

wobei:

μ die Winkelkoordinate
 ($\mu = \cos \vartheta$, s. Abb. 4.2),
 z die Ortskoordinate,
 ϕ_g der Neutronenfluß in Energiegruppe g ,
 Σ_T der makroskopische Totalwirkungsquerschnitt, und
 Q_g die Neutronenquellterme in Energiegruppe g sind.

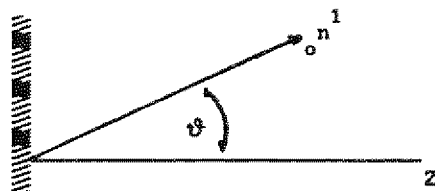
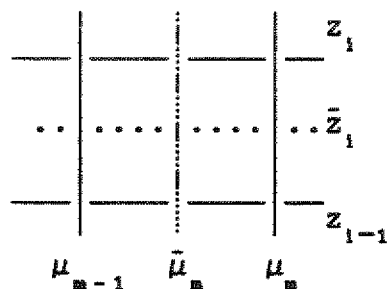


Abb. 4.2 Ein-Dimensional
ebene Geometrie

Die entsprechende Diskrete-Ordinatengleichung ist:

$$\mu_m \frac{d}{dx} \phi_g(z, \mu_m) + \Sigma_T \phi_g(z, \mu_m) = Q_g(z, \mu_m) \quad (4.3)$$

mit $m = 1, 2, \dots, N$.



Durch die Diskretisierung (s. Abb. 4.3) $\dots, z_{i+1}, z_i, z_{i-1}, \dots$ wobei $\bar{z}_i$ der Mittelpunkt der i. Masche ist, kann die Gl. 4.3 angenähert werden :

Abb. 4.3 Maschenzelle
für das S_n -Verfahren
in ebener Geometrie

$$\bar{\mu}_m \left[\frac{\phi_g(z_i, \bar{\mu}_m) - \phi_g(z_{i-1}, \bar{\mu}_m)}{z_i - z_{i-1}} \right] + \Sigma_{T_g} \phi_g(\bar{z}_i, \bar{\mu}_m) = Q_g(\bar{z}_i, \bar{\mu}_m)$$

(4.4)

Mit $\Delta z_i = z_i - z_{i-1}$ und

$\phi_g(\bar{z}_i, \bar{\mu}_m) = [\phi_g(z_i, \bar{\mu}_m) + \phi_g(z_{i-1}, \bar{\mu}_m)] / 2$ sowie

$Q_g(\bar{z}_i, \bar{\mu}_m) = [Q_g(z_i, \bar{\mu}_m) + Q_g(z_{i-1}, \bar{\mu}_m)] / 2$ kann die Bilanzgleichung für die Maschenzelle wie folgt geschrieben werden :

$$\begin{aligned}
& \bar{\mu}_m [\phi_g(z_1, \bar{\mu}_m) + \phi_g(z_{1-1}, \bar{\mu}_m)] \\
& + \frac{\Delta z_1}{2} \Sigma_{T_g} [\phi_g(z_1, \bar{\mu}_m) + \phi_g(z_{1-1}, \bar{\mu}_m)] \\
& + \frac{\Delta z_1}{2} [Q_g(z_1, \bar{\mu}_m) + Q_g(z_{1-1}, \bar{\mu}_m)] = 0
\end{aligned}
\tag{4.5}$$

Die Gl.4.5 stellt ein großes Gleichungssystem dar, das nur durch Iteration gelöst werden kann [35,39,40]

Dieses SN-1D Programm führt zunächst mit der vorgegebenen Quellenverteilung 'innere' Flussiterationen in allen Materialzonen durch, beginnend mit der schnellsten Gruppe und durch Abwärtsstreuung erzeugter Quellen bis zur langsamsten Gruppe, wobei in allen Durchgängen eine vorgegebene Konvergenz-Schranke EPS abgefragt wird. Die Konvergenz kann beschleunigt werden durch Vorgabe der Flussverteilung einer vorhergehenden Lösung des gleichen oder eines ähnlichen Problems gleicher Material-Zonenteilung [33]. Das Zellmodell wird in Abb. 5.3, 5.4, 5.11 und 5.12 beschrieben.

Bei hinreichender Konvergenz der "inneren" schliessen sich "äussere" Quelliterationen bezüglich Aufwärtsstreuung und Spaltung an; ihre Gruppenbewichtung erfolgt proportional der eingegebenen Spaltdichtenverteilung.

Über die Reaktionsraten werden mit den eben berechneten Flüssen die neuen Quellen bestimmt, mit denen die nächste Flussiteration begonnen wird.

Für die Eingabe in die Diffusionsrechnungen mit CITATION werden die makroskopischen Querschnitte der 53 Gruppen, bewichtet mit dem Zellspektrum in 3, 5 und 10 Gruppen definierter Gruppengrenzen kondensiert.

4.2. DIFFUSIONSRECHNUNGEN

Zur Bestimmung der Kritikalität und Ermittlung des globalen Neutronenflusses wird mit den Daten aus den Spektralrechnungen eine mehrdimensionale Weniggruppendiffusionsrechnung durchgeführt. Diese Daten werden als Endergebnisse aus RSYST übernommen.

Das Diffusionsprogramm CITATION [25] basiert auf der Diffusionsannäherung für die Neutronentransportgleichung.

In einem Punkt r und bei der Energie E gilt:

$$\begin{aligned}
 -\nabla D \nabla \phi(r, E) + (\Sigma_a(r, E) + \Sigma_s(r, E)) \phi(r, E) = \\
 \int_{E'} [\Sigma_s(r, E' \rightarrow E) + \frac{\chi_E (\nu_f \Sigma_f(r, E'))}{k_{eff}}] \phi(r, E') dE' \quad (4.6)
 \end{aligned}$$

Die Gleichung (4.6) wird in diskreten Energiegruppen geteilt und in einer einfachen Form geschrieben :

$$\begin{aligned}
& - \nabla D(r, g) \nabla \phi(r, g) + (\Sigma_a(r, g) + \sum_n \Sigma_s(r, g \rightarrow n) + \\
& D(r, g) B_g^2) \phi(r, g) = \sum_n (\Sigma_s(r, n \rightarrow g) + \frac{\chi_g (\nu \Sigma_f(r, n))}{k_{eff}}) \phi(r, n)
\end{aligned}
\tag{4.7}$$

wobei:

- $D(r, g)$ = Diffusionskoeffizient (cm)
- $\Sigma_a(r, g)$ = makroskopischer Absorptionswirkungsquerschnitt
- $\Sigma_s(r, g \rightarrow n)$ = makroskopischer Wirkungsquerschnitt für Streuung
- $\nu \Sigma_f(r, n)$ = makroskopischer Wirkungsquerschnitt für Neutronenproduktion (cm⁻¹)
- B_g^2 = Bucklingsfaktor (cm⁻²)
- χ_g = Energieverteilung der Spaltneutronen bei Energiegruppen g
- $\phi(r, g)$ = Neutronenfluß in einem Punkt r und Energiegruppen g (n/s.cm²)
- k_{eff} = Effektiver Vermehrungsfaktor

Bei dem zusätzlich verwendeten räumlichen Diskretisierungsverfahren werden die Flüsse als Intervallmittelwerte gedeutet. An den Intervallgrenzen kann dadurch die Stetigkeit von $D \nabla \phi$ erreicht und die Leakage mit guter Genauigkeit bestimmt werden.

Räumlich gesehen wird der Reaktor unter Homogenisierung sämtlicher Strukturen in den einzelnen Spektralzonen in zweidimensionaler XY-Geometrie dargestellt.

Hier ist es sehr wichtig, eine geeignete Maschenverteilung zu bestimmen. Die Wahl dieser Feinheit der Maschenverteilung bestimmt die Genauigkeit der Rechnungsregebnisse [34,38].

5. RECHNUNGEN UND DISKUSSION DER ERGEBNISSE

5.1 Benchmark Problem

Wie oben beschrieben, wurde der vorgenannte Lösungsweg zunächst auf einen Teilbereich des Benchmark-Problems aus [22] angewandt, und zwar auf das H_2O -System mit niedriger U-235-Anreicherung (LEU-Fall) (s.Tab.5.1). Dabei ist das Core aus Brennelementen und Kontroll-Brennelementen unterschiedlichen Abbrands aufzubauen. Dies aber ist genau der Fall, der auch für MPR-30 weiter unten untersucht wird.

Das Ziel der Benchmark Rechnungen ist k_{eff} und die Neutronenflussverteilung bei BOC (Begin of Cycle) und EOC (End of Cycle) zu bestimmen und die Ergebnisse mit denen anderer Arbeitsgruppen zu vergleichen. Dies sind (s. [22]): ANL (USA), INTERATOM (Deutschland), EIR (Schweiz), ÖSGAE (Österreich), CEA (Frankreich), JAERI (Japan) und CNEA (Argentinien).

Die Energiegrenzen für 3 Gruppen sind:

5,531 keV <	E_n	<14,918 MeV	(schnell)
0,625 eV <	E_n	< 5,531 keV	(epithermisch)
1,0E-5 eV <	E_n	< 0,625 eV	(thermisch)

Angaben	Maßstab
Aktive Kernhöhe, mm	600
Extrapolationslänge, mm	8
Gitterplattenkonstruktion, mm ²	77 x 81
Brennelementsquerschnitt:	
einschliesslich Stützblech, mm ²	76 x 80,5
ohne Stützblech, mm ²	76 x 80
Brennstoffzone, mm ³	63x0,51x600
Dichte der Al-Huelle, g.cm ⁻³	2,7
Dicke des Stützblech, mm	4,75
Anzahl der Brennstoffplatten:	
pro Brennelement	23
pro Kontrollbrennelement	17
Dicke der Brennstoffplatte, mm	1,27
Brennstoff	UAl _x Al
Anreicherung, %	20
Gewicht des U-235 pro Brennelement, g.	390
Gewicht des Urans im UAl _x , %	72
Gesamtleistung, MW _{th}	10
Wassertemperatur, °C	20
Brennstofftemperatur, °C	20
Druck ueber den Kern, bar	1,7

Tab. 5.1. Daten des Benchmark Problems

und für 5 Gruppen:

820,85 keV <	E_n	< 14,918 MeV	(schnell)
5,531 keV <	E_n	< 820,85 keV	(schnell)
1,8554 eV <	E_n	< 5,5310 keV	(epithermisch)
0,625 eV <	E_n	< 1,8554 eV	(thermisch)
1,0E-5 eV <	E_n	< 0,625 eV	(thermisch)

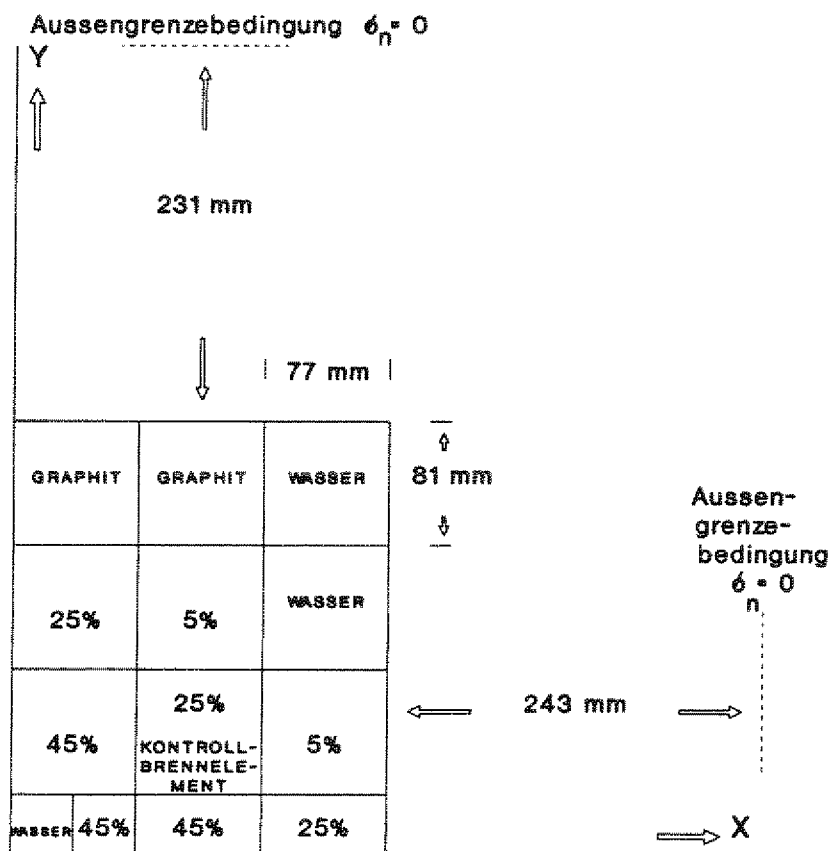


Abb. 5.1 BOC des Benchmark-Problems

Jeweils ein Viertel der Coreanordnungen für BOC und EOC werden in Abb. 5.1 und 5.2 beschrieben. Der U-235 Abbrand zwischen BOC und EOC beträgt jeweils 5 % FIFA.

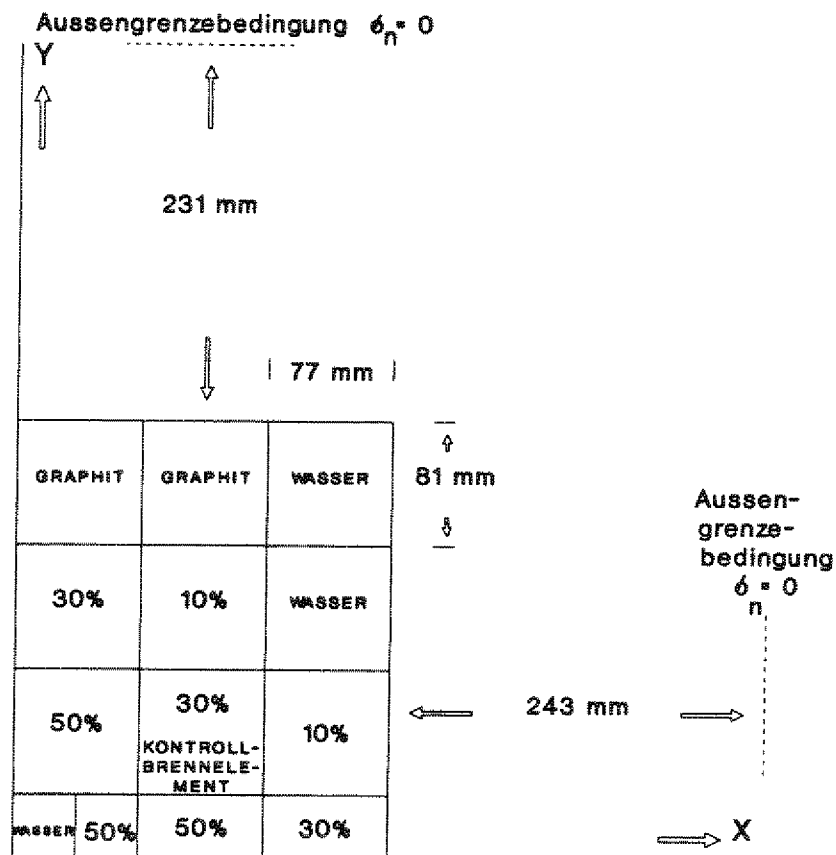


Abb. 5.2 EOC des Benchmark-Problems

Das Core ist umgeben von Wasser, mit einer Dicke von 243 mm (X-Richtung) und 231 mm (Y-Richtung). Ausserhalb des Wassers gilt $\phi_n = 0$.

Alle Zellrechnungen erfolgten eindimensional in Plattengeometrie mit SN1-D, einer RSYST angepassten Version von ANISN [36,37]. Die Materialien, die sich ausserhalb der Brennstoffzone befinden, nämlich Aluminium und Wasser für das

Benchmark Problem, werden in einer sog. "EXTRA-Region" [22], hier "äussere Region" genannt abgebildet. Die äussere Region des Benchmark Kontroll- und des Brennelements (s. Abb. 5.3 und 5.4) ist je 1,162 mm und 0,402 mm dick.

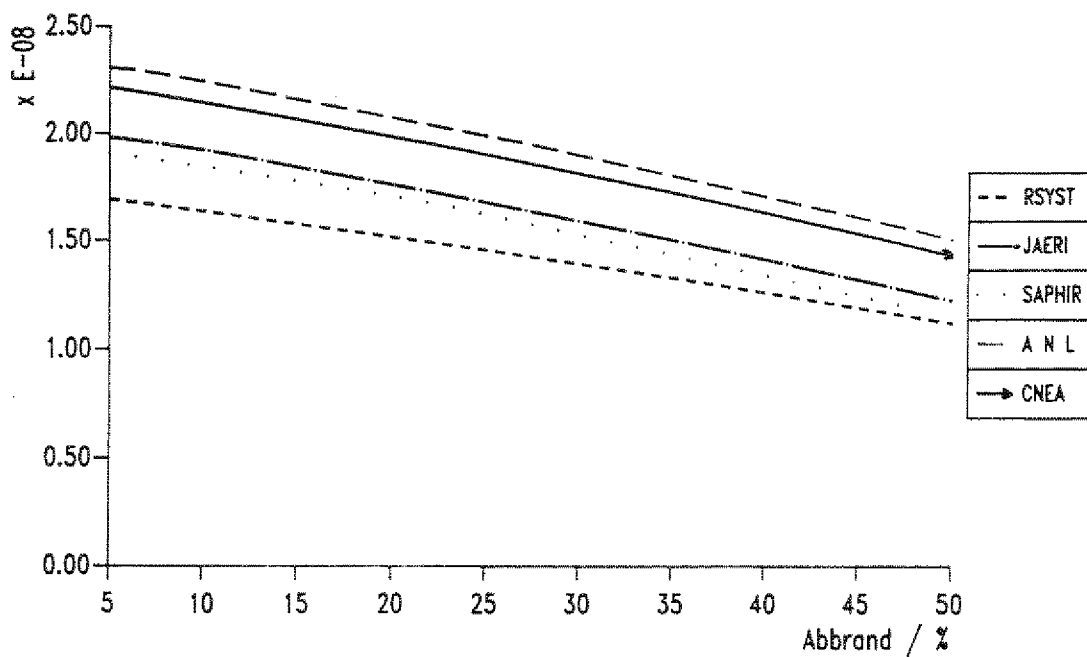
BRENN- STOFF- ZONE	Cladding	H ₂ O MODERATOR	ÄUSSERE REGION
			66,23 v/o H ₂ O 33,77 v/o Al
0,0255	0,038	0,1115	0,1162 cm

Abb. 5.3. Einheitszelle des Benchmark-Kontrollbrennelement

BRENN- STOFF- ZONE	Cladding	H ₂ O MODERATOR	ÄUSSERE REGION
			25,61 v/o H ₂ O 74,39 v/o Al
0,0255	0,038	0,1115	0,0402 cm

Abb. 5.4. Einheitszelle des Benchmark-Brennelement

XE-135



PU-239

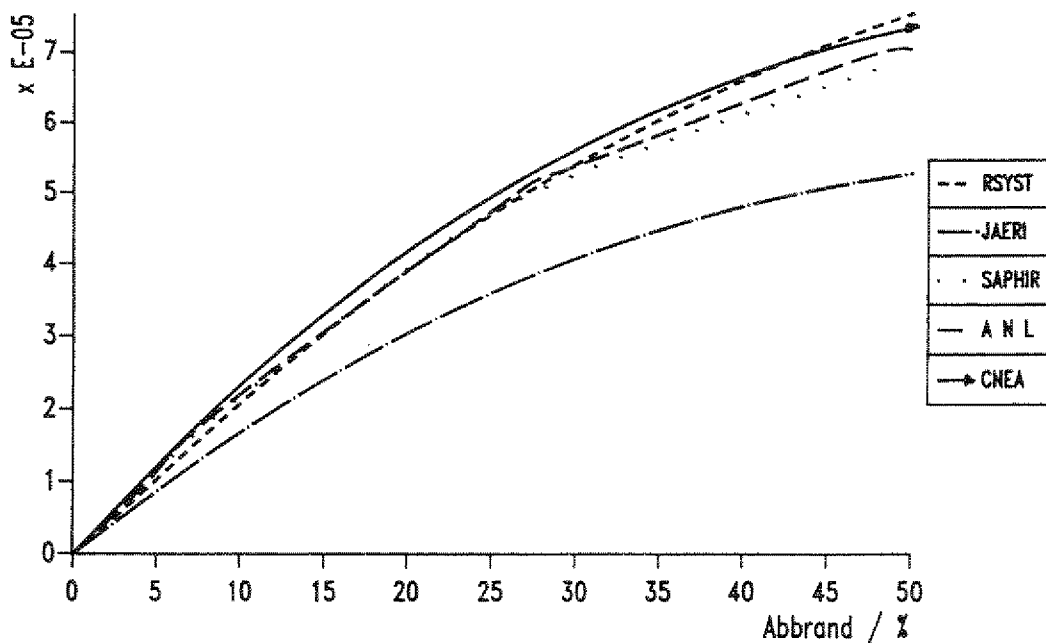


Abb. 5.5. Atomdichte der Xe-135 und Pu-239 vs U-235 Abbrand
Benchmark Problem, ($10^{24} \cdot \text{cm}^{-3}$)

Wie oben erwähnt, wurden die Abbrandrechnungen mit einem modifizierten ORIGEN durchgeführt [21,24]. Für den Benchmark-Fall wurden Kontroll- und Brennelement von 0 bis 55 % FIFA abgebrannt. Der jeweilige Nuklidvektor für 102 Isotope diente als Eingabe für die Bildung der makroskopische Wirkungsquerschnitte in 53 Gruppen für die Zellrechnungen mit ANISN.

Zum Vergleich mit den Ergebnissen der anderen Arbeitsgruppen aus [22] sind in Abb.5.5 die Atomdichten von Xe-135 und Pu-239 zusammengetragen und für andere Nuklide in Abb. A-3 (s.Anhang) abgebildet.

Aus der 53 Gruppen-Bibliothek wurden für die weiteren Zell- und Ganzcorerechnungen folgende Nuklide benutzt, nämlich:

Al- 27, Si- 28, Kr- 80, Kr- 82, Kr- 83, Kr- 84, Kr- 86,
Nb- 93, Tc- 99, Rh-103, Ag-107, Ag-109, Cd-113, In-113,
In-115, Xe-128, Xe-129, Xe-130, Xe-131, Xe-132, Xe-134,
Xe-135, Xe-136, Cs-133, Sm-149, Eu-151, Eu-152, Eu-153,
Eu-154, Gd-155, Gd-156, Gd-157, Dy-164, Th-232, Pa-233,
U -233, U -234, U -235, U -236, U -238, Np-237, Pu-238,
Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Am-243, Cm-244.

Das Zellmodell ist wie in Abb.5.3 (für das Kontrollbrennelement) und Abb.5.4 (für das Brennelement) aufgebaut wurden. In der äußeren Region des Brennelements befindet sich H₂O (25,61%) und Al (74,39%) mit der Dicke 0,0402 cm, und für Kontrollbrennelement entspr. 0,1162 cm mit H₂O mit 66,23 % und Al mit 33,77 %. Dies entspricht den Modellen von ANL und JAERI.

Abb.5.6 zeigt die k_{∞} Ergebnisse der vorliegenden ANISN Zellrechnungen im Vergleich zu anderen Ergebnissen aus [22]. Die Werte der k_{∞} aus RSYST liegen zwischen den (minimalen) Werten von EIR und den (maximalen) Werten von JAERI. Bei 25 % Abbrand ist der Unterschied zwischen EIR und RSYST 1,49 Nile und gegenüber JAERI 1,34 Nile. Verglichen mit den verbleibenden Instituten ist der Unterschied ca. 0,7 Nile.

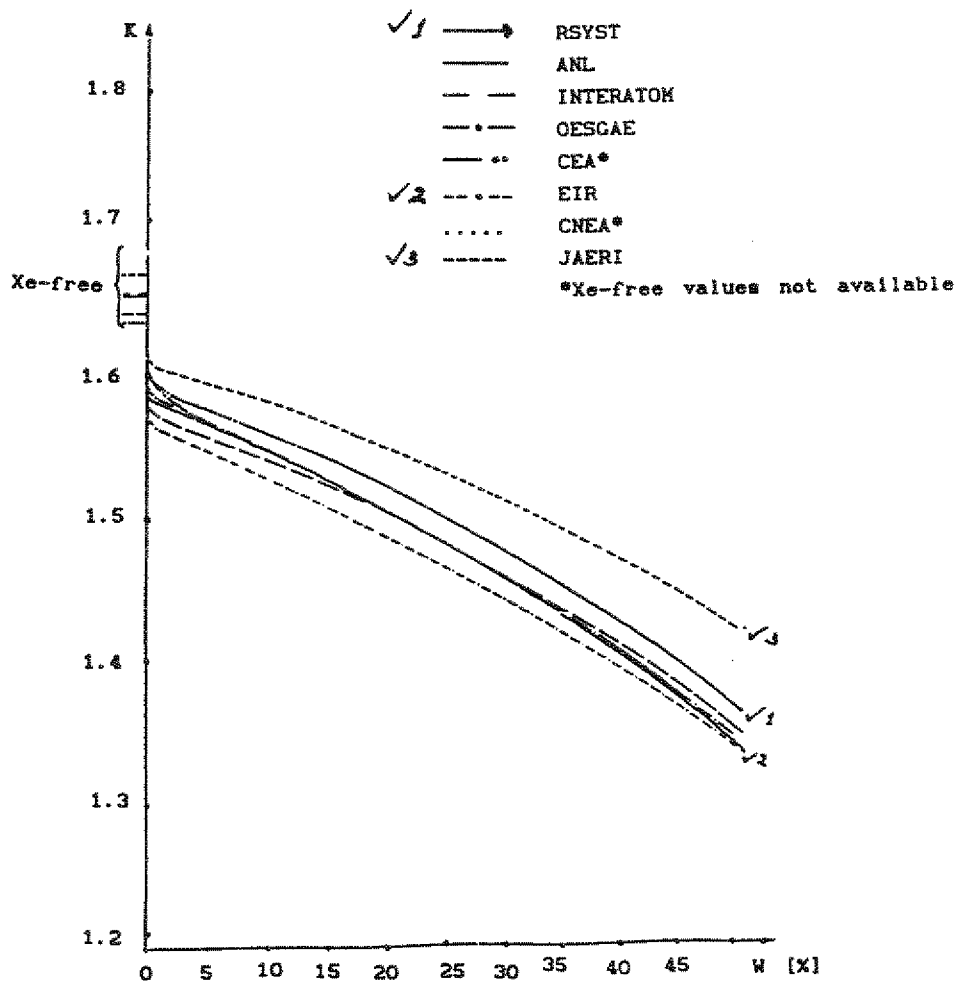


Abb. 5. 6. k_{∞} vs U-235 Abbrand

Alle Weniggruppen-Querschnitte wurden in 3 bzw. 5 Gruppen kondensiert, wobei die 3-Gruppen-Daten dem Vergleich mit [22] dienten, mit den 5-Gruppen-Querschnitten die Diffusionsrechnungen mit dem Code CITATION erfolgten. Weiter unten werden die Diffusions-Rechnungen für MPR-30 in gleicher Weise mit makroskopischen Wirkungsquerschnitten in 5 Gruppen gelöst.

Der effektive Multiplikationsfaktor k_{eff} und die Neutronenflussverteilung werden als Ergebnisse der Diffusionsrechnungen mit CITATION gewonnen. In diesen XY-Diffusionsrechnungen wurde jeweils ein Viertel der Kernanordnung (s. Abb. 5.1 und 5.2) in 51 (X-Richtung) und 56 Bereiche (Y-Richtung) unterteilt. Diese Einteilung berücksichtigt die Größe der benutzten Diffusionskonstanten.

Tab. 5.2 zeigt die k_{eff} Ergebnisse, die hier (RSYST) eine Differenz zwischen BOC und EOC von 1,8 Nile haben, im Vergleich mit den Ergebnissen anderer Institutionen [22].

Beim FCC ("Fresh clean core") ist der minimale k_{eff} Wert 1,1594 (EIR) und der maximale k_{eff} Wert 1,187 (CEA). Beim BOC sind die minimalen und maximalen k_{eff} Werte 1,0213 (ANL) und 1,0578 (JAERI), und im Zustand EOC sind die minimalen und maximalen Werte 1,000 (EIR) und 1,0412 (JAERI).

Die $\Delta\rho$ sind [22] entnommen, wo die k_{eff} von Interatom als Referenz benutzt worden sind. Bezogen auf diesen Standard zeigt RSYST hervorragende Übereinstimmung mit den geringsten Unterschieden. So ist im Fall BOC $\Delta\rho = 0,05$ Nile und im Fall EOC $\Delta\rho = 0,04$ Nile.

INST.	FCC	BOC	EOC
Interatom (BRD)	1,1683	1,0278	1,0091
ANL (USA)	1,1683	1,0213	1,0014
$\Delta\rho(\text{Nile})$	0,00	-0,76	-0,63
EIR (Schweiz)	1,1594	1,0178	1,000
$\Delta\rho(\text{Nile})$	-0,66	-0,90	-0,96
OESGAE (Oesterreich)	1,1813	1,032	1,012
$\Delta\rho(\text{Nile})$	0,94	0,28	0,40
CEA (Frankreich)	1,187	1,0394	1,0191
$\Delta\rho(\text{Nile})$	1,35	0,98	1,08
CNEA (Argentinien)	1,1815	1,0332	1,013
$\Delta\rho(\text{Nile})$	-0,96	-0,38	-0,50
JAERI (Japan)	1,1834	1,0578	1,0412
$\Delta\rho(\text{Nile})$	1,09	3,06	2,75
RSYST	1,1609	1,0327	1,0137
$\Delta\rho(\text{Nile})$	-0,05	0,05	0,04

Tab.5.2. k_{eff} Ergebnisse, Benchmark Problem

Tab.5.3 zeigt die verschiedene Maximalwerte des Neutronenflusses im Zentrum des Cores jeweils für BOC und EOC. Es ist eine leichte Steigerung des Neutronenflusses von BOC bis EOC wegen der Abnahme der Xe- und Sm- Spaltprodukte zu beobachten.

INST.	Gruppe	BOC	EOC
ANL (USA)	1.	1,34E+14	1,40E+14
	2.	0,79E+14	0,79E+14
	3.	3,35E+14	3,44E+14
Interatom (BRD)	1.	1,68E+14	1,70E+14
	2.	0,76E+14	0,77E+14
	3.	3,15E+14	3,42E+14
EIR (Schweiz)	1.+ 2.	1,35E+14	1,40E+14
	3.	0,78E+14	0,84E+14
	4.+ 5.	2,60E+14	2,73E+14
OESGAE (Österreich)	1.+ 2.	1,18E+14	-
	3.	0,54E+14	-
	4.+ 5.	2,20E+14	-
CEA (Frankreich)	1.	0,46E+14	0,46E+14
	2.	0,54E+14	0,55E+14
	3.	0,57E+14	0,58E+14
	4.	2,58E+14	2,60E+14
CNEA (Argentinien)	1.	1,36E+14	1,35E+14
	2.	0,78E+14	0,78E+14
	3.	3,09E+14	3,14E+14
RSYST	1.	1,05E+14	1,07E+14
	2.	0,94E+14	0,94E+14
	3.	2,66E+14	2,71E+14

Tab. 5.3. ϕ_n Benchmark Ergebnisse.

Als Beispiel werden die Neutronenflussprofile aus den hier vorgelegten CITATION-Rechnungen mit denen der ANL in Abb. 5.7, 5.8, 5.9 und 5.10 verglichen. Diese Profile sind in hervorragender Übereinstimmung.

Im Abb. A-4 und A-5 (s. Anhang) werden diese Flussprofile aus CITATION für BOC und EOC in 3-D detailliert dargestellt.

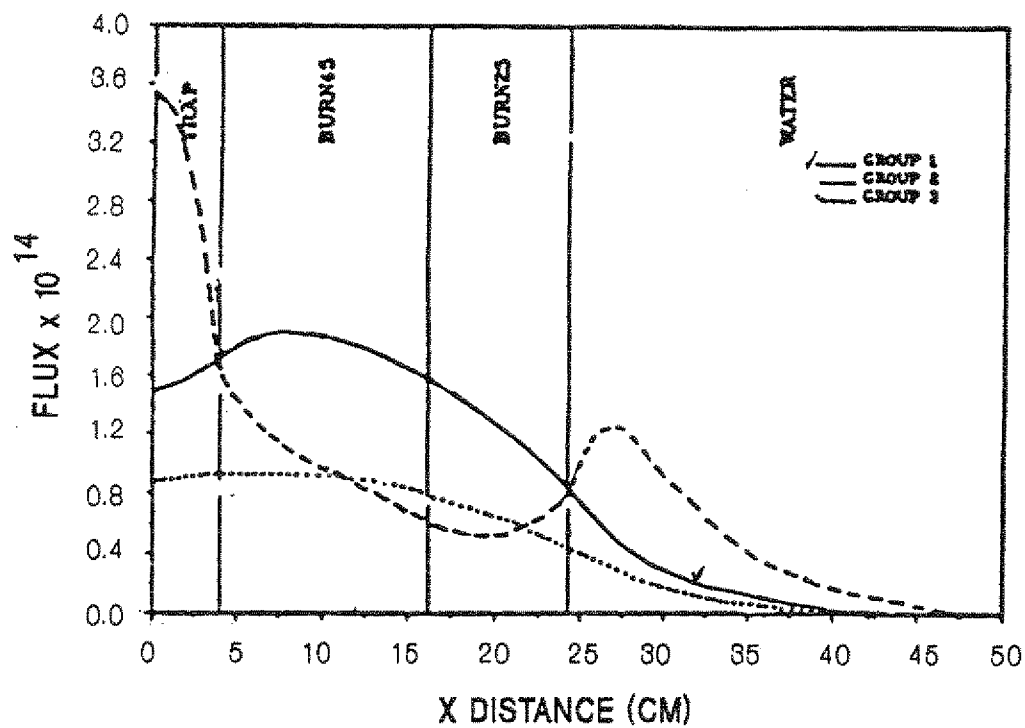


Abb. 5.7. ANL Neutronenflussprofile, X-Richtung

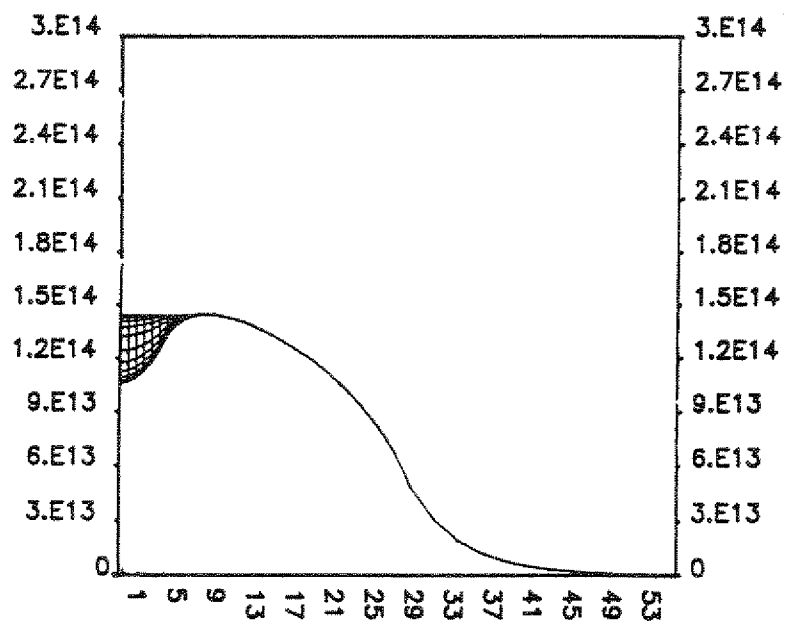


Abb. 5.8. RSYST, schnelle Neutronenflussprofile, X-Richtung

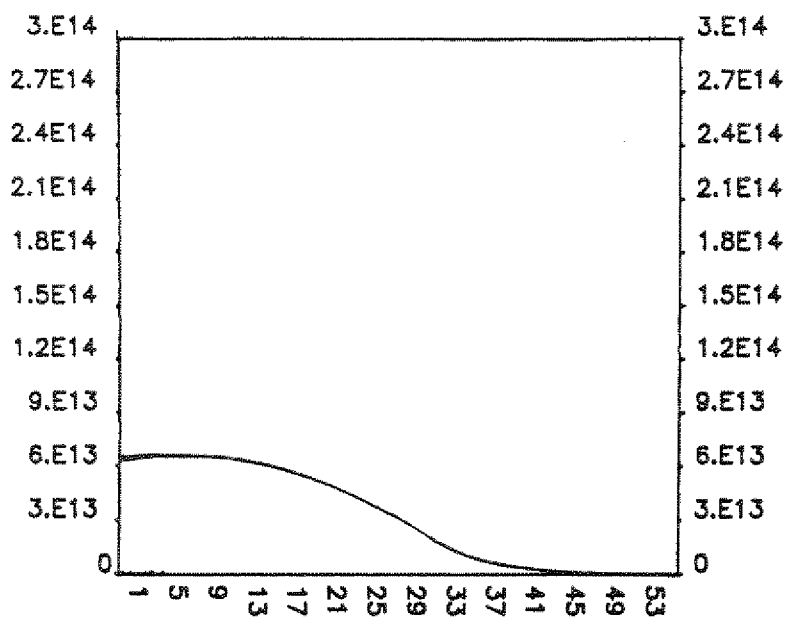


Abb. 5.9 RSYST, epithermische Neutronenflussprofile, X-Richtung

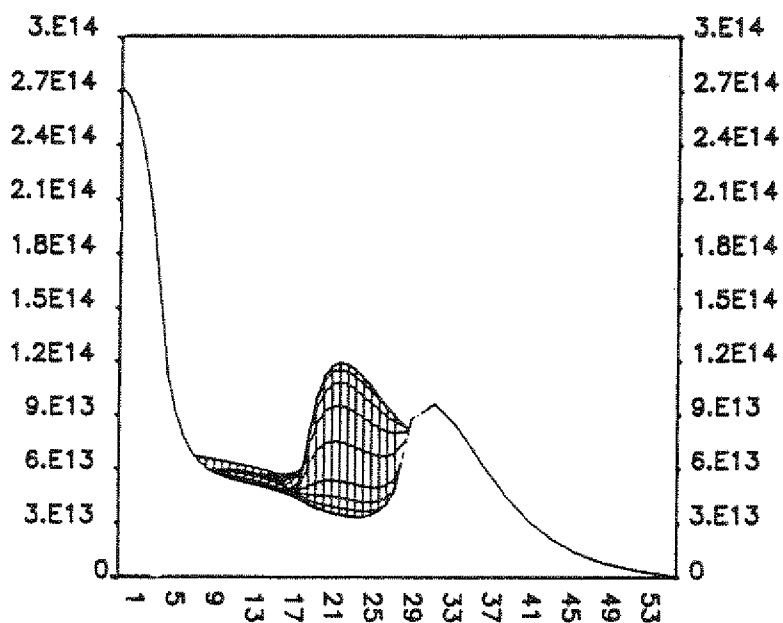


Abb. 5.10 RSYST, thermische Neutronenflussprofile, X-Richtung

Die Analyse des IAEA-Benchmark-Problems hat zusammenfassend gezeigt, daß mit dem vorgestellten neutronenphysikalischen Modell und dem Programmsystem RSYST ein sehr brauchbares Werkzeug zur Behandlung ähnlich gelagerter Auslegungsfragen zur Verfügung steht.

5.2. M P R - 30, U_3O_8 Al

Das o.g. Benchmark-Problem wurde mit RSYST in hervorragender Weise gelöst. In einem nächsten Schritt wurde RSYST mit ähnlichen Modulketten für die Berechnungen des entsprechenden Cores den MPR-30 unter Einsatz von U_3O_8 Al - Brennstoff benutzt.

Die Ergebnisse sollten einerseits mit den Daten verglichen werden, die INTERATOM [1] für einige Cores des MPR-30 mit U_3O_8 Al-Brennstoff vorgelegt hat. Andererseits musste der Ist-Zustand bestimmt werden, um die Änderungen durch den Einsatz von Silicid-Brennstoff deutlich darstellen zu können.

Die U_3O_8 Al Abbrandrechnungen wurden für Kontroll- und Brennelemente von 0 bis 56 % FIFA in 8 % FIFA-Stufen mit ORIGEN berechnet und wie vor ein Nuklidvektor mit je 100 Isotopen als Eingabe benutzt.

Wie im Benchmark Problem erfolgten die Zellrechnungen eindimensional in Plattengeometrie. Ausserhalb der Brennstoffzone befindet sich AlMg₁ und Wasser. Die äusseren Regionen der MPR-30 Kontroll- und Brennelemente (s.Abb.5.11 und 5.12) sind 1,393 mm und 0,453 mm.

BRENN- STOFF- ZONE	Cladding	H ₂ O MODERATOR	ÄUSSERE REGION
			66,23 v/o H ₂ O 33,77 v/o Al
0,027	0,038	0,1275	0,1392 cm

Abb. 5.11 Einheitszelle des MPR-30 Kontrollbrennelement

BRENN- STOFF- ZONE	Cladding	H ₂ O MODERATOR	ÄUSSERE REGION
			29,36 v/o H ₂ O 70,64 v/o Al
0,027	0,038	0,1275	0,0453 cm

Abb. 5.12 Einheitszelle des MPR-30 Brennelement

Abb. 5.13 zeigt die k_{∞} Ergebnisse des RSYST und der INTERATOM [1] im Xe-Gleichgewichtszustand. Bei 0 % Abbrand ist die Reaktivität der INTERATOM 0,28 Nile höher als die des RSYST, aber ab 0,745% FIFA liegt der k_{∞} -Verlauf der INTERATOM un-

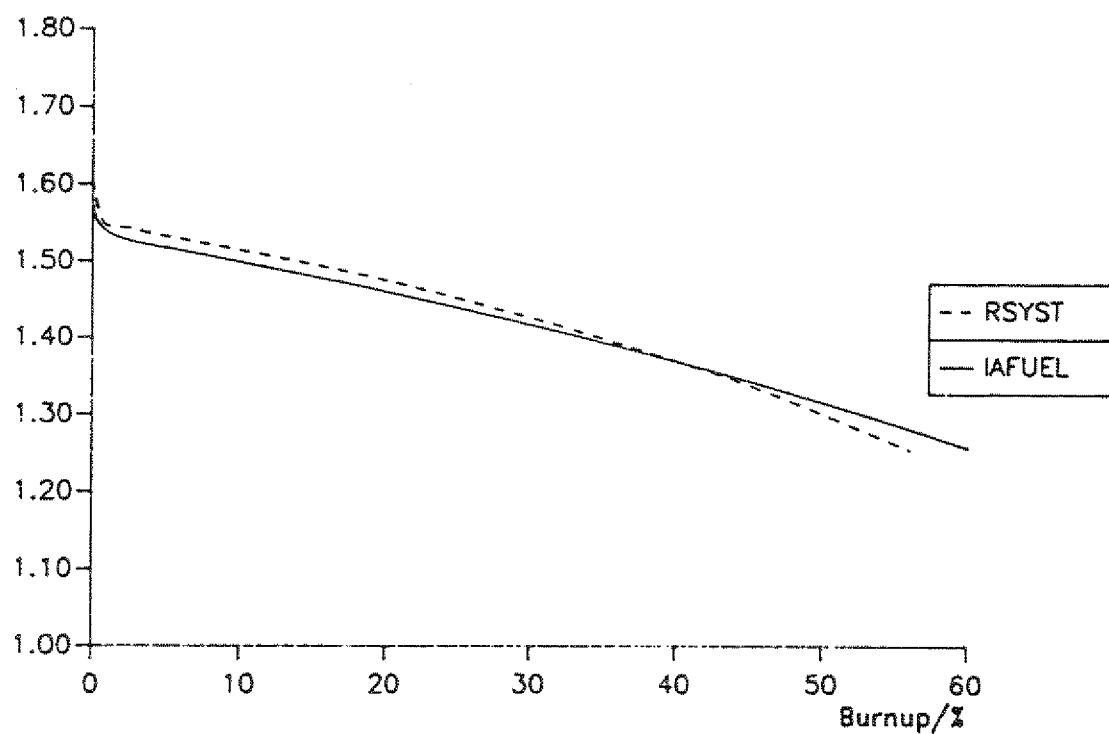


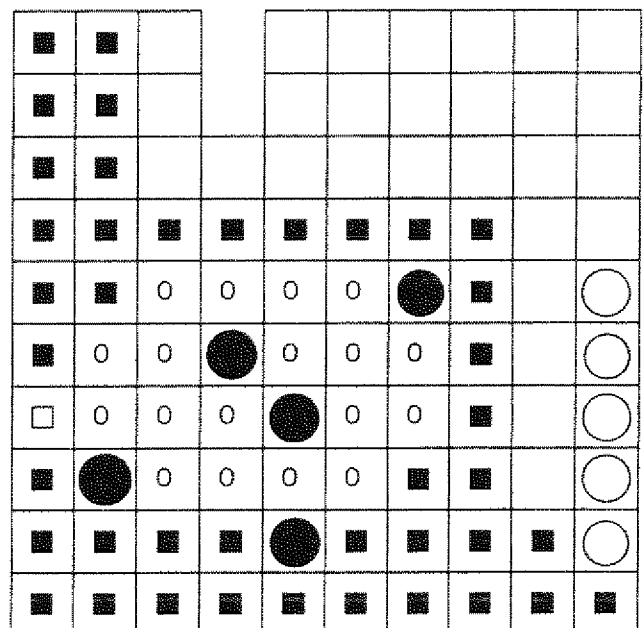
Abb. 5.13. k_{∞} vs. U-235 Abbrand, MPR-30, U_3O_8Al

terhalb der des RSYST und bei 24 % FIFA erreicht der Unterschied ca. 0,60 Nile. Dieser Unterschied wird allmählich kleiner und bei ca. 38,5 % FIFA sind die beiden Reaktivitäten gleich. Ab dann liegen die Ergebnisse der INTERATOM über denen des RSYST und erreichen einen Unterschied von 1,58 Nile bei 56 % FIFA.

Dieser Unterschied zwischen den k_{∞} -Verläufen ist möglicherweise verursacht durch die unterschiedliche Anzahl der in den jeweiligen Rechnungen berücksichtigten Nuklide.

In diesen Zell- und später XY-Rechnungen benutzt RSYST über 45 Nuklide, d.h. es findet in den Rechnungen mehr Absorption besonders bei höherem Abbrand statt.

Für XY-Corerechnungen hat INTERATOM [1] makroskopische Wirkungsquerschnitte in 4 Energiegruppen vorbereitet, in RSYST werden jedoch 5 Energiegruppen verwendet. Dadurch ist der direkte Vergleich von Wirkungsquerschnitten nicht möglich. Im Folgenden werden daher von INTERATOM berechnete Corezustände mit RSYST-Ergebnissen verglichen.



■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Dummy Element ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbrände ist in %

Abb. 5.14 BOC, Erstcore, MPR-30; U_3O_8Al

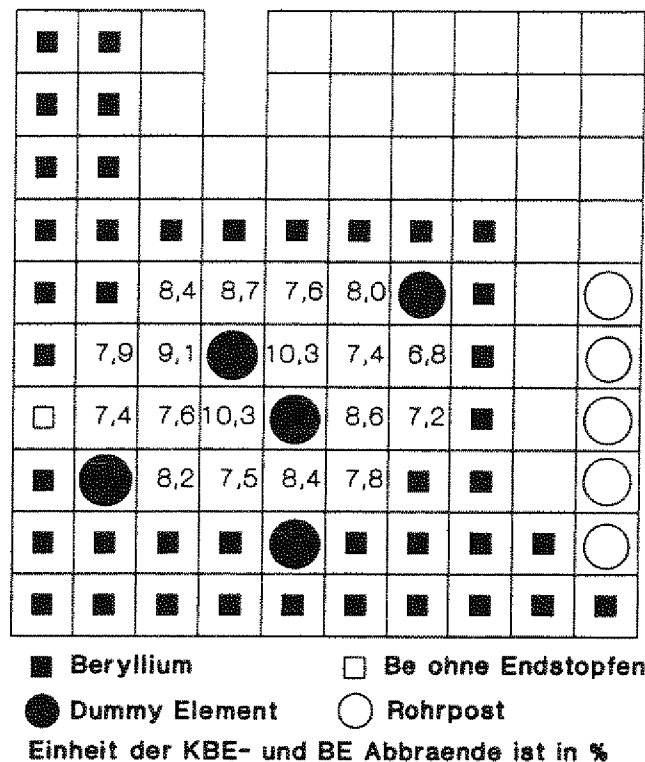


Abb. 5.15 EOC, Erstcore, MPR-30, U_3O_8Al

Die von INTERATOM BOC und EOC Erstcorekonfigurationen wurden in Abb. 5.14 und 5.15 dargestellt. Diese Konfigurationen bestehen aus 6 Kontroll- und 12 Brennelementen.

Abb. 5.16 und 5.17 beschreiben die BOC und EOC Konfigurationen für den typischen Arbeitskern (TWC), die 8 Kontroll- und 40 Brennelementen haben. Diese Zustände wurden nun mit dem RSYST nachgerechnet. Beim Erstcore ist die Zeit von BOC bis EOC 580 Stunden und beim TWC 600 Stunden.

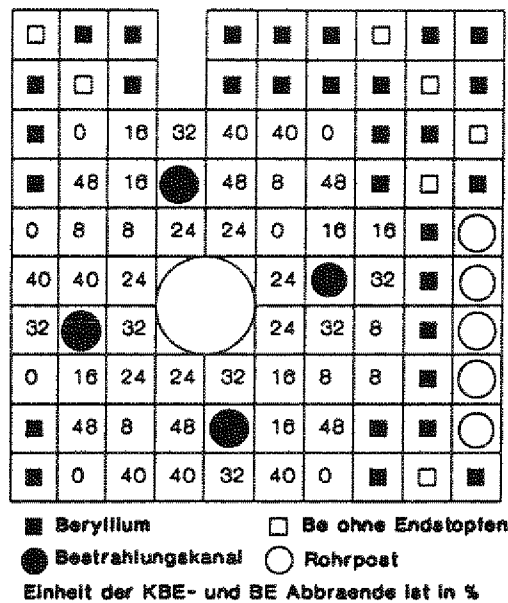


Abb. 5.16 BOC, TWC, MPR-30, U_3O_8Al

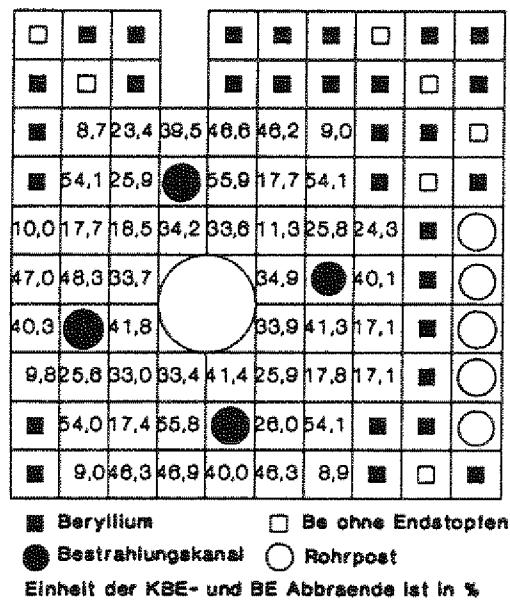


Abb. 5.17 EOC, TWC, MPR-30, U_3O_8Al

Ebenso wie die Bestimmung der makroskopischen Wirkungsquerschnitte für den Brennstoff werden die entsprechenden Daten für die Steuerstäbe durch Zellrechnungen ermittelt. Die Basis ist auch hier die 53 Gruppen-Datenbibliothek. Das Zellmodell ist in Abb. 5.18 erläutert.

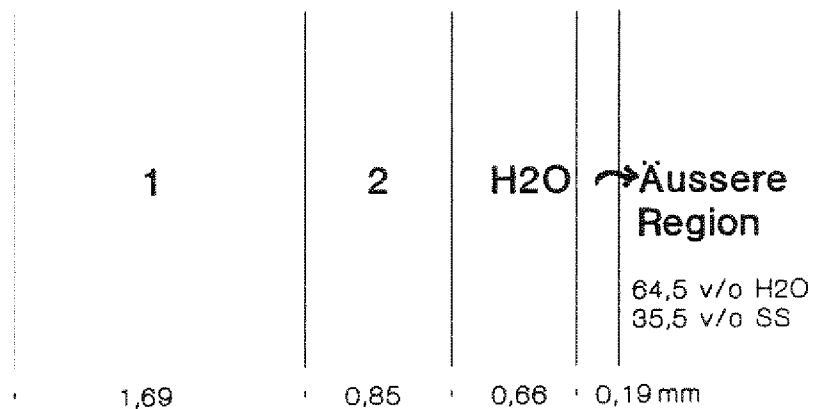


Abb. 5.18 Einheitszelle der Steuerstäbe

Wenn die Steuerstäbe voll in den Kern eingefahren sind, so wird die Zone 1 ganz voll AgInCd erfüllt. Die Bewegung der Steuerstäbe wird durch entsprechende Verdünnung dieses Materials unter gleichzeitiger Beimischung von H_2O simuliert. Die Zone 2 enthält stets das Hüllmaterial, nämlich Edelstahl.

Zustand	RSYST	Stabwirk- samkeit (%)	REFERENZ [2]	Stabwirk- samkeit (%)
ERSTCORE				
BOC, Xe-frei	1,1186		1,1168	
(ρ)	(10,60%)	-18,21%	(10,46%)	-18,0%
BOC, Xe-gg	1,0856		1,0718	
(ρ)	(7,89%)	-16,78%	(6,7%)	-
EOC	1,047		1,0417	
(ρ)	(4,47%)	-19,05%	(4,0%)	-
ENDCORE ("TWC")				
BOC, Xe-frei	1,1275		1,1237	
(ρ)	(11,31%)	-14,71%	(11,01%)	-14,5%
BOC, Xe-gg	1,1002		1,0808	
(ρ)	(9,11%)	-15,02%	(7,48%)	-
EOC	1,0562		1,0469	
(ρ)	(5,32%)	-16,21%	(4,48%)	-

Tab. 5.4. k_{eff} Ergebnisse, MPR-30, U_3O_8Al .

Die Wirksamkeit der gesamten Steuerstäbe bei voll eingefahrener Stellung ist -18,21% bei RSYST im Zustand BOC Erstcore und Xenon frei. Die zugehörige Abschaltreaktivität beträgt demnach -7,61 %. Bei INTERATOM [1] ist dieser Wert -7,54 %. Im Zustand BOC und Xenon frei beim TWC sind die beide Werte -3,4% und -3,49%, d.h. in sehr guter Übereinstimmung.

Notiz:

Xe-gg ist die Xe-Konzentration im Gleichgewichtszustand.

ρ ist die Reaktivität. $[\rho = 1 - (1/k_{eff})]$

Während des Reaktorbetriebes reduziert sich die Überschussreaktivität wegen des Spaltproduktaufbaus. Gleichzeitig zeigen die Rechnungen eine Vergrößerung der Absorberstabwirksamkeit. Aus beiden ergibt sich eine erhebliche Vergrößerung der Abschaltreaktivität mit zunehmendem Alter des Kerns.

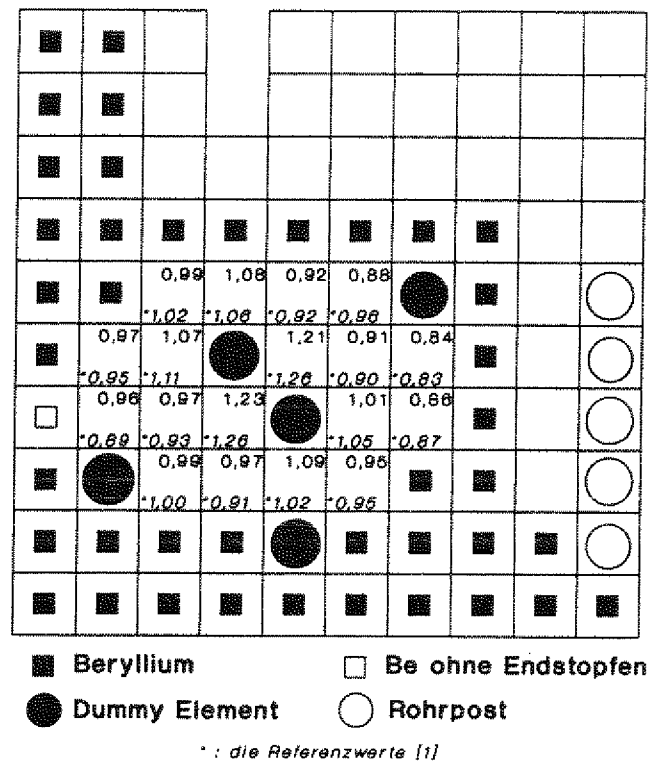


Abb. 5.19 F, BOC, Erstcore, Xenon frei

Der örtliche Leistungsverlauf im Core ist über den Spaltwirkungsquerschnitt dem Neutronenflussverlauf proportional. Die maximale Leistungsdichte ist aus material- und kühlungs-

technischen Gründen nach oben begrenzt. Die mittlere Leistungsdichte dagegen ist ein Maß für die Wärmeleistung, die aus dem Core gegebener Geometrie abgeführt werden muß.

Das verhältnis von maximaler zu mittlerer Leistungsdichte, das als Leistungsformfaktor F bekannt wird, ist

$$F = \frac{P_{\max.}}{\frac{1}{V} \int_V P(r) dV} \quad (5.1)$$

Dabei ist V das Corevolumen.

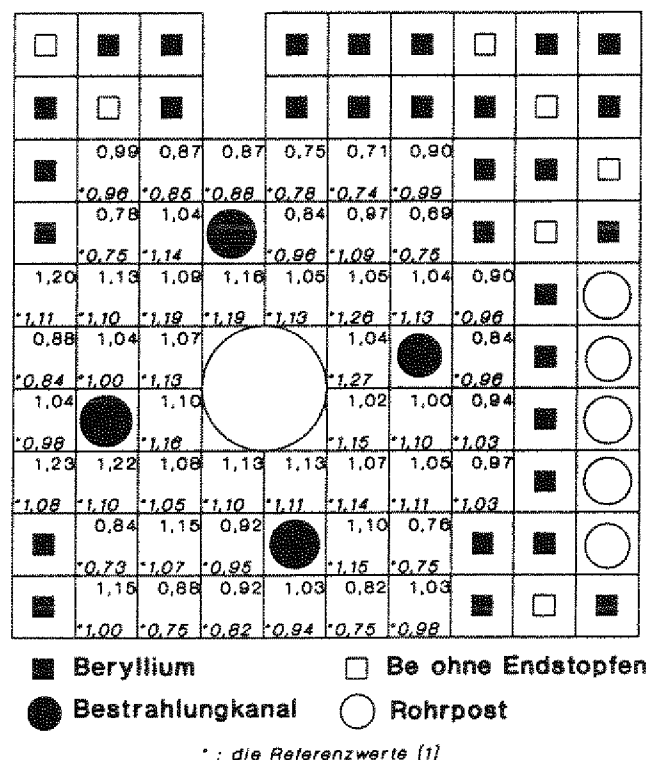


Abb. 5.20 F, BOC, TWC, Xenon frei

Beim Erstcore ist die Leistung $\int P(r) dV$ gleich 10.7MW und beim Endcore 30 MW. Die Leistungsformfaktoren für BOC des Erstcores und TWC sind mit der Referenzergebnisse [1] in Abb. 5.19 und 5.20 abgebildet und verglichen.

Beim Erstcore ist eine gute Übereinstimmung zwischen RSYST und den INTERATOM-Ergebnissen festzustellen. Beim typischen Arbeitskern ist die Übereinstimmung nicht ganz so gut. Hierbei ist zu beachten, daß alle Modellunterschiede insbesondere auch die Zahl der in der Abbrandrechnung berücksichtigten Nuklide hier eine wesentliche Rolle spielen. So gesehen erscheint der maximale Unterschiede von < 20 % noch tolerable.

5.3. MPR-30, U₃Si₂Al

Die Geometrie der U₃Si₂Al-Elemente ist identisch mit den U₃O₈Al-Elementen (s. Abb. 2.2 und 2.3). Die Uran-Dichte ist hier 4,75 g/cm³, d.h. jedes Kontroll- bzw. Brennelement beinhaltet 286 bzw. 400 Gramm U-235 und 1162 bzw. 1627 Gramm U-238.

Die Zusammensetzung der Brennelementmaterialien im Meat, die auf der Basis der Tab. 3.1 und 3.2 berechnet wurde, ist in Tab. 5.5 aufgeführt.

Element	Gewicht (Gramm)	Element	Gewicht (Gramm)
Al	673,118	Si	161,389
Fe	2,363	Cu	0,313
Mn	1,013	Cr	0,675
Zn	0,360	Mg	6,076
B	0,022	Cd	0,022
Co	0,022	Li	0,022
H	0,444	C	2,220
N	1,110	O	15,538
Ti	0,135	U-235	400,533
U-238	1627,483		

Tab. 5.5 Die Zusammensetzung der U₃Si₂Al Brennelemente im Meat.

Der Nuklidvektor ändert sich während der Einsatzdauer im Reaktor. Selbstverständlich ergibt die unterschiedliche Uran-Dichte zwischen U₃O₈Al und U₃Si₂Al auch eine unter-

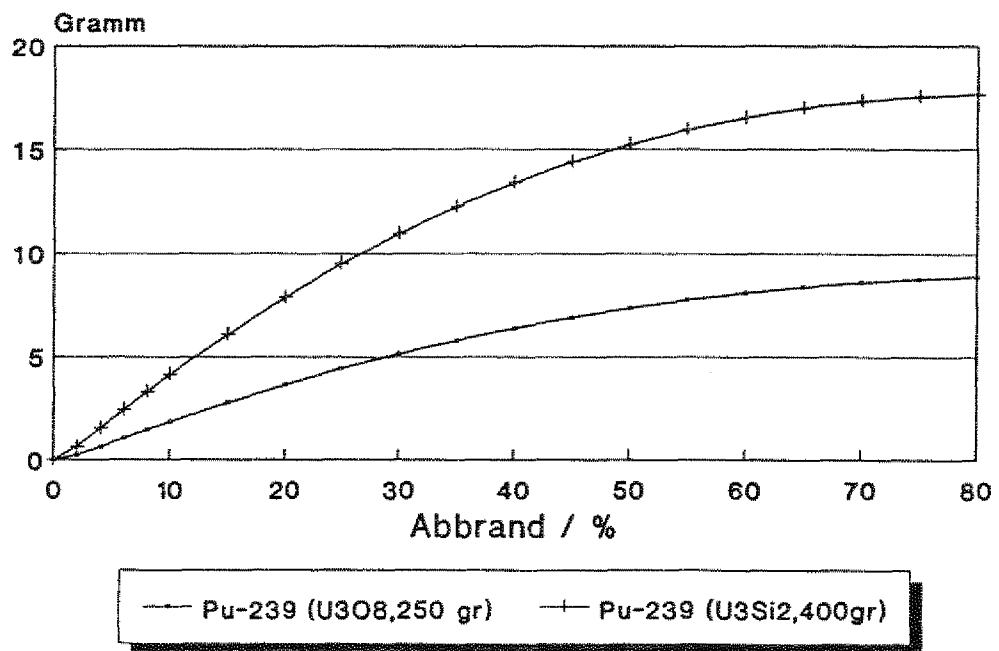
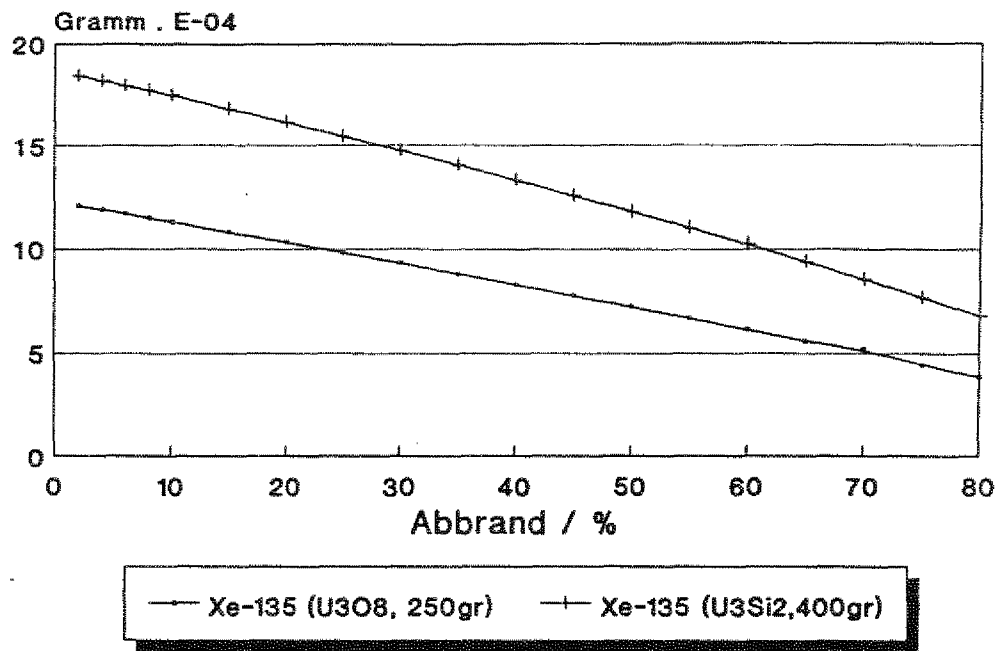


Abb. 5.21 Gewicht des Xe-135 und Pu-239 vs. U-235 Abbrand
MPR-30, U_3O_8Al und U_3Si_2Al .

schiedliche Zusammensetzung während des Abbrands. In Abb. 5.21 und Abb.A-6 in Anhang wurde dieser Unterschied dargestellt.

Die k_{∞} Vermehrungsfaktoren des U_3Si_2Al Brennelements aus den Zellrechnungen wurden mit denen des U_3O_8Al Brennelements (s. Abb.5.22) verglichen. Um den Effekt der unterschiedlichen Uran-Dichte auszuschalten wurden zusätzlich auch die Ergebnisse für ein U_3Si_2Al - Brennelement mit der für U_3O_8Al typischen Dichte von $\rho = 2,96 \text{ g/cm}^3$ dargestellt.

Man sieht, daß für gleiche Uran-Dichten die k_{∞} - Kurven praktisch übereinstimmen. Bei der höheren Uran-Dichte (d.h. hö-

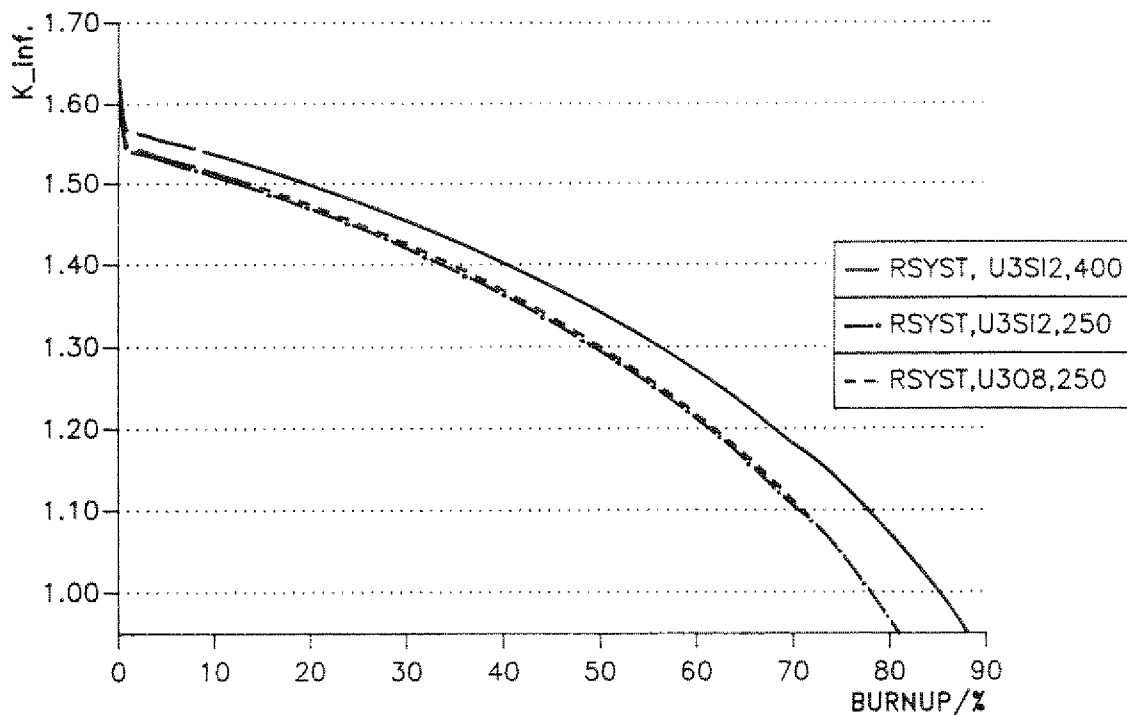


Abb. 5.22 k_{∞} vs. % U-235 Abbrand, MPR-30

herer Gesamtmenge) ergibt sich eine Vergrößerung des Vermehrungsfaktor zwischen 1,14 Nile für das frische Brennelement und 2,0 Nile bei 40 % Abbrand. Bezogen auf gleichen k_{∞} -Wert erreicht man mit der höheren Dichte etwa 10 % mehr Abbrand.

Von besonderem sicherheitstechnischen Interesse ist der Temperaturkoeffizient Γ der Reaktivität. Darunter versteht man die Änderung der Reaktivität ρ mit der Temperatur T, also :

$$\Gamma = \frac{d\rho}{dT} \quad (5.2)$$

Dieser wird durch zwei physikalische Effekte hervorgerufen . Zum einen bewirkt eine Temperaturerhöhung eine starke Dopplerverbreiterung der Resonanzlinien des U-238. Dadurch wird eine grössere Neutronenabsorption hervorgerufen und damit ein negativer Reaktivitätseffekt. Zum anderen beeinflusst die Moderatortemperatur des Neutronenspektrum. Höhere Temperatur bewirkt schlechtere Moderation und da die Neutronenökonomie mit schlechterer Moderation im allgemeinen auch

Burnup (%)	$U_{38}O_{10}Al$ (250 g)	$U_{32}Si_{2}Al$ (250 g)	$U_{32}Si_{2}Al$ (400 g)
0	-2,2E-04	-2,1E-04	-3,0E-04
20	-2,5E-04	-2,6E-04	-3,6E-04
40	-2,7E-04	-2,7E-04	-3,8E-04
60	-3,0E-04	-3,0E-04	-3,5E-04

Tab. 5. 6 Temperaturkoeffizient verschiedener Brennelemente.

schlechter wird (hier ist dies der Fall), so wird damit auch eine negative Reaktivität erzeugt. Wie aus der Tab. 2.1 hervorgeht, ist der Moderatoreffekt hier bei weitem dominant. Da das Neutronenspektrum sich auch mit dem Abbrand ändert, hat dies Einfluß auf den Temperaturkoeffizienten.

In der Tab. 5.6 sind die Ergebnisse für U_3O_8Al - Brennelement und U_3Si_2Al - Brennelement mit den schon erwähnten beiden Uran-Dichten zusammengestellt. Die Werte wurden aus jeweils 2 Rechnungen bei 20° und 50°C gewonnen.

Die Ergebnisse zeigen, daß der Temperaturkoeffizient des U_3Si_2Al Brennelements mit der hohen Uran-Dichte 4,75 g/cm³ betragsmässig grösser als beim U_3O_8Al - Brennelement ist. Für das frische Brennelement beträgt der Unterschied ca. 40 %. Hierbei ist zu beachten, daß dieses Ergebnis auf der Basis von Zellrechnungen gefunden wurde. Der Einfluss der Leckageeffekte im ganzen Reaktor kann so aber nicht berücksichtigt werden. Es bleibt aber festzustellen, daß der Temperaturkoeffizient beim Übergang zu Silicid-Brennstoff deutlich negativer wird. Deshalb ist von daher keine Beeinträchtigung der Sicherheit zu erwarten.

Wegen der verschiedenen nuklearen Eigenschaften des U_3Si_2Al -Brennelements ist die für das U_3O_8Al -Brennelement ermittelte Kernanordnung sicherlich nicht optimal. Insbesondere können die Leistungsformfaktoren F während der Kernstandzeit ungünstige Werte annehmen. Dies macht später Schwierigkeiten beim Fuelmanagement im typischen Arbeitskern. Zusätzlich haben grössere Leistungsformfaktoren auch einen negativen Einfluss auf die Brennelementstruktur. Daher wurde versucht, einen in gewissem Sinne optimalen Erstkern aufzubauen und den dazu-

gehörigen typischen Arbeitskern zu berechnen. Dabei wurden die Erkenntnisse aus [1,26,27,28,29] genutzt und folgende Forderungen berücksichtigt :

- Der effektive Vermehrungsfaktor darf nicht zu hoch sein, wegen der begrenzten Wirksamkeit der Abschaltstäbe.
- Der Leistungsformfaktor soll den Wert 1,3 nicht überschreiten.
- Die Wärmeabfuhr durch die vorhandenen Kühleinrichtungen muß sichergestellt sein.
- Der Abbrand der Brennelemente ist im Sinne eines einfachen Umsetzplanes zu optimieren.
- Die Wirksamkeit der Abschaltstäbe muß stets hinreichend groß sein.
- Der Neutronenfluss muß für die Bestrahlungseinrichtungen hinreichend groß sein.

Mit Hilfe von XY-Corerechnungen wurden Erst- und typischer Arbeitskern unter Berücksichtigung o.g.Forderungen bestimmt. Der maximal mögliche U-235 Abbrand des U_3Si_2Al liegt zwischen 77 und 85 % [1,9,15,20]. Für diese Rechnungen wurde deshalb ein Maximalwert von 81 % U-235 Abbrand angenommen und in 9 % Abbrandschritte pro Zyklus aufgeteilt. Wenn während der 9 % Abbrandschritte eine der oben genannten Forderungen nicht erfüllt wurde, begann ein neuer Versuch mit geänderter Erstkernanordnung. Nach jedem Abbrandschritt wurde der neue Nuklidvektor durch Interpolation aus den vorher mit ORIKLK9 bestimmten Werten ermittelt. Mit dieser Strategie wurde die optimale Erstkernkonfiguration und der sich daraus ergebende typische Arbeitskern berechnet. Zum Vergleich wer-

den die RSYST-Ergebnisse für das Oxid-Brennelement (s. Kap. 5.2) an einigen Stellen mit aufgeführt.

Die typische Arbeitskernanordnung besteht aus 9 Kontroll- und 36 Brennelementen. Nach jedem Zyklus werden 1 hochabgebranntes Kontroll- und 4 hochabgebrannte Brennelemente durch entsprechende frische ersetzt. Das Prinzip zur kontinuierlichen Be- und Entladung beim typische Arbeitskern geht aus Abb.5.24 hervor.

Die mittlere Leistungsdichte des U_3Si_2Al Erstcores bei 10 MW ist 187 Watt/cm^3 gegenüber $10,7 \text{ MW}$ und 175 Watt/cm^3 bei U_3O_8Al . Die Zyklusdauer beträgt 42 Tage für das U_3Si_2Al - Erstcore und 43 Tage für das typischen Arbeitscore. Die

ZUSTAND	U_3O_8Al	U_3Si_2Al
Urandichte, g/cm^3	2,96	4,75
ERSTCORE		
-Leistung, MW	10,7	10
-mittlere Abbrand, %	8	9
-Zyklus von BOC $\rightarrow$ EOC, Tage	24	42
-Niedrigster Leistungsformfaktor beim BOC, Xenon frei	0,84	0,89
(Referenz [1])	0,83	
-Höchster Leistungsformfaktor beim BOC, Xenon frei	1,23	1,20
(Referenz [1])	1,26	

-Max. thermischer Fluss,		
CIP [■] beim BOC, $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$	1,8E+14	1,6E+14
-K _{eff} beim BOC, Xe-frei	1,1186	1,1266
-K _{eff} beim BOC, Xe-gg	1,0856	1,1182
-K _{eff} beim EOC	1,0468	1,0658
TWC		
-Leistung, MW	30	30
-mittlere Abbrand, %	8	9
-Zyklus von BOC → EOC, Tage	25	43
-Niedrigster Leistungsformfaktor		
tor beim BOC, Xenon frei	0,69	0,70
(Referenz [1])	0,73	
-Höchster Leistungsformfaktor		
tor beim BOC, Xenon frei	1,23	1,20
(Referenz [1])	1,27	
-Max. thermischer Fluss,		
CIP [■] beim BOC, $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$	2,9E+14	3,2E+14
-K _{eff} beim BOC, Xe-frei	1,1275	1,1042
-K _{eff} beim BOC, Xe-gg	1,1002	1,0775
-K _{eff} beim EOC	1,0562	1,0292

Tab. 5.7 Vergleichbare Ergebnisse der $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ - und $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ Rechnungen

■ CIP = mittlerer Bestrahlungskanal
(central irradiation position)

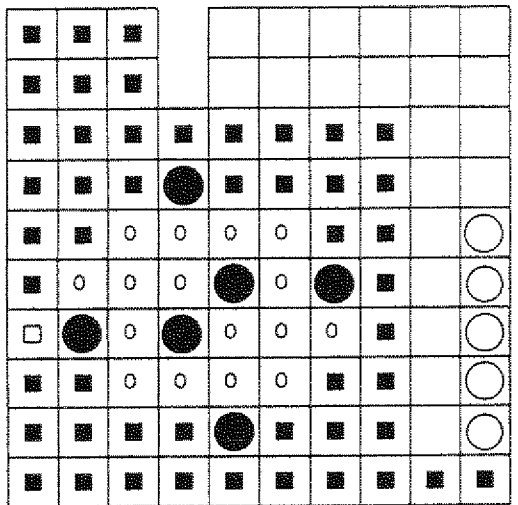
entsprechenden Werte für den U_3O_8Al -Kern lauten 24 Tage bzw. 25 Tage. Der Zyklusgewinn ist also ca. 70 %.

Besonders zu bemerken ist die sehr geringe Änderung der maximale Leistungsformfaktoren beim Übergang von U_3O_8Al zu U_3Si_2Al .

In Tab. 5.7 sind alle wesentlichen Daten gegenübergestellt.

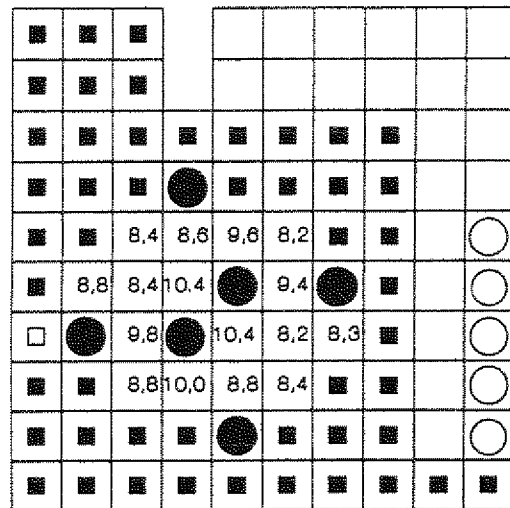
Die U_3Si_2Al Kernanordnungen, Abbrände und Leistungsformfaktoren sind in Abb.5.23 für das Erstcore und in Abb.5.24 für typischen Arbeitskern dargestellt. (siehe Abb.5.14 bis 5.19 für U_3O_8Al Kernanordnungen).

BOC



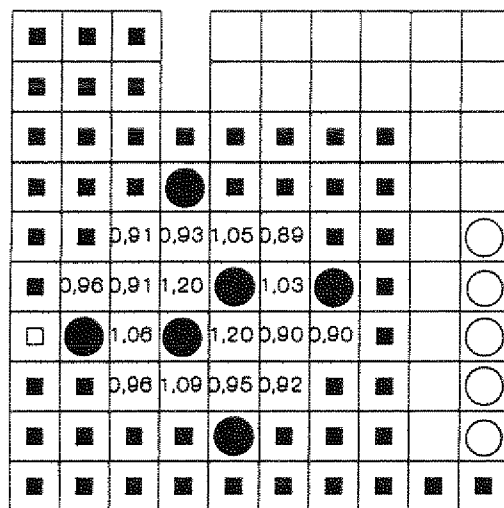
■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Dummy Element ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbraende ist in %

EOC



■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Dummy Element ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbraende ist in %

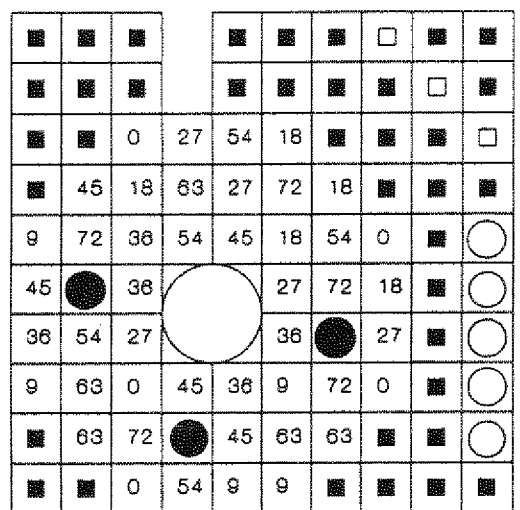
Leistungsformfaktor



■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Dummy Element ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbraende ist in %

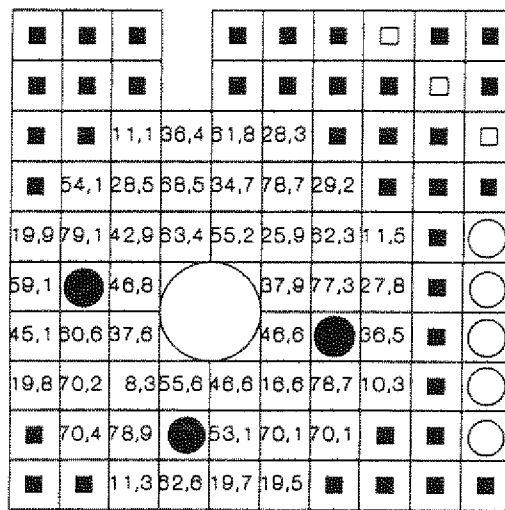
Abb. 5.23 Erstcoreanordnungen, U_3Si_2Al

BOC



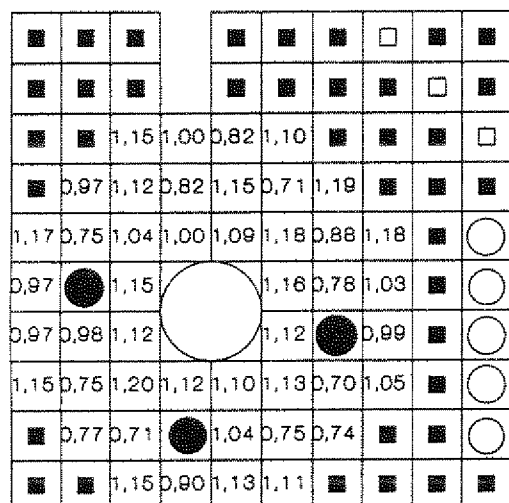
■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Bestrahlungskanal ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbraende ist in %

EOC



■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Bestrahlungskanal ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbraende ist in %

Leistungsformfaktor



■ Beryllium □ Be ohne Endstopfen
 ● Bestrahlungskanal ○ Rohrpost
 Einheit der KBE- und BE Abbraende ist in %

Abb. 5.24 Endcoreanordnungen, U_3Si_2Al

Mit diesem Umsetzschema ergeben sich die in Abb.A-7 bis A-14 (s. Anhang) dargestellten räumlichen Flussverteilungen. Die Unterschiede zwischen U_3O_8Al - und U_3Si_2Al -Core sind nur gering. Damit erhalten die Bestrahlungseinrichtungen praktisch gleich viel Neutronen.

Zustand	k_{eff}	ρ (%)	ρ_{sd} (%)	Position der Steuer- stäbe bei $k_{eff}=1.0$ (cm)
U_3Si_2Al.				
ERSTCORE				
BOC, Xe-frei	1,12663	11,24	-13,93	40,1
BOC, Xe-gg	1,11823	10,57	-14,01	38,2
EOC	1,06576	6,17	-14,82	27,5
ENDCORE ("TWC")				
BOC, Xe-frei	1,10421	9,44	-12,64	37,9
BOC, Xe-gg	1,07748	7,19	-12,72	32,0
EOC	1,02918	2,83	-13,79	20,5
U_3O_8Al.				
ERSTCORE				
BOC, Xe-frei	1,11861	10,60	-18,21	32,5
BOC, Xe-gg	1,08565	7,89	-16,78	29,1
EOC	1,04678	4,47	-19,05	21,5
ENDCORE ("TWC")				
BOC, Xe-frei	1,12751	11,31	-14,71	38,7
BOC, Xe-gg	1,10019	9,11	-15,02	33,2
EOC	1,05620	5,32	-16,21	24,7

Tab. 5. 8. k_{eff} Ergebnisse, MPR-30, U_3Si_2Al
und U_3O_8Al

Die Wirksamkeit der Steuerstäbe für Erst- und Endcoreanordnungen ist in Tab.5.8 tabelliert und für den EOC- und Xe-Gleichgewichtszustand in Abb.5.25 dargestellt.

Wegen der für das U_3Si_2Al - Core größeren Überschussreaktivität müssen die Steuerstäbe beim Erstcore ca. 8 cm tiefer, beim typischen Arbeitskern ca. 4 cm tiefer einfanden als im U_3O_8Al - Core auch wegen der aufgrund höherer Uran-Beladung kleineren Stabwirksamkeit. Dies ist möglicherweise im Zusammenhang mit sehr schnellen Reaktivitätsstörfällen gesondert zu analysieren.

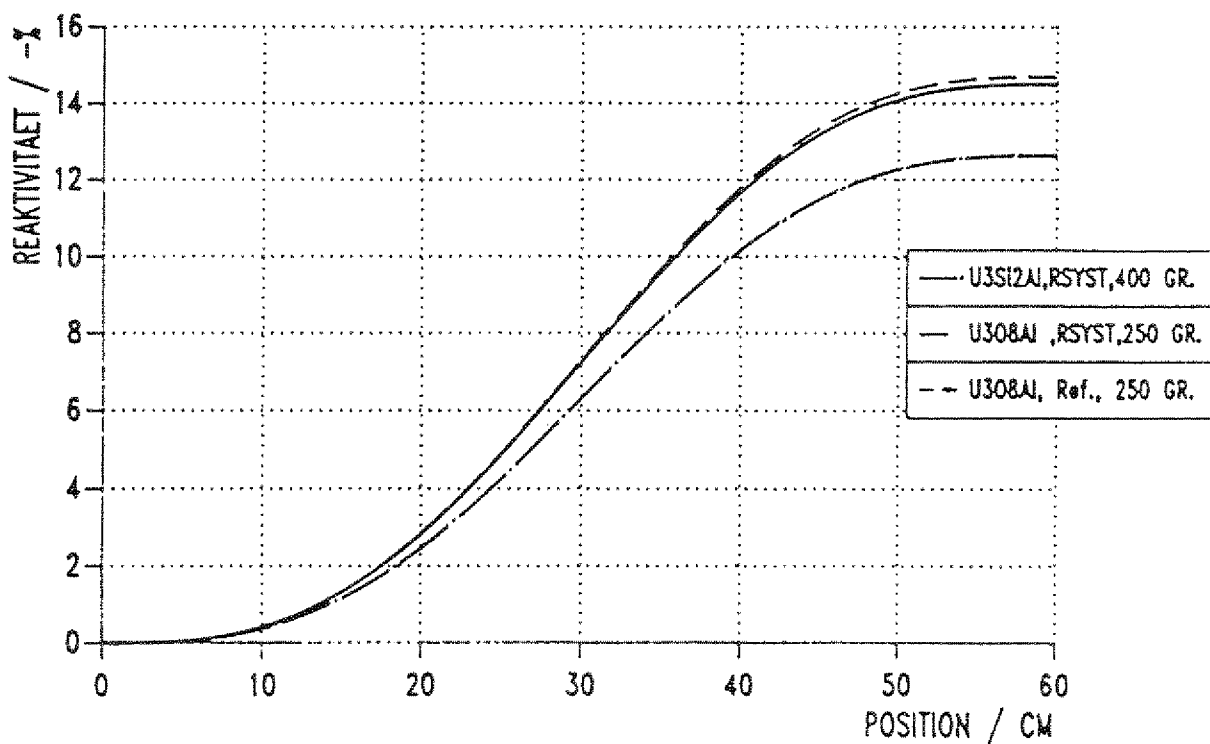


Abb. 5.25 Wirksamkeit der gesamte Steuerstaebe
im EOC- und Xe-Gleichgewichtszustand

6. ZUSAMMENFASSUNG

Im Rahmen des Betriebes des MPR-30 besteht das Bestreben, eine bessere Nutzung des Kernbrennstoffs durch die Möglichkeit höhere Abbrände zu erreichen. Diese Möglichkeit wird durch den Einsatz von U_3Si_2Al - Brennelementen gegeben.

In der vorgelegten Arbeit wurde untersucht, welche Auswirkungen auf die neutronenphysikalische Auslegung des Reaktorkerns durch eine solche Umstellung zu erwarten sind. Dazu wurden ein geeignetes Reaktormodell erstellt und umfangreiche Berechnungen mit dem RSYST-Programmsystem durchgeführt.

Zunächst wurde die Brauchbarkeit von Modell und Programm anhand eines von der IAEA im Hinblick auf die INFCE Empfehlungen erstellten Benchmark Problems getestet. Dabei haben sich Reaktormodell und Programmsystem als sehr geeignet erwiesen.

Um einen konsistenten Vergleich zu ermöglichen, wurden neben der Untersuchung der U_3Si_2Al - Brennelemente auch entsprechende Berechnungen für die jetzt noch verwendeten U_3O_8Al - Brennelemente durchgeführt.

$\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ - Brennelemente, die hier mit einer Urandichte von $4,75 \text{ g/cm}^3$ zugrundegelegt wurden, haben wegen der vergleichsweise höheren Dichte nicht nur im metallurgischen Bereich Vorteile, sondern erlauben auch höhere U-235 Abbrände. Mit dem Einsatz dieser $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ -Brennelementen können um 25% höhere Abbrände als bei $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ - Brennelementen erreicht werden. Damit kann die Zyklusdauer insgesamt um 70% verlängert werden. Das bedeutet eine erhebliche Verbesserung der Nutzung der Bestrahlungseinrichtungen insbesondere weil der Neutronenfluß in allen Bestrahlungskanälen praktisch unverändert bleibt.

Der Temperaturkoeffizient des $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ -Brennelements ist deutlich viel negativer als im $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ -Brennelement, wodurch das Sicherheitsverhalten noch verbessert wird.

Die mittlere Leistungsdichte der $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ - Brennelemente beim typischen Arbeitskern ist 175 Watt/cm^3 . Bei kleinerer Brennelemente-Zahl und gleicher Leistung (30 MW) erhöht sich dieser Wert auf ca. 190 Watt/cm^3 für die $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ - Brennelemente. Die damit verbundenen Wärmeübertragungsaspekte wurden in dieser Arbeit nicht berücksichtigt.

Der Übergang zu $\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$ - Elementen ermöglicht eine Neuoptimierung der Kernanordnung. Statt 8 Kontroll- und 40 Brennelementen ($\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$) würden jetzt 9 Kontroll- und nur noch 36 Brennelemente ($\text{U}_3\text{Si}_2\text{Al}$) im typischen Arbeitskern benötigt. Die Optimierung führt zu einer geringeren Überschussreaktivität, wodurch die Neutronenökonomie während des Betriebs zusätzlich verbessert wird.

Insgesamt wurden keine grundsätzlichen Probleme gefunden, die eine Umstellung des Brennstoffinventars beim MPR-30 auf U_3Si_2Al - Elemente verbieten würden.

LITERATURVERZEICHNIS.

1. Safety Analysis Report Revision 7, Multipurpose Research Reactor, BATAN G.A. Siwabessy, September 1987
2. N. Manderla
Der Mehrzweck-Forschungsreaktor G.A. Siwabessy (MPR-30)
Atomwirtschaft, Januar 1988
3. N. Manderla
Der MPR-30, ein Mehrzweck-Forschungsreaktor für Indonesien
Jahrestagung Kerntechnik '86
Kerntechnische Gesellschaft- und Deutsches Atomforum e.V.
4. Handbook of International Alloy Composition and Designation, Vol.III- Aluminium
Metals and Ceramics Information (MCIC) Report, October '80
5. Academy for Metals and Materials, American Society for Metals.
Overview of Corrosion, Corrosion Protection, and Stress-corrosionscracking of Uranium and Uranium alloys.
Metallurgical technology of Uranium and Uranium alloys, Vol. 3
Transcript of a seminar on the state-of-the-art, May 26-28, 1981
6. Benjamin M. La
Nuclear Reactor Materials and Application
Van Nostrand Reinhold Co., New York usw., 1983

7. Report of a Consultants' Group Meeting, IAEA
Standardization of Specifications and Inspection Procedures for LEU Plate-Type Research Reactor Fuels.
Geesthacht, Germany, April 16-18. 1986
8. Karl Wellinger, u.a.
Werkstoff Tabellen der Metalle
Alfred Kröner Verlag, Stuttgart, 1972
9. Ekkehard Gross, u.a.
Nachbestrahlungsuntersuchungen an Testplatten für niedrigangereicherte Brennelemente für Forschungsreaktor.
Jül-Spez-462, Juli 1988
KFA Forschungszentrum Jülich GmbH.
10. T. Gorgenyi. u.a.
Vor- und Enduntersuchungen an MTR-Brennstoffplatten mit Uransiliciden niedriger Anreicherung
Jahrestagung Kerntechnik '87
Kerntechnische Gesellschaft- und Deutsches Atomforum e.V.
11. E. Wehner, u.a.
Die Serienfertigung von MTR-Brennelementen mit niedrigangereichertem Uran
Jahrestagung Kerntechnik '87
Kerntechnische Gesellschaft- und Deutsches Atomforum e.V.
12. G. Thamm
Anreicherungsreduzierung in Forschungsreaktoren.
Atomwirtschaft, Januar 1988
13. S. Nazare'
Preparation of Al clad miniature dispersion fuel element plates with Uranium aluminide (UAl_2) and silicides (U_3Si and U_3Si_2)
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Februar 1981

14. M.F. Hrovat, u.a.
The Status of Plate Type Fuel Element Technology for the German AF-Program.
(IAEA Seminar on Research Reactor and Use; Jülich, 9.'81)
15. S. Nazare', K.H. Koch
Die Entwicklung von Dispersionsbrennelementplatten für den Einsatz von niedrigangereichertem Brennstoff in Forschungs- und Testreaktoren.
Jahrestagung Kerntechnik '82
Kerntechnische Gesellschaft- und Deutsches Atomforum e.V.
16. M. Hrovat, u.a.
Fortgeschrittener MTR-Brennstoff mit reduzierter Urananreicherung.
Jahrestagung Kerntechnik '86
Kerntechnische Gesellschaft- und Deutsches Atomforum e.V.
17. J. Müllauer
Untersuchungen zum Bestrahlungsverhalten von U_3Si_2 Testbrennstoffplatten mit niedriger Anreicherung.
GKSS 89/E/12
GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH, 1989
18. K.G. Hackstein und M. Hrovat
Brennelemente niedriger U-235 Anreicherung für Forschungs- und Materialtestreaktoren.
Atomwirtschaft, März 1983
19. W. Krull
Anreicherungsreduktion bei Forschungsreaktoren
GKSS 82/E/25
GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH, 1982

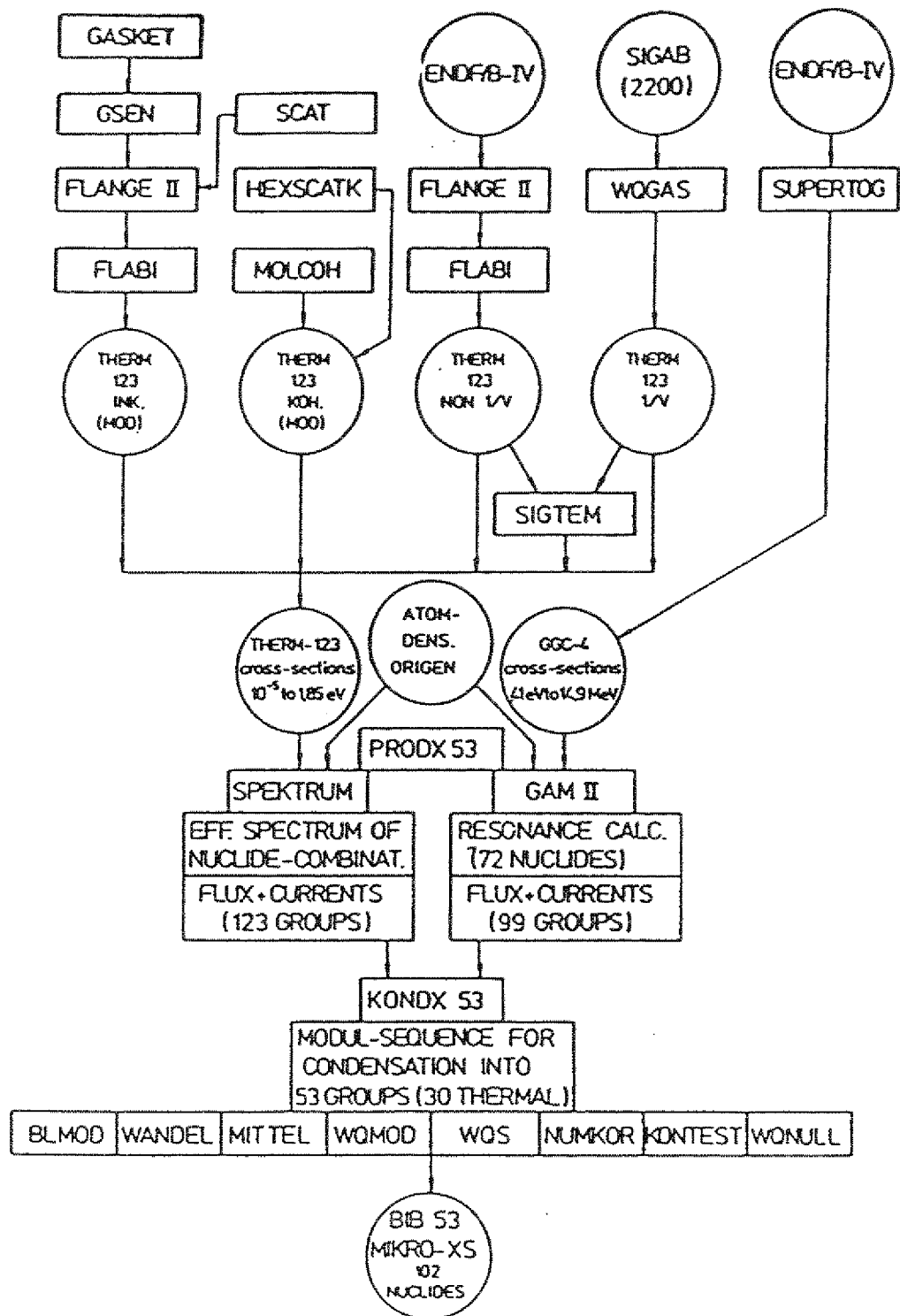
20. U.S. Nuclear Regulatory Commission
Safety Evaluation Report related to the Use of LEU Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors.
NUREG-1313, July 1988
21. K.J. Kalker
Zur Lösung eines D_2O -Benchmarkproblems unter Anwendung von RSYST.
Jül-1948, August 1984, KFA Forschungszentrum Jülich GmbH
22. Guidebook IAEA-TECDOC-233
Research Reactor Core Conversion from Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels, Vienna 1980
23. R. Rühle
RSYST, ein integriertes Modulsystem mit Datenbasis zur automatisierten Berechnung von Kernreaktoren.
IKE Bericht 4 - 12, Juli 1973
Universität Stuttgart
24. K.J. Kalker
Umstellung des Programmsystems RSYST
Pers. Mitteilung , vom September 1989
KFA Forschungszentrum Jülich GmbH, ISR
25. T.B. Fowler, D.R. Vondy, G.W. Cunningham
Nuclear reactor core analysis : CITATION
ORNL-TM-2496, Rev.2
26. M.M. El Wakil
Nuclear Heat Transport
International Text Book Company, New York, 1971
27. James J. Duderstadt und Louis J. Hamilton
Nuclear Reactor Analysis
John Wiley & Sons, Inc. ; New York etc., 1976

28. Loren C. Schmidt
Critical Assembly and Reactor Research
A Wiley-Interscience Publication; New York etc.; 1971
29. E.E. Lewis
Nuclear Power Reactor Safety
A Wiley-Interscience Publication; New York etc., 1977
30. M.J. Bell
ORIGEN- The ORNL Isotope Generation and Depletion Code
ORNL-4628, May-1973
31. J.Adir & K.D. Lathrop
Theory and Methods in the GGC-4 Multigroup Cross Section
Code
GA-9021, Oct.1. 1968
32. As Natio Lasman
Das Grundkonzept und die Verwendung des AIREK-JUEL Pro-
gramms
Studienarbeit vom 31 März 1987
KFA Forschungszentrum GmbH, Jülich, IRE-T (ISR)
33. Albert Ziegler
Reaktortechnik
Springer Verlag, Berlin usw., 1984
34. R. Schulten
Reaktortechnik
Vorlesung, 1986-7, Fak.für Maschinenbau, RWTH Aachen
35. H.S. Isbin
Introductory Nuclear Reactor Theory
Reinhold Publishing Co., New York, 1963
36. W.W. Engle:
A User's Manual for ANISN. A One Dimensional Discrete
Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering.
A.E.C. Research and Development Report K 1693

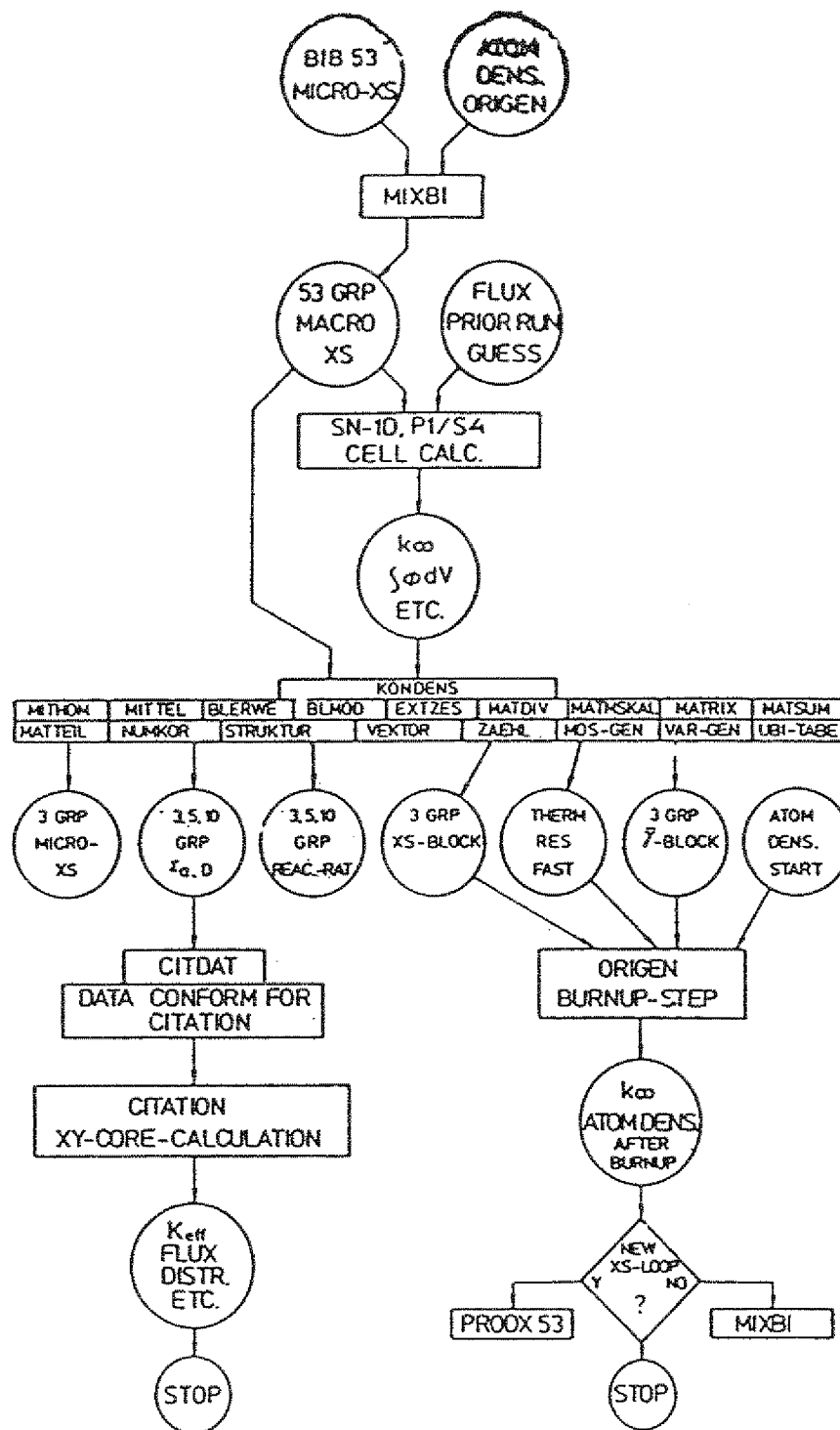
37. R.G. Soltesz
ANISN
WANL-TMI-1967, Westinghouse Astronuclear Lab., 04.1969
38. Harvey W. Graves, Jr.
Nuclear Fuel Management
John Wiley & Sons, New York usw., 1979
39. E. Emendörfer
Theorie der Kernreaktoren
Band 1: Der Stationäre Reaktor
B.I. Wissenschaftsverlag; Mannheim usw., 1982
40. J.J. Duderstadt und W.R. Martin
Transport Theory
John Wiley & Sons; New York usw., 1979

A N H A N G

- A-1 Flussdiagramm zur Erstellung der 53 Gruppenbibliothek
- A-2 Flussdiagramm zur Zell-, Kondensation-, Diffusion- und Abbrandrechnungen
- A-3 Atomdichte einiger Nuklide vs. U-235 Abbrand, Benchmark Problem
- A-4 Neutronenflussverlauf, Benchmark, BOC
- A-5 Neutronenflussverlauf, Benchmark, EOC
- A-6 Gewicht einiger Nuklide vs. U-235 Abbrand, MPR-30, U_3O_8Al und U_3Si_2Al .
- A-7 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3O_8Al , BOC
- A-8 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3O_8Al , EOC
- A-9 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3Si_2Al , BOC
- A-10 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3Si_2Al , EOC
- A-11 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3O_8Al , BOC
- A-12 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3O_8Al , EOC
- A-13 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3Si_2Al , BOC
- A-14 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3Si_2Al , EOC

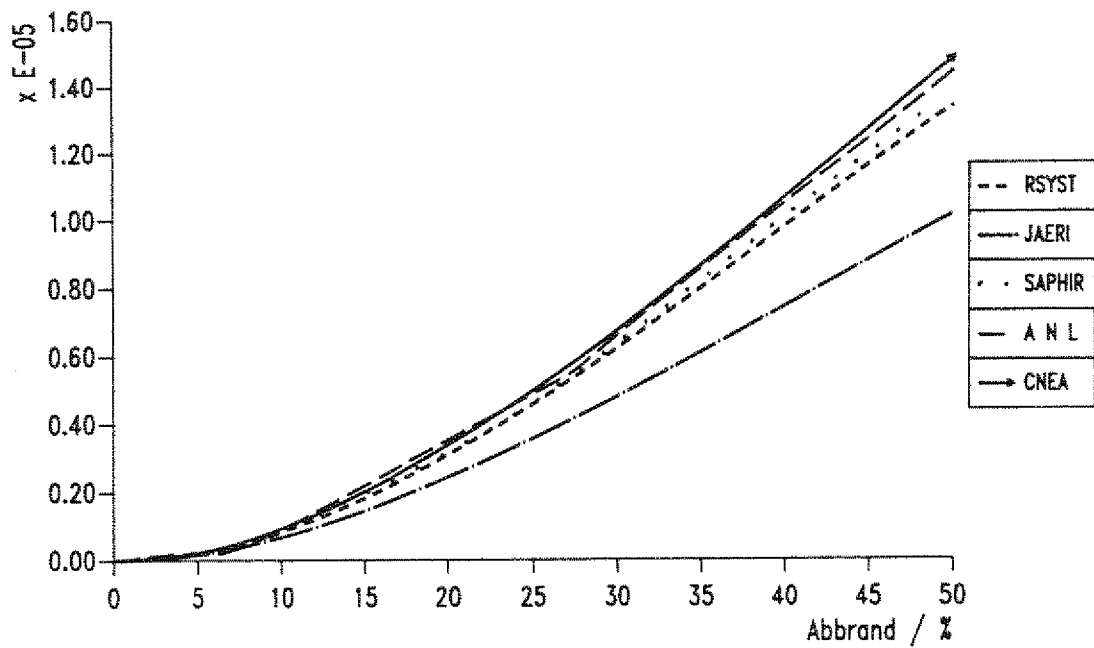


A-1 Flussdiagramm zur Erstellung der 53 Gruppenbibliothek

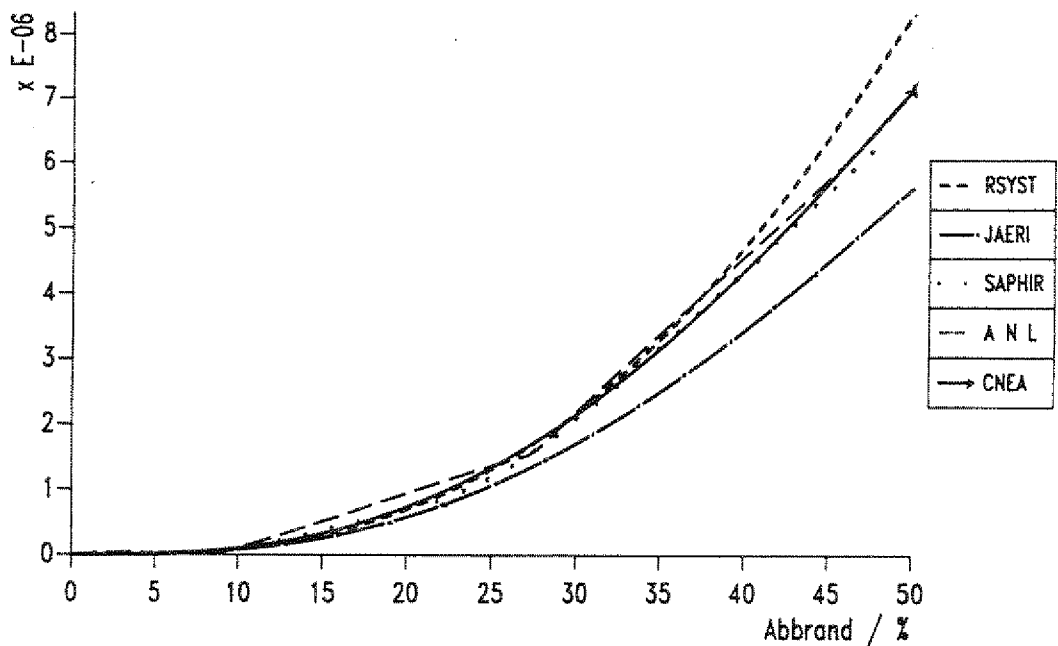


A-2 Flussdiagramm zur Zell-, Kondensation-, Diffusion- und Abbrandrechnungen

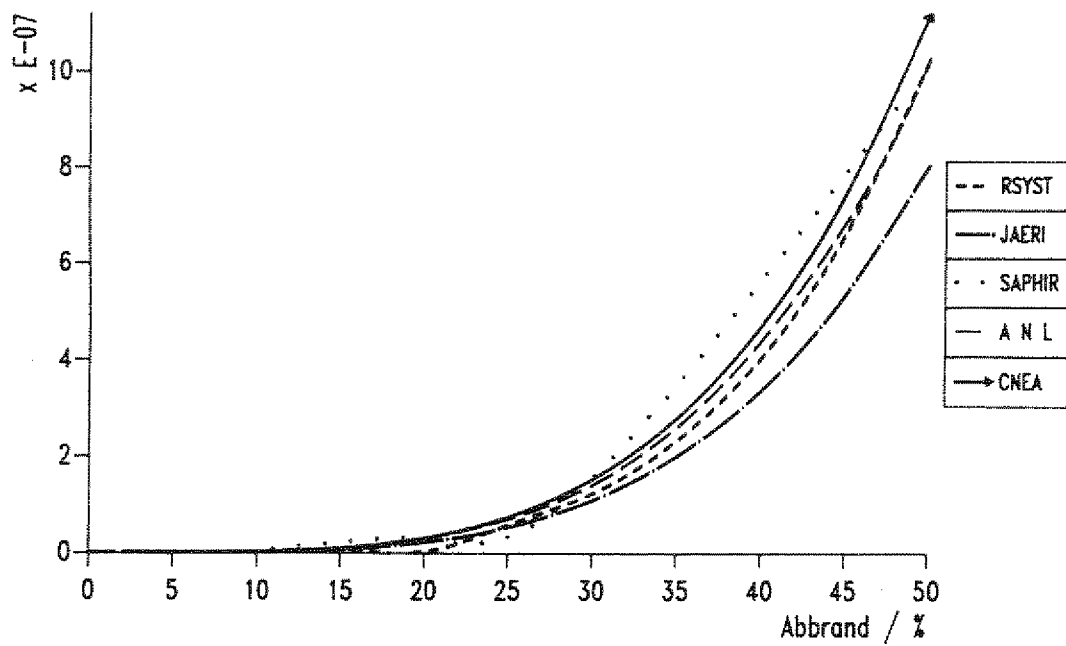
PU-240



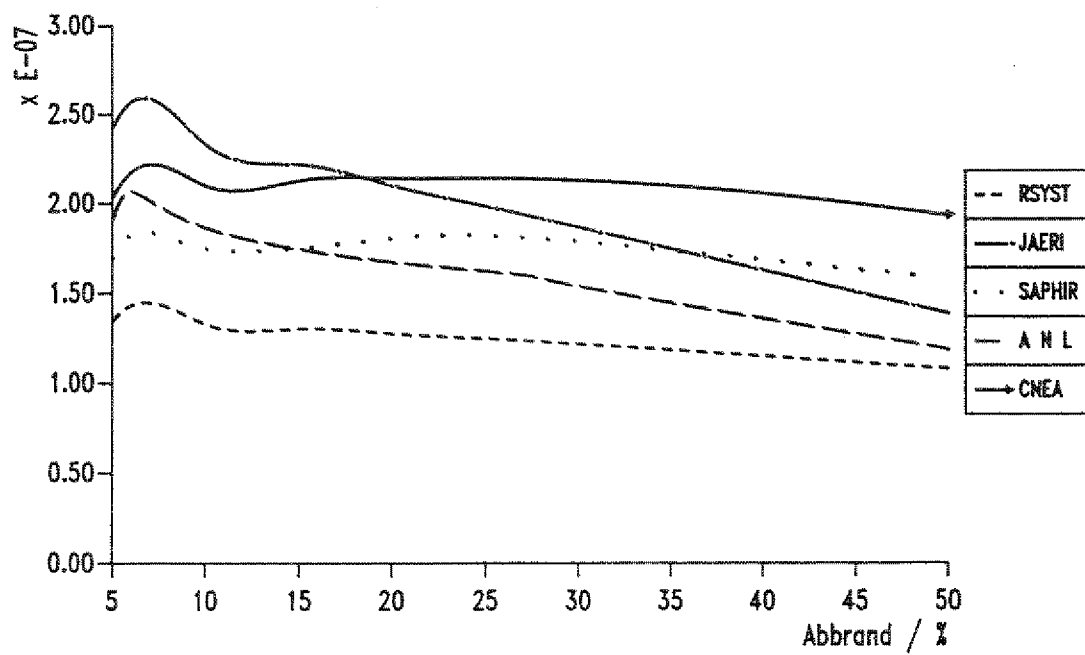
PU-241



A-3 Atomdichte einiger Nuklide vs. U-235 Abbrand, Benchmark Problem. Teil 1

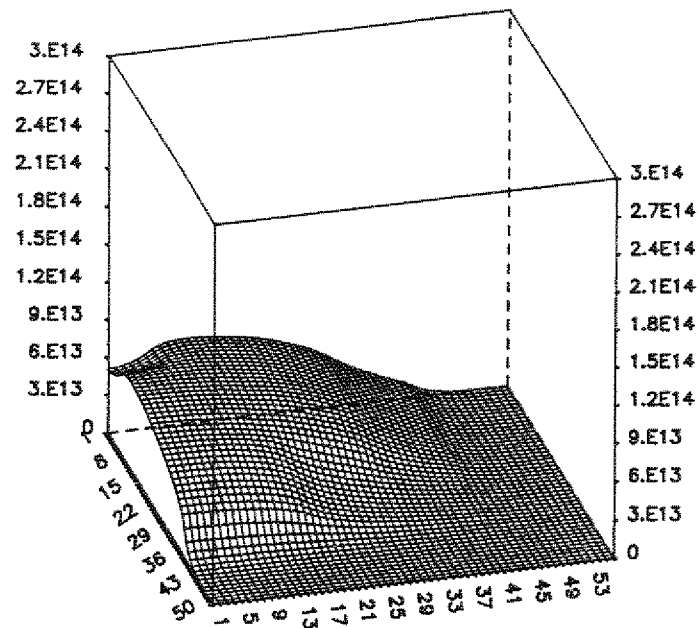


SM-149

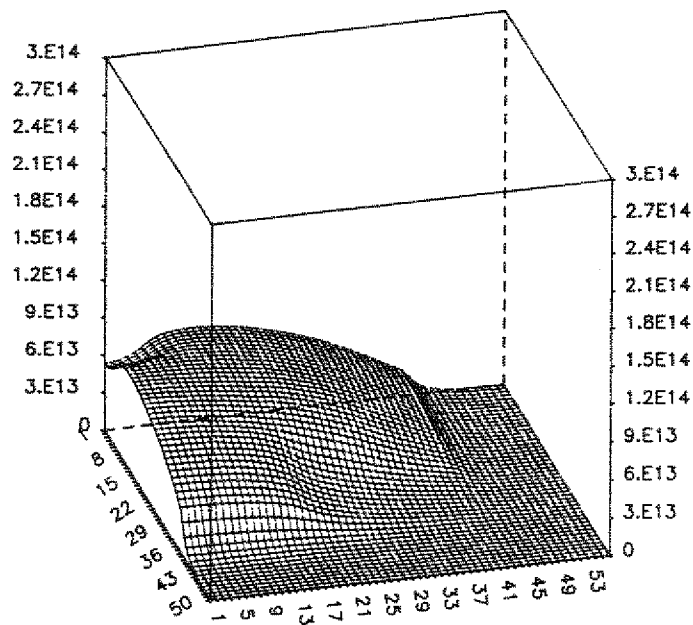


A-3 Atomdichte einiger Nuklide vs. U-235 Abbrand, Benchmark Problem. Teil 2

**NEUTRONENFLUSS-BOC-BENCHMARK
1.GRUPPE**

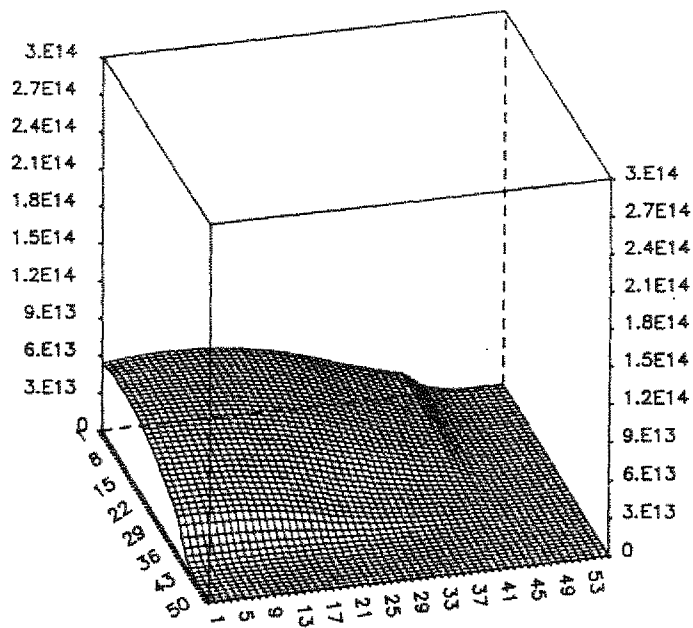


**NEUTRONENFLUSS-BOC-BENCHMARK
2.GRUPPE**

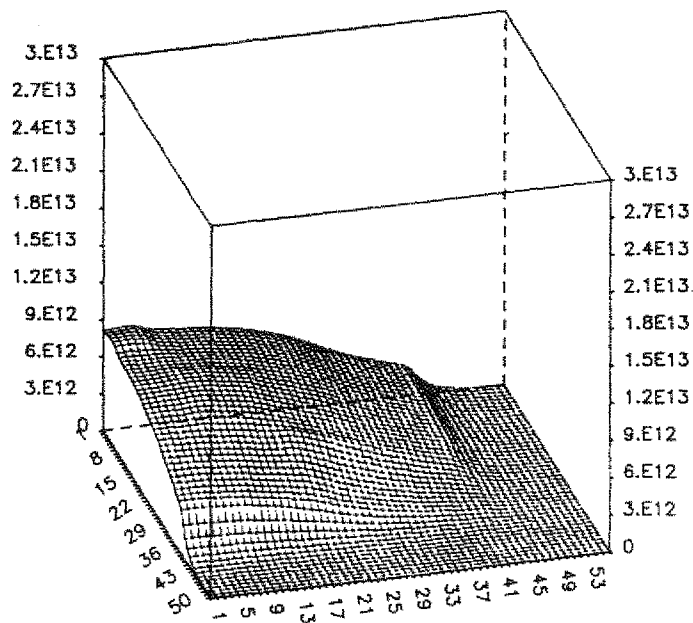


A-4 Neutronenflussverlauf, Benchmark, BOC. Teil 1

NEUTRONENFLUSS-BOC-BENCHMARK
3.GRUPPE

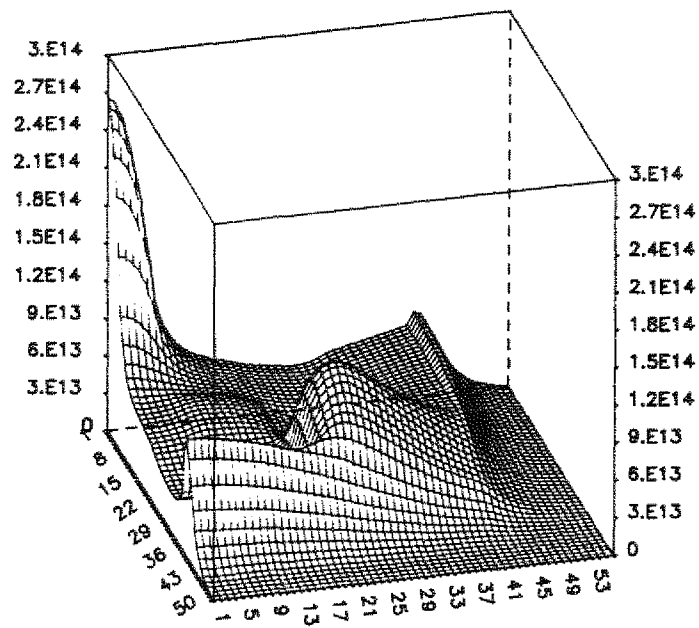


NEUTRONENFLUSS-BOC-BENCHMARK
4.GRUPPE



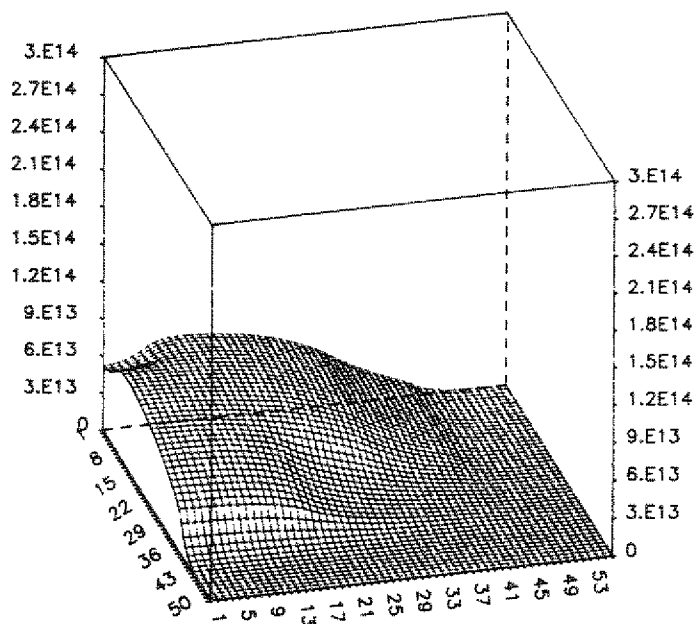
A-4 Neutronenflussverlauf, Benchmark, BOC. Teil 2

**NEUTRONENFLUSS-BOC-BENCHMARK
5.GRUPPE**

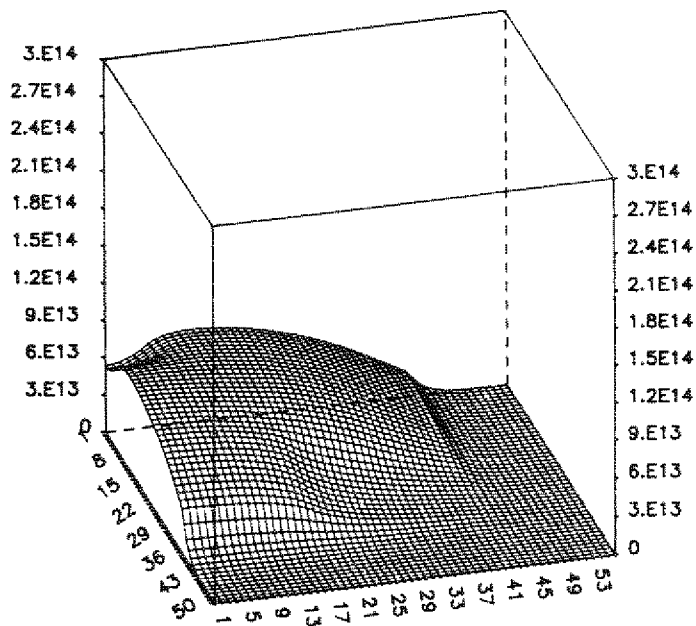


A-4 Neutronenflussverlauf, Benchmark, BOC. Teil 3

**NEUTRONENFLUSS-EOC-BENCHMARK
1.GRUPPE**

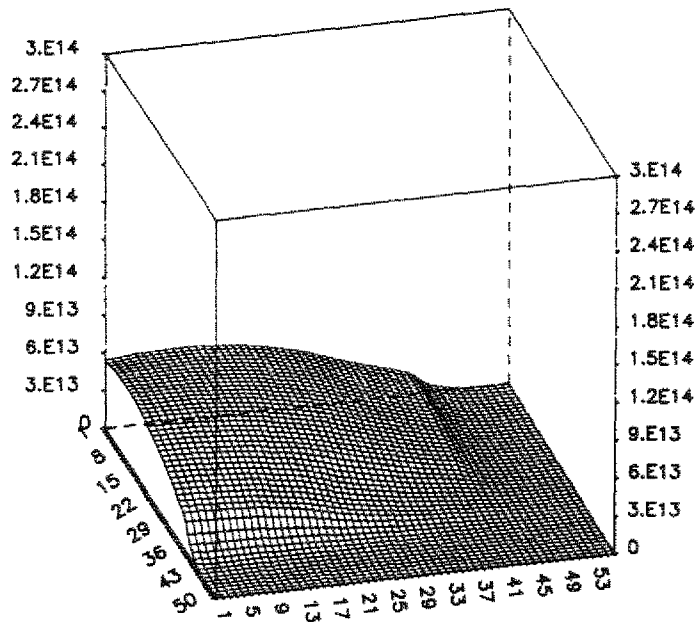


**NEUTRONENFLUSS-EOC-BENCHMARK
2.GRUPPE**

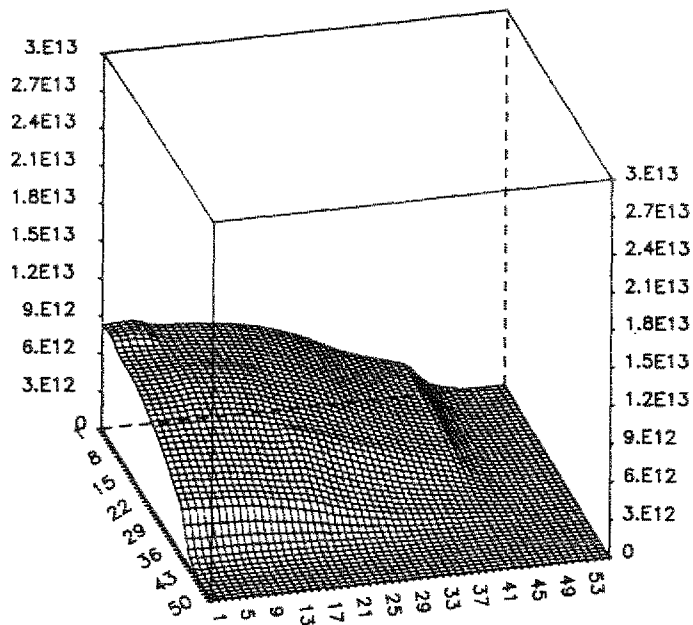


A-5 Neutronenflussverlauf, Benchmark, EOC. Teil 1

**NEUTRONENFLUSS-EOC-BENCHMARK
3.GRUPPE**

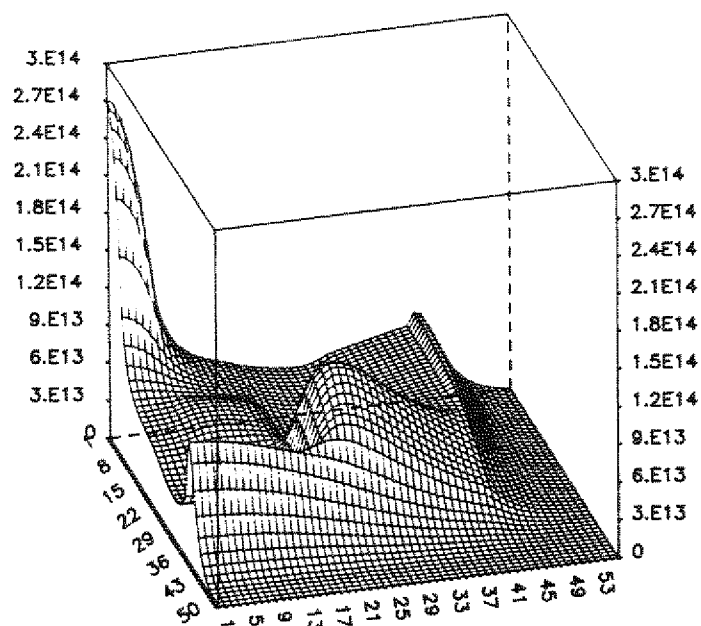


**NEUTRONENFLUSS-EOC-BENCHMARK
4.GRUPPE**

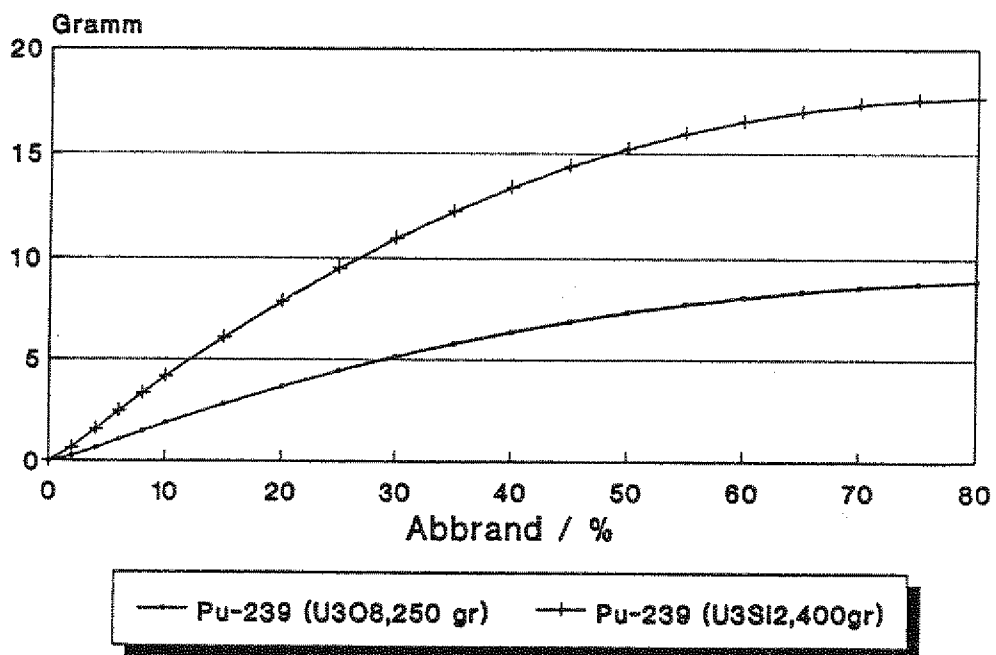
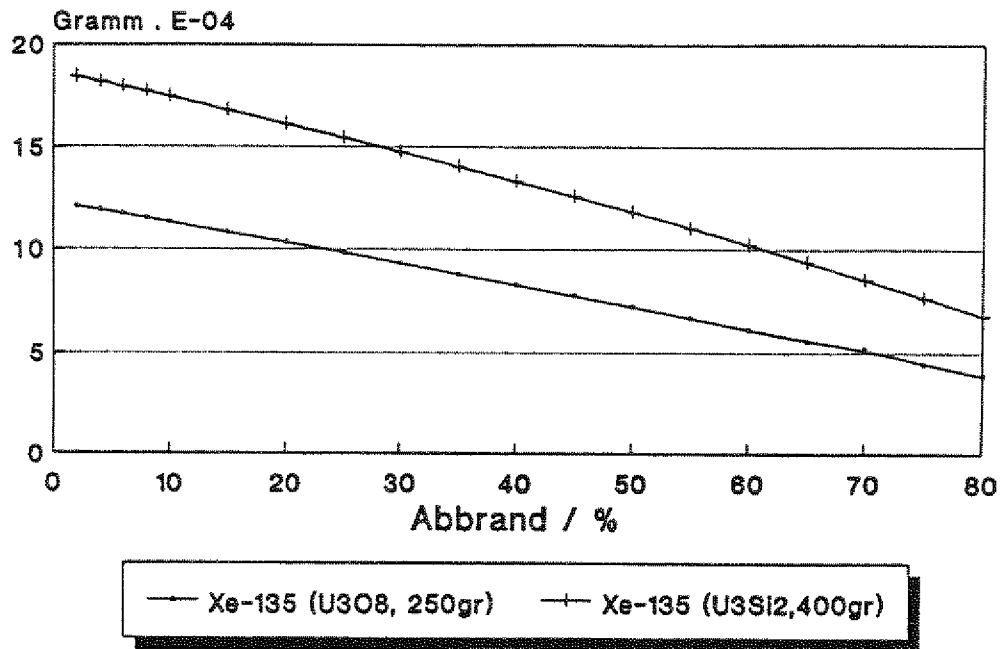


A-5 Neutronenflussverlauf, Benchmark, EOC. Teil 2

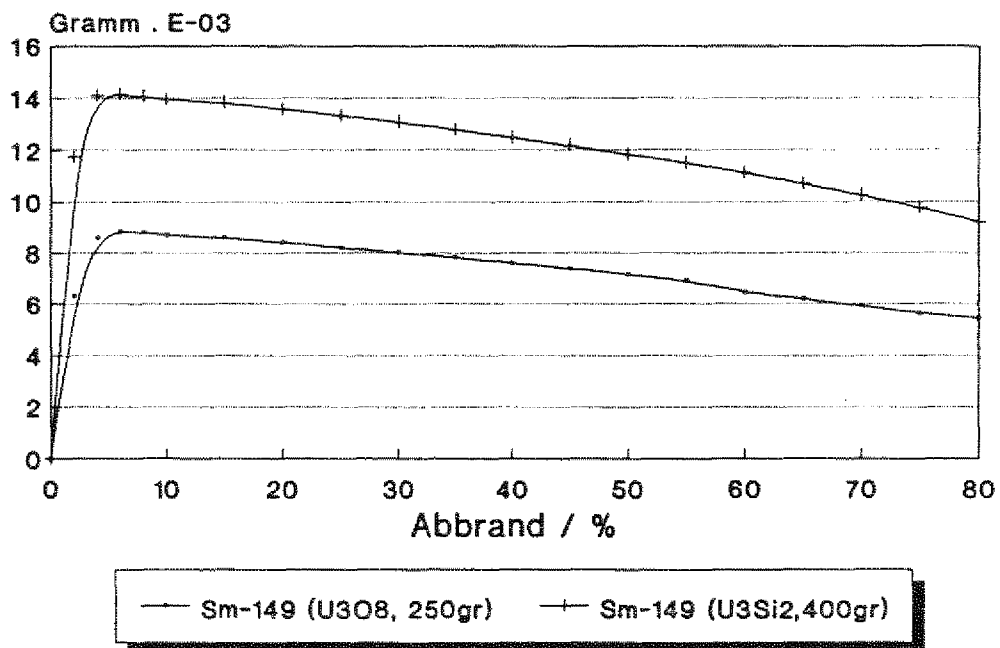
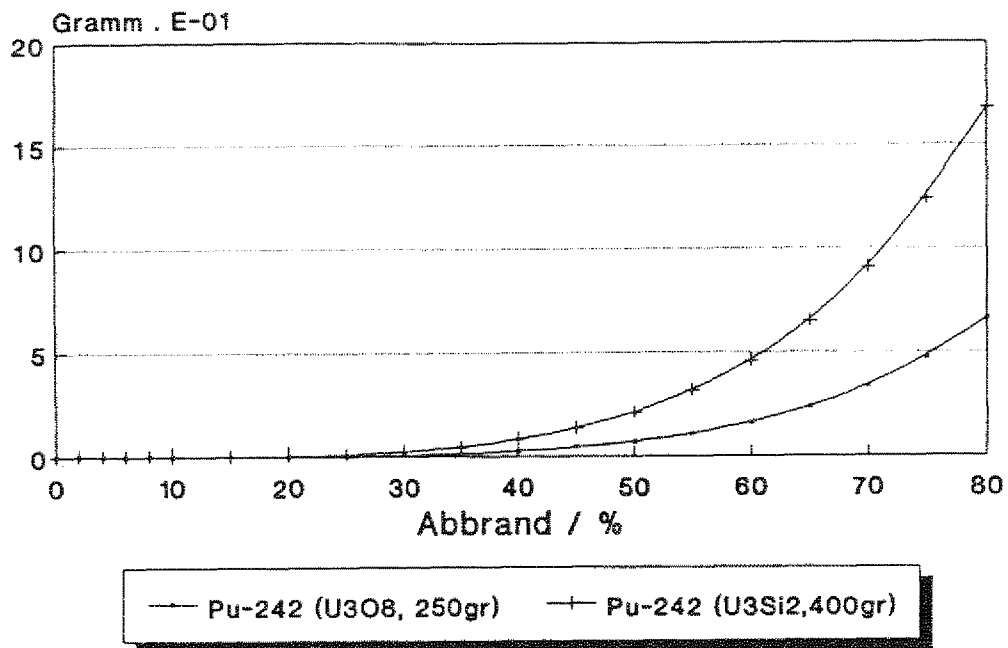
NEUTRONENFLUSS-EOC-BENCHMARK
5.GRUPPE



A-5 Neutronenflussverlauf, Benchmark, EOC. Teil 3

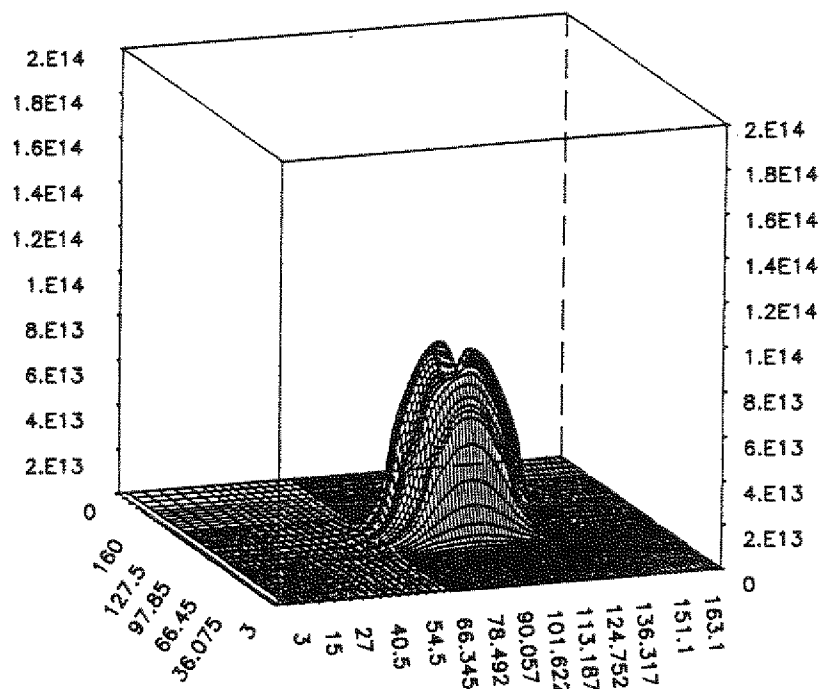


A-6 Gewicht einiger Nuklide vs. U-235 Abbrand, MPR-30, U_3O_8Al und U_3Si_2Al . Teil 1

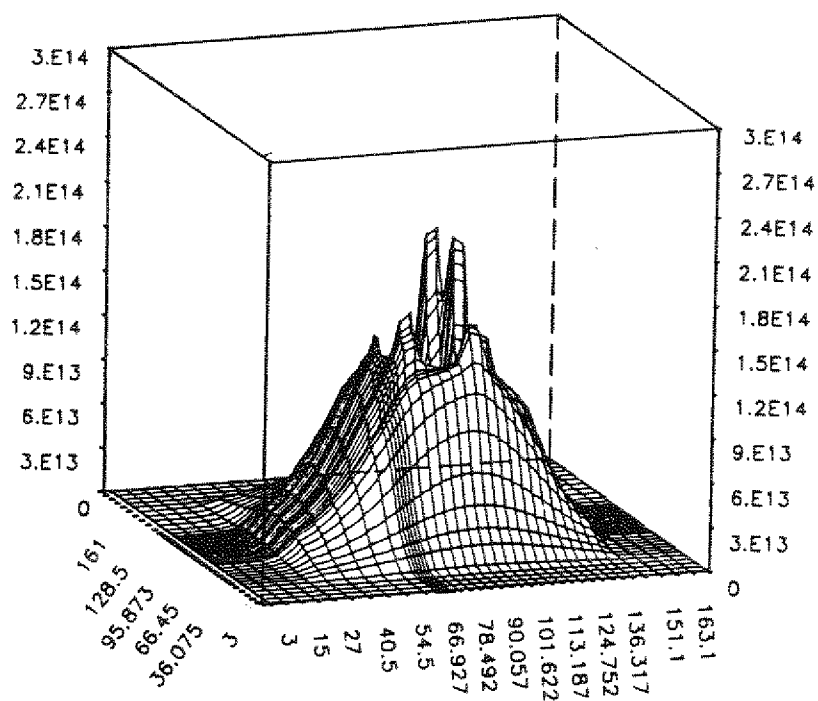


A-6 Gewicht einiger Nuklide vs. U-235 Abbrand, MPR-30, U_3O_8Al und U_3Si_2Al (Gramm). Teil 2

1. Gruppe

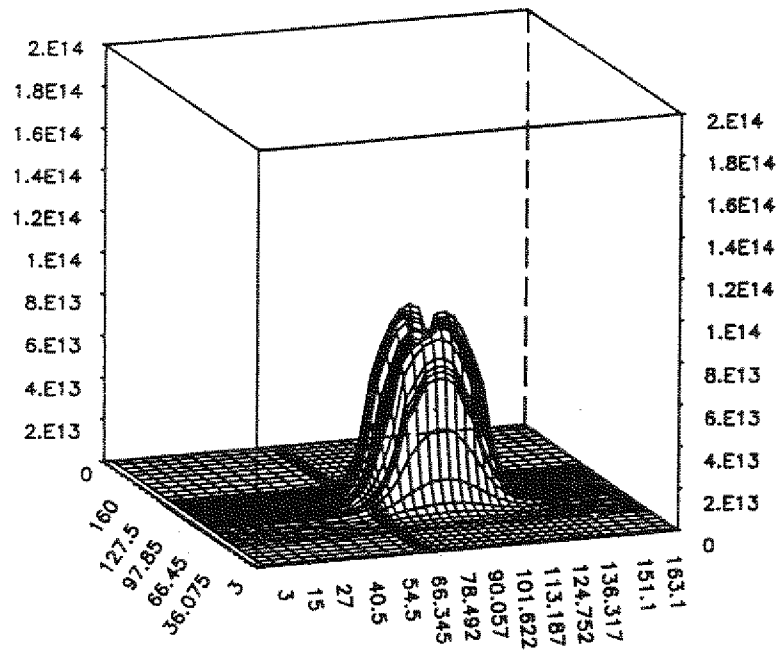


5. Gruppe

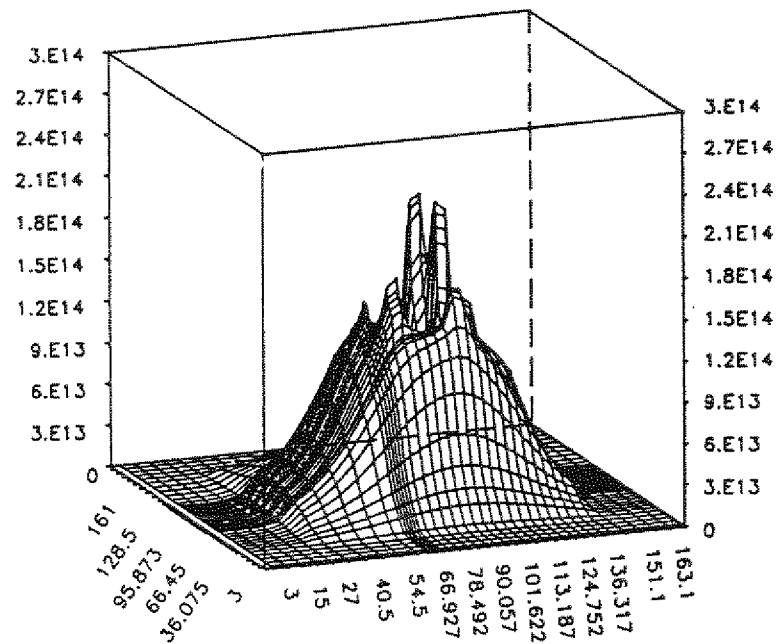


A-7 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3O_8 Al, BOC

1. Gruppe

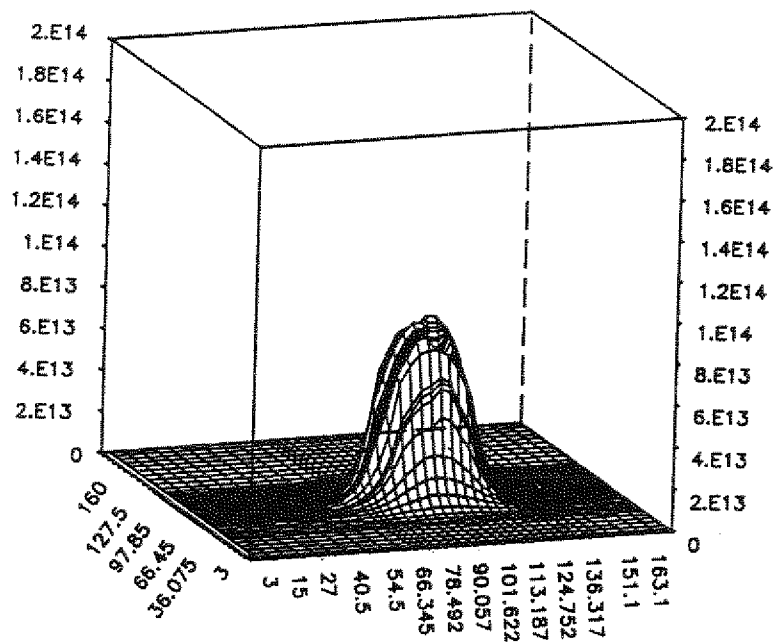


5. Gruppe

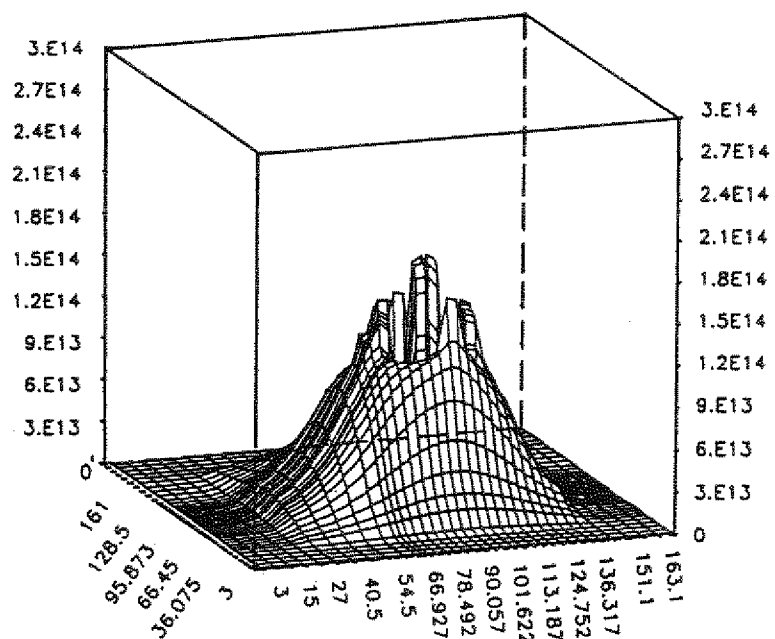


A-8 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3O_8Al , EOC

1. Gruppe

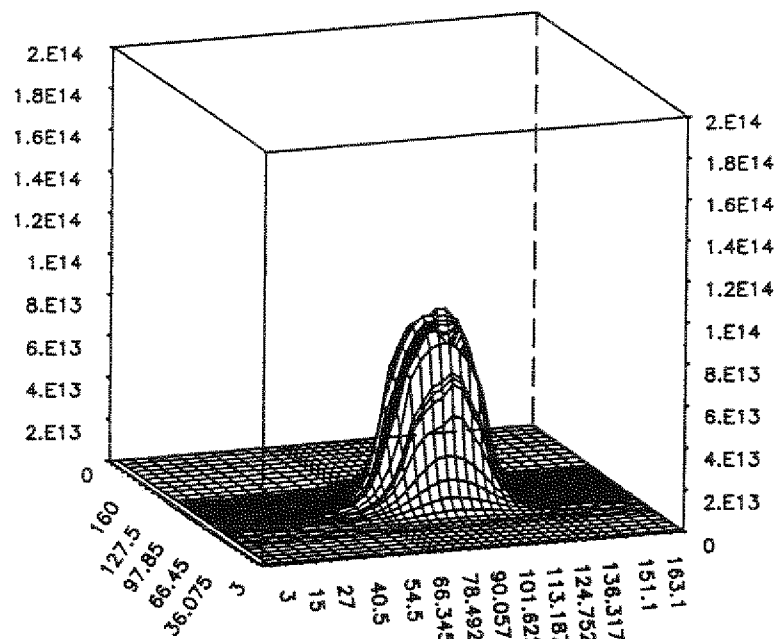


5. Gruppe

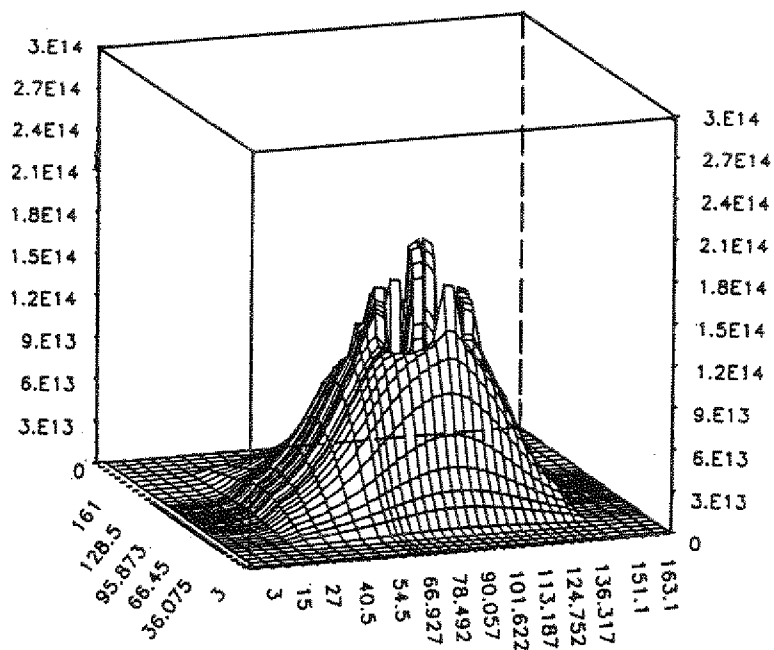


A-9 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3Si_2Al , BOC

1. Gruppe

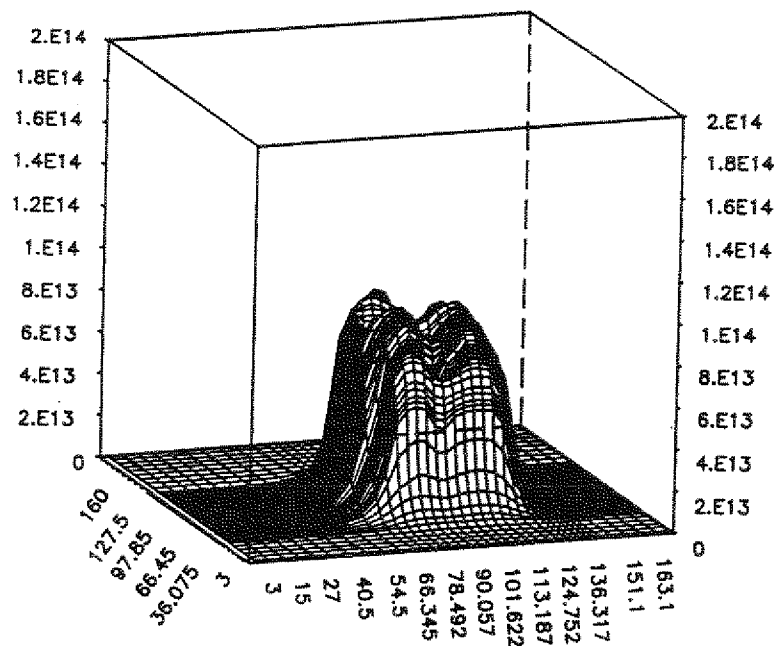


5. Gruppe

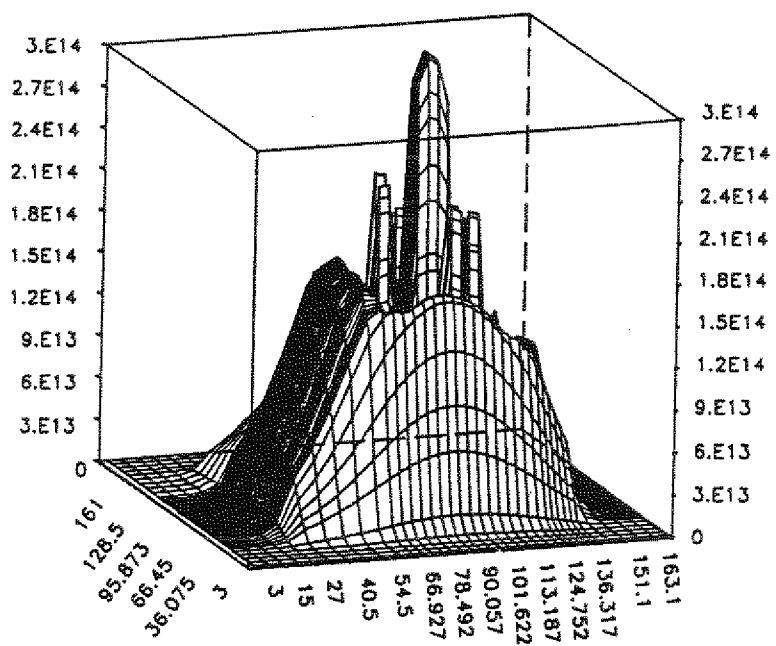


A-10 Neutronenflussverlauf, Erstcore, U_3Si_2Al , EOC

1. Gruppe

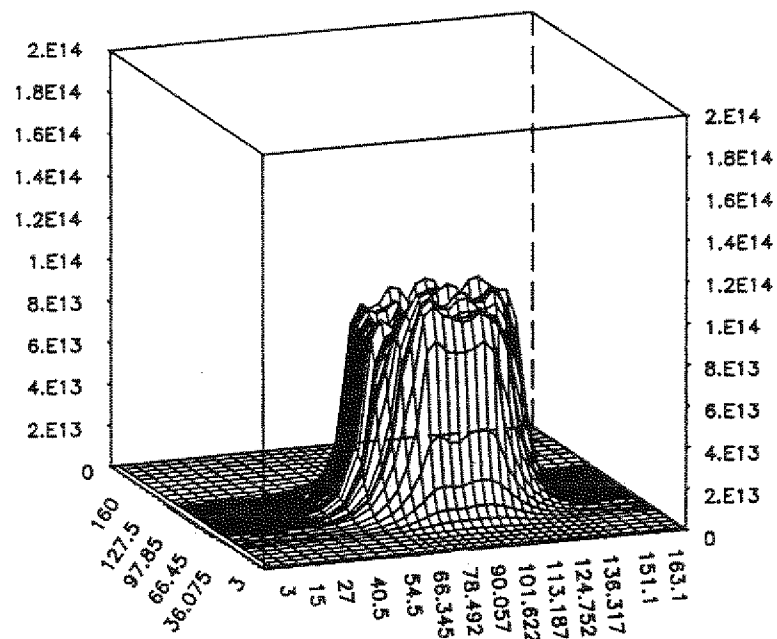


5. Gruppe

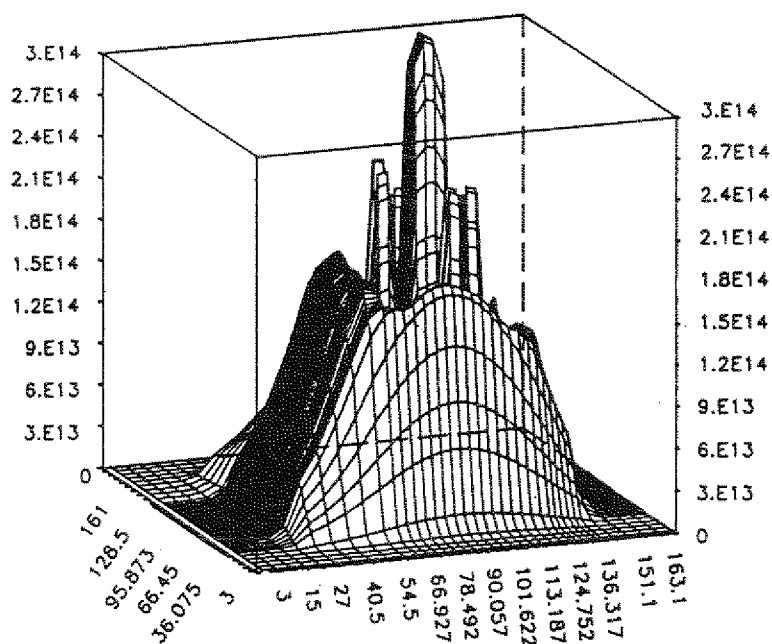


A-11 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3O_8Al , BOC

1. Gruppe

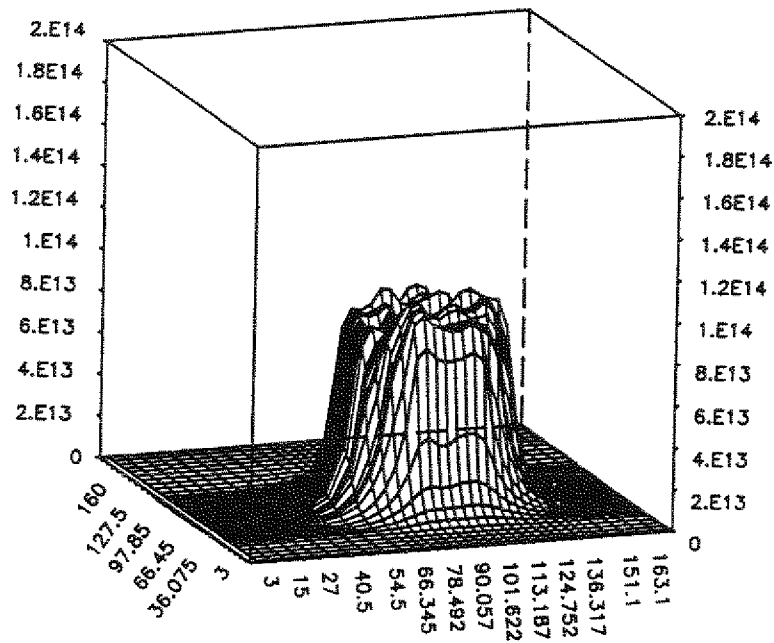


5. Gruppe

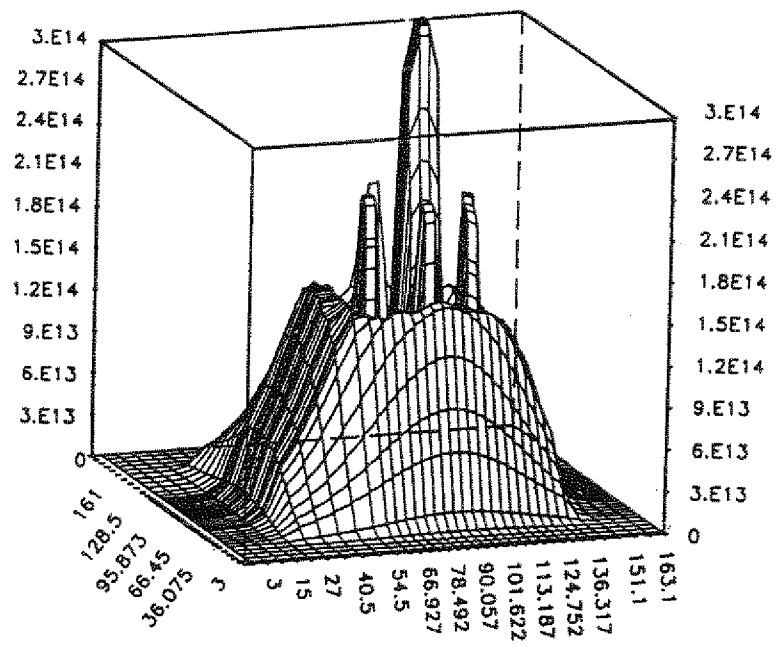


A-12 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3O_8Al , EOC

1. Gruppe

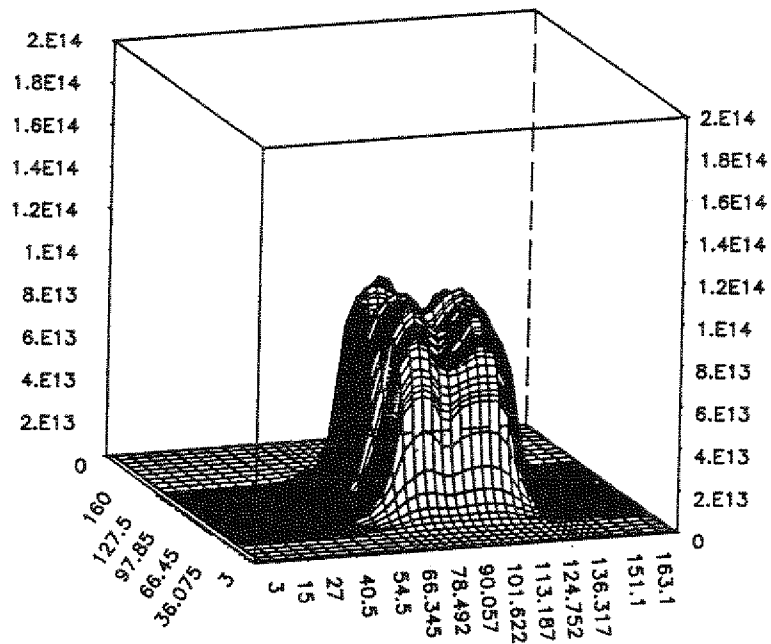


5. Gruppe

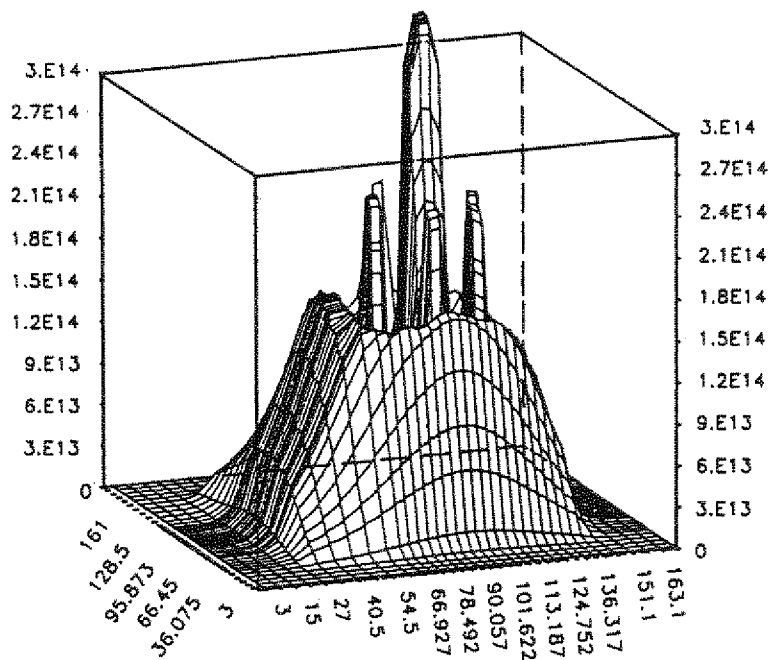


A-13 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3Si_2Al , BOC

1. Gruppe



5. Gruppe



A-14 Neutronenflussverlauf, Endcore, U_3Si_2Al , EOC

Danksagung

Die vorliegende Arbeit wurde im Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik (ISR) des Forschungszentrums Jülich durchgeführt. Ich danke allen, die am Zustandekommen dieser Arbeit beteiligt waren.

Herrn Prof.Dr.R.Schulten danke ich herzlich für sein Interesse an der Arbeit und die Betreuung.

Herrn Prof.Dr. K.Kugeler und Herrn Priv.Doiz.Dr. E.Teuchert bin ich für die Übernahme des Korreferats und die eingehende Durchsicht der Arbeit sehr verbunden.

Herrn Dr. K.J.Kalker danke ich für die Betreuung dieser Arbeit, für seine tatkräftige Unterstützung bei der Durchführung des RSYST-Programms und seine Diskussionsbereitschaft.

Herrn Dr. W.Scherer schulde ich ganz besonderen Dank für viele fruchtbare Anregungen sowie für viele kritische und klärende Diskussionen.

Schließlich gilt mein Dank allen Mitarbeiter des ISR für das angenehme Arbeitsklima.

Jül-2604
März 1992
ISSN 0366-0885