



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH

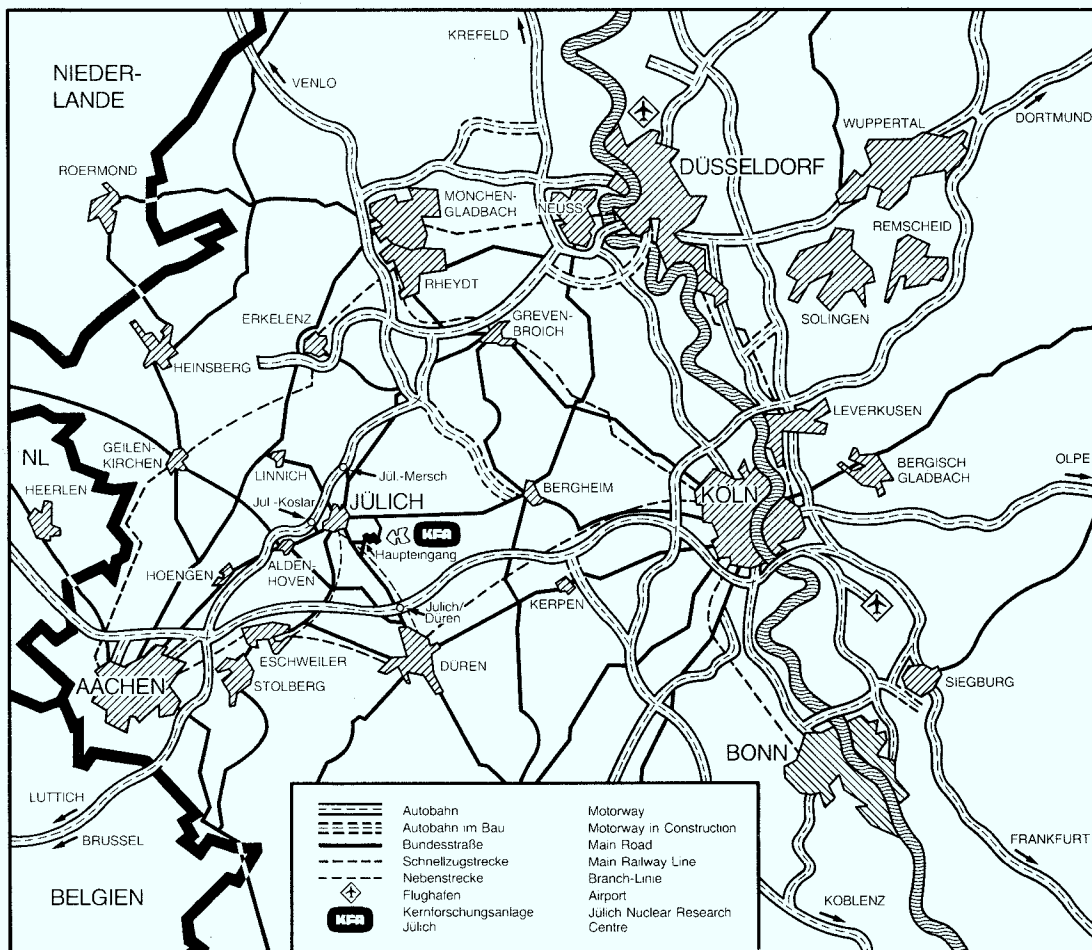
**Zentralabteilung Brennelement- und
Bestrahlungstechnologie**

**Grundlagen für die
Auswertung der Bestrahlungen zur
Anreicherungsreduzierung
im FRJ-2
(AF-Programm)**

von

G. Borchardt
W. Krug
L. Weise

**Jül-1889
Januar 1984
ISSN 0366-0885**



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Nr. 1889

Zentralabteilung Brennelement- und Bestrahlungstechnologie Jül - 1889

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)
Telefon: 02461/610 · Telex: 833566-0 kf d

**Grundlagen für die
Auswertung der Bestrahlungen zur
Anreicherungsreduzierung
im FRJ-2
(AF-Programm)**

von

G. Borchardt
W. Krug
L. Weise

ABSTRACT

For the evaluation of irradiation experiments in the framework of the AF-Programme (Enrichment Reduction for Research Reactors) a computer code for the determination of burn-up was developed. The energy-integral cross-sections, which were needed for this purpose, has been determined appropriate to the specific problem in question. First results of an evaluation are reported in this paper.

GRUNDLAGEN FÜR DIE
AUSWERTUNG DER BESTRAHLUNGEN ZUR
ANREICHERUNGSREDUZIERUNG
IM FRJ-2
(AF-PROGRAMM)

von
G. Borchardt
W. Krug
L. Weise

ZUSAMMENFASSUNG

Für die Auswertung von Bestrahlungsexperimenten im Rahmen des AF-Programms (Anreicherungsreduzierung für Forschungsreaktoren) wurde ein Rechenprogramm zur Bestimmung des Abbrandes entwickelt. Die dafür erforderlichen problemspezifischen energieintegralen Wirkungsquerschnitte wurden ermittelt. Erste Ergebnisse einer Auswertung werden hier berichtet.

INHALTSVERZEICHNIS

	Seite
1. Einleitung und Problemstellung	1
2. Reaktionsschema	1
2.1 Die Spaltung an Uran-235	1
2.2 Der Brutzyklus an Uran-238	1
3. Abbranddefinitionen	2
3.1 Abbrand Prozent Atom	2
3.2 Abbrand Prozent Fima	3
3.3 Abbrand Prozent Fima	4
4. Theoretische Grundlagen der Abbrandrechnung	5
5. Nukleare Daten	8
6. Das Rechenprogramm	12
7. Abhängigkeit der Flächenbelastung der Testplatten vom Uran-235-Gehalt	13
8. Anzahl der Spaltungen pro Brennstoff-Volumeneinheit	13
9. Erste Ergebnisse	15
10. Referenzen	15
11. Literatur	16

1. Einleitung und Problemstellung

Im Rahmen des AF-Programms (AF = Anreicherungsreduzierung für Forschungsreaktoren) werden im sogenannten AF-Loop-Jülich Testplatten mit hochdichtem, niedrigangereichertem Brennstoff bestrahlt. Die erste Serie von 10 Testplatten wird seit Juli 1983 im FRJ-2 (DIDO) der KFA Jülich bestrahlt.

Ein wesentliches Kriterium für die Beurteilung des Verhaltens der Testplatten ist der erreichte Abbrand und die pro Volumeneinheit des Brennstoffs erzielte Anzahl der Spaltungen. Der Abbrand ist auch ein Maß für die erforderliche Bestrahlungszeit. Für das laufende Experiment beträgt der Zielabbrand ≥ 60 Atom-% U-235.

Am Experiment wird die Leistung der Testplatten und die abgegebene Energie gemessen und registriert. Diese Meßgrößen dienen als Eingangswerte für die Berechnung des Abbrandes und der Anzahl der Spaltungen.

In diesem Bericht wird das Berechnungsverfahren dargestellt, und es werden erste Ergebnisse für das laufende Experiment präsentiert.

2. Reaktionsschema

Der Abbrand von spaltbarem und brütbarem Material wird durch die beiden folgenden Reaktionsmechanismen bestimmt.

2.1 Die Spaltung an Uran-235

Diese erfolgt durch Neutronen gemäß dem in Bild 1 gezeigten Reaktionsschema.

2.2 Der Brutzyklus an Uran-238

Dieser wird ebenfalls durch Neutronen nach dem Reaktionsschema in Bild 2 ausgelöst.

Die Zweige mit den gestrichelten Linien werden im Abbrand-Rechenprogramm nicht berücksichtigt. Die Berechtigung dazu ergibt sich aus der Kleinheit der Produkte dieser Nebenzweige gegenüber den Produkten der mit ausgezogenen Linien skizzierten Hauptzweige. Zahlenwerte, die diese Tatsache belegen, sind dem Kapitel 5 über nukleare Daten zu entnehmen.

3. Abbranddefinitionen

Das vorliegende Abbrand-Rechenprogramm berechnet den Abbrand nach verschiedenen Definitionen, die nachstehend referiert werden.

3.1 Abbrand Prozent Atom

Der Abbrand Prozent Atom ist die prozentuale Abnahme von Spaltstoffkernen bzw. Brutstoffkernen während der Bestrahlungszeit, bezogen auf die Anzahl der zu Bestrahlungsbeginn eingesetzten Kerne der betreffenden Spezies. Mit dieser Definition erhält man den Abbrand Prozent Atom am Spaltstoff und am Brutstoff nach den Beziehungen

$$A_{\%Atom}^{U-235}(t_B) = \left(1 - \frac{NU5(t_B)}{NU5(0)}\right) \cdot 100 [\%] \quad (1)$$

$$A_{\%Atom}^{U-238}(t_B) = \left(1 - \frac{NU8(t_B)}{NU8(0)}\right) \cdot 100 [\%] \quad (2)$$

Hierin bedeuten:

$A_{\%Atom}^{U-235}(t_B)$ den Abbrand Prozent Atom an U-235 am Ende der Bestrahlungszeit t_B ,

$A_{\%Atom}^{U-238}$ den entsprechenden Abbrand an U-238,

$NU5(0)$ die Anzahlen der am Zeitnullpunkt, d.h. zu Bestrahlungsbeginn,
 $NU8(0)$ eingesetzten U-235- bzw. U-238-Kerne
 und

$NU5(t_B)$ die entsprechenden, zur Zeit t_B noch vorhandenen Anzahlen.
 $NU8(t_B)$

Die Abbrände nach den Formeln (1) und (2) werden vom Rechenprogramm ausgegeben.

3.2 Abbrand Prozent Fifa

Der Abbrand Prozent Fifa (Fissions per Fissile Atom) gibt denjenigen Anteil des Abbrand Prozent Atom an, der durch Spaltung erzeugt worden ist, also den Einfang ausschließt.

Für die Spaltstoffkerne U-235 erhält man

$$A_{\%Fifa}^{U-235}(t_B) = \frac{\bar{\sigma}_{U5f}^E}{\bar{\sigma}_{U5f}^E + \bar{\sigma}_{U5e}^E} \cdot A_{\%Atom}^{U-235}(t_B) [\%] . \quad (3)$$

Hierin bedeuten

$A_{\%Fifa}^{U-235}(t_B)$ den Abbrand Prozent Fifa an U-235 am Ende der Bestrahlungszeit t_B ,

$\bar{\sigma}_{U5f}^E$ den spektral gemittelten effektiven Wirkungsquerschnitt der Spaltung an U-235-Kernen und

$\bar{\sigma}_{U5e}^E$ den entsprechenden Einfangquerschnitt.

Für die Brutstoffkerne U-238 erhält man

$$A_{\%Fifa}^{U-238} = \left[\frac{\bar{\sigma}_{PU9f}^E}{\bar{\sigma}_{PU9f}^E + \bar{\sigma}_{PU9e}^E} \cdot A_{PU9}(t_B) + \frac{\bar{\sigma}_{PU1f}^E}{\bar{\sigma}_{PU1f}^E + \bar{\sigma}_{PU1e}^E} \cdot A_{PU1}(t_B) \right] \cdot \frac{100}{NU8(0)} [\%] . \quad (4)$$

Hierin bedeuten:

$A_{\%Fifa}^{U-238}(t_B)$ den Abbrand Prozent Fifa an U-238 am Ende der Bestrahlungszeit t_B ,

$\bar{\sigma}_{PU9f}^E$ den spektral gemittelten effektiven Wirkungsquerschnitt der Spaltung an Pu-239-Kernen,

$\bar{\sigma}_{PU9e}^E$ den entsprechenden Einfangquerschnitt,

$\bar{\sigma}_{PU1f}^E$ den entsprechenden Spaltquerschnitt an Pu-241,

$\sigma_{\text{PU1e}}^{-\text{E}}$ den entsprechenden Einfangquerschnitt an Pu-241,

$\text{APU9}(t_B)$ die Anzahl der während der Bestrahlungszeit t_B verschwundenen, d.h. abgebrannten, Pu-239-Kerne und

$\text{APU1}(t_B)$ die entsprechende Anzahl von Pu-241-Kernen.

Zur Erzeugung der Zeitfunktionen $\text{APU9}(t_B)$ und $\text{APU1}(t_B)$ benutzen wir die nachstehend angegebene Kette einfacher Differenzbeziehungen

$$\begin{aligned} \text{AU8}(t_B) &= \text{NU8}(0) - \text{NU8}(t_B), \\ \text{AU9}(t_B) &= \text{AU8}(t_B) - \text{NU9}(t_B), \\ \text{ANP9}(t_B) &= \text{AU9}(t_B) - \text{NNP9}(t_B), \\ \text{APU9}(t_B) &= \text{ANP9}(t_B) - \text{NPU9}(t_B), \end{aligned} \quad (5)$$

$$\text{APU0}(t_B) = \frac{\sigma_{\text{PU9e}}^{-\text{E}}}{\sigma_{\text{PU9e}}^{-\text{E}} + \sigma_{\text{PU9f}}^{-\text{E}}} \text{APU9}(t_B) - \text{NPU0}(t_B) \text{ und}$$

$$\text{APU1}(t_B) = \text{APU0}(t_B) - \text{NPU1}(t_B).$$

Die Variablen $\text{AXXX}(t_B)$ bezeichnen die Anzahlen der im Zeitintervall $\langle 0, t_B \rangle$ verschwundenen Kerne, die Variablen $\text{NXXX}(0)$ und $\text{NXXX}(t_B)$ dagegen die zu den Zeitpunkten 0 bzw. t_B vorhandenen Kerne. Der Nuklid-Code XXX ist aus dem Reaktionsschema in Bild 2 verständlich.

Die Abbrände nach den Formeln (3) und (4) werden vom Rechenprogramm ausgegeben.

3.3 Abbrand Prozent Fima

Der Abbrand Prozent Fima (Fissions per Metal Aatoms) ist der Anteil des Abbrand Prozent Fima, der entweder vom Spaltstoff oder vom Brutstoff herührt. Er stellt also die prozentuale Anzahl der während der Bestrahlungszeit erfolgten Kernspaltungen, bezogen auf die Anzahl der ursprünglich eingesetzten Schwermetallkerne dar. Allein nach der Fima-Definition ist ein Gesamtabbrand sinnvoll, der sich additiv aus einer Komponente für den Spaltstoff und einer Komponente für den Brutstoff zusammensetzt.

Spaltstoffabbrand Fima, Brutstoffabbrand Fima und Gesamtabbrand Fima ergeben sich also nach den Formeln

$$A_{\%Fima}^{U-235}(t_B) = \frac{NU5(0)}{NU5(0) + NU8(0)} \cdot A_{\%Fifa}^{U-235}(t_B) [\%] , \quad (6)$$

$$A_{\%Fima}^{U-238}(t_B) = \frac{NU8(0)}{NU5(0) + NU8(0)} \cdot A_{\%Fifa}^{U-238}(t_B) [\%] \quad \text{und} \quad (7)$$

$$A_{\%Fima}^{U-235+U-238}(t_B) = \frac{NU(0)A_{\%Fifa}^{U-235}(t_B) + NU8(0)A_{\%Fifa}^{U-238}(t_B)}{NU5(0) + NU8(0)} [\%] . \quad (8)$$

Die Abbrände nach den Formeln (6) bis (8) werden vom Rechenprogramm ausgegeben.

4. Theoretische Grundlagen der Abbrandrechnung

Zur Berechnung der im vorigen Kapitel definierten Abbrände werden die zeitabhängigen Anzahlen sämtlicher nicht vernachlässigbarer Nuklide der Reaktionsschemata für Spaltung an Uran-235 nach Bild 1 und für Brüten an Uran-238 nach Bild 2 benötigt, dies sind die Zeitfunktionen $NU5(t)$, $NU8(t)$, $NU9(t)$, $NNP9(t)$, $NPU9(t)$, $NPU0(t)$ und $NPU1(t)$. Die beiden zuerst genannten dieser Funktionen sind einfache Exponentialfunktionen nach Gleichung (11) und folgen als Lösung der homogenen Differentialgleichung nach Gleichung (10), die die zeitliche Abnahme des Ausgangsnuklides mit der Reaktionswahrscheinlichkeit λ_0 beschreibt. Die weiteren Zeitfunktionen ergeben sich als Lösung eines komplizierten Systems linearer, gekoppelter und inhomogener Differentialgleichungen erster Ordnung mit konstanten Koeffizienten, deren unabhängige Variable wieder die Zeit t ist. Demgemäß sind die erhaltenen Ausdrücke in expliziter Schreibweise sehr unübersichtlich. Es gibt jedoch einen eleganten impliziten Formalismus der Darstellung der Lösungsfunktionen, der sich für die Programmierung gut eignet. Wir verweisen bezüglich der Ableitung auf die Literatur /1,2/ und teilen nur die Endformeln mit, die man mit relativ wenigen Statements in die Programmiersprache umsetzen kann. Sie sind durch die Gleichungen (11) und (12) gegeben.

Unser Formalismus erfordert zunächst eine zweckdienliche Modifikation der in Kapitel 2 gezeigten Reaktionsschemata, das ist - da die Spaltung

an Uran-235 wegen ihrer Trivialität rechentechnisch nicht beispielhaft erscheint - im wesentlichen das Brutschema nach Bild 2.

Eine anfänglich vorhandene Anzahl von N_0 Atomkernen eines bestimmten Nuklids wird vermindert entweder durch Neutroneneinfang oder durch Spaltung oder durch radioaktiven Zerfall oder möglicherweise durch eine andere denkbare Kernreaktion, und zwar entweder einzeln oder auch durch einige oder alle der genannten Reaktionen zusammen. Dieses Geschehen charakterisieren wir durch eine Reaktionskonstante λ_0 . Sie ist gewissermaßen die Wahrscheinlichkeit, mit der dieser Gesamtprozess stattfindet.

Ein Teil dieser Reaktionen führt in eine gewisse Richtung, die längs eines definierten Zweiges des fraglichen Reaktionsschemas verläuft. Dieser Anteil erhöht den Bestand an Kernen einer Sorte 1 und muß durch eine Reaktionskonstante ρ_0 gekennzeichnet werden, die der Wahrscheinlichkeit dieses Teilprozesses entspricht. Die Kernanzahl des mit der Wahrscheinlichkeit ρ_0 erzeugten Nuklides werde mit N_1 bezeichnet.

Dieser Prozess wiederholt sich, bis schließlich eine Nuklid-Spezies mit der Kernanzahl N_n erzeugt wird, deren Kerne entweder stabil gegenüber Umwandlung sind oder deren Folgeprodukte uns nicht interessieren. Die dieser Kernart zuzuordnende Reaktionswahrscheinlichkeit λ_n muß also entweder von Natur her identisch Null sein oder wird doch von uns auf Null gesetzt.

Das Reaktionsschema nach dem eben beschriebenen Prinzip ist in Bild 3 verdeutlicht.

Da in Bild 3 die senkrecht nach unten verlaufenden Pfeile die gesamte Abnahme der in den Kästchen stehenden Anzahlen N_v der v -ten Nuklid-Spezies; $v = 0, 1, 2, \dots, n-1$; infolge sämtlicher beteiligter Reaktionen symbolisieren, die waagerechten Pfeile dagegen nur die partiellen Verminderungen von N_v längs des Hauptpfades durch den Brutzyklus darstellen, muß immer

$$\rho_v \leq \lambda_v ; v = 0, 1, 2, \dots, n-1; \quad (9)$$

gelten. Beispielsweise lehrt die Betrachtung von Bild 2, daß die totale Abnahme von Pu-239 durch Einfang und Spaltung gemäß einer gesamten Reaktionswahrscheinlichkeit $\lambda = (\bar{\sigma}_{\text{Pu9e}}^E + \bar{\sigma}_{\text{Pu9f}}^E)\phi_{\text{tot}}$, die partielle Abnahme von

Pu-239 allein durch Einfang gemäß der partiellen Reaktionswahrscheinlichkeit $\rho = \frac{\sigma_{\text{PUGe}}^E}{\sigma_{\text{PUGe}}^E} \phi_{\text{tot}}$ beschrieben wird, woraus sofort $\rho < \lambda$ folgt. ϕ_{tot} ist die energieintegrale Neutronenflußdichte in einem definierten Energiebereich.

Wir sind nun in der Lage, die Formeln für die Zeitfunktionen $N_v(t)$; $v = 0, 1, 2, \dots, n$; die die Lösungsfunktionen für das ihnen zugrunde liegende Differentialgleichungssystem darstellen, hinzuschreiben. Die erste derselben erfordert eine sehr einfache Sonderbehandlung und kann sofort als Lösung der bekannten Differentialgleichung

$$\frac{d}{dt} N_0(t) + \lambda_0 N_0 = 0 \quad (10)$$

in der Form

$$N_0(t) = N_0(0) e^{-\lambda_0 t} \quad (11)$$

angegeben werden.

Alle weiteren Zeitfunktionen lassen sich in der sehr kompakten Schreibweise

$$N_v(t) = N_0(0) \sum_{k=1}^v \left\{ \frac{e^{-\lambda_0 t} - e^{-\lambda_k t}}{\lambda_k - \lambda_0} \cdot \frac{\prod_{i=0}^{v-1} \rho_i}{\prod_{\substack{j=1 \\ j \neq k}}^v (\lambda_j - \lambda_k)} \right\} ; \quad (12)$$

$$v = 1, 2, \dots, n;$$

darstellen. Die Operationen $\sum$ und $\prod$ bezeichnen in üblicher Weise die Summe bzw. das Produkt der nachfolgenden Operanden. Das Produkt im Nenner von Gleichung (12) enthält nur die Differenzen $\lambda_j - \lambda_k$ für $j \neq k$. Die in den Gleichungen (10) bis (12) auftretenden Größen λ_v und ρ_v ; $v = 0, 1, 2, \dots$; sind mit den weiter oben eingeführten totalen und partiellen Reaktionswahrscheinlichkeiten identisch.

In Bild 4 ist das allgemeine Reaktionsschema unseres Formalismus nach Bild 3 auf den Brutzyklus an Uran-238 gemäß Bild 2 mit den dort getroffenen Vernachlässigungen spezialisiert. Die hier auftretenden Bezeichnungen wurden

früher erklärt oder sind früher erklärten analog gewählt. λ_{U9} und λ_{NP9} sind die radiologischen Zerfallskonstanten von U-239 bzw. Np-239.

5. Nukleare Daten

Für die Berechnung der Abbrände nach den verschiedenen Definitionen in Kapitel 3 mit Hilfe des in Kapitel 4 beschriebenen Formalismus werden numerische Werte der totalen Reaktionswahrscheinlichkeiten λ_v und der partiellen Reaktionswahrscheinlichkeiten ρ_v , $v = 0, 1, 2, \dots$; des $(n+1)$ -gliedrigen Reaktionsschemas in Bild 3 benötigt. Die Bestimmungsgleichungen dieser Reaktionskonstanten sind für den Brutzyklus an Uran-238 in Bild 4 angegeben. Für die Spaltung an Uran-235 kommt noch die Größe $\lambda'_0 = (\bar{\sigma}_{U5e}^E + \bar{\sigma}_{U5f}^E) \phi_{\text{tot}}$ hinzu. Die dafür insgesamt erforderlichen nuklearen Daten werden nachstehend unter Angabe ihrer Herkunft reportiert.

Die radiologischen Zerfallskonstanten λ_{U9} von U-239 und λ_{NP9} von Np-239 sind der Karlsruher Nuklidkarte /3/ entnommen. Man erhält

$$\lambda_{U9} = 4,916 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1} \text{ und}$$

$$\lambda_{NP9} = 3,407 \cdot 10^{-6} \text{ s}^{-1}.$$

Die als Reaktionsraten im gegebenen Neutronenfeld darzustellenden Reaktionskonstanten sind allgemein als ein Produkt einer energieintegralen Neutronenflußdichte in einem definierten Energiebereich mit einem spektral gemittelten effektiven Wirkungsquerschnitt aufzufassen. Es ist für die Abbrandrechnung grundsätzlich willkürlich, zwischen welchen Energiegrenzen die Neutronenflußdichte angegeben wird, wenn man nur dieselbe korrekt bei der Definition des effektiven Wirkungsquerschnittes berücksichtigt. Es gibt jedoch zwei gewichtige Gründe, die thermische Neutronenflußdichte zu verwenden.

1. Die thermische Neutronenflußdichte kann besonders gut mit thermischen Aktivierungsdetektoren, vornehmlich Kobalt-Sonden, gemessen werden. Dadurch ist ein direkter Vergleich zwischen der aus einer Leistungsmessung gefolgerten Neutronenflußdichte und der mittels dem Experiment beigefügten thermischen Aktivierungsdetektoren gemessenen Neutronenflußdichte möglich.

2. Thermische Neutronenflußdichtewerte aus Aktivierungs-sondenmessungen, vornehmlich aus Messungen mit Kobalt-Sonden, stehen bereits in großer Anzahl für die vorgesehene 6V-Position im DIDO zur Verfügung, bzw. werden weiter routinemäßig neu erstellt.

Wir definieren demnach als zu verwendenden effektiven thermischen Wirkungsquerschnitt für Spaltung die spektral gemittelte Größe

$$\bar{\sigma}_{XXXf}^E = \frac{\int_0^{\infty} \sigma_{XXXf}(E) \phi_E(E) dE}{\int_0^{E_g} \phi_E(E) dE} \quad [\text{cm}^2], \quad (13)$$

analog für Einfang

$$\bar{\sigma}_{XXXe}^E = \frac{\int_0^{\infty} \sigma_{XXXe}(E) \phi_E(E) dE}{\int_0^{E_g} \phi_E(E) dE} \quad [\text{cm}^2]. \quad (14)$$

Hierin bedeuten

XXX den aus dem Reaktionsschema in Bild 1 und Bild 2 verständlichen Nuklid-Code,

$\sigma_{XXXf}(E) [\text{cm}^2]$ den differentiellen Wirkungsquerschnitt für die Spaltung am Nuklid XXX,

$\sigma_{XXXe}(E) [\text{cm}^2]$ den differentiellen Wirkungsquerschnitt für den Einfang am Nuklid XXX,

$\phi_E(E) [\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1} \text{eV}^{-1}]$ die spektrale Neutronenflußdichte, auch Neutronenspektrum genannt, und

$E_g [\text{eV}]$ die Grenzünergie zwischen der thermischen und der epithermischen Spektrum-Komponente.

Die thermische Neutronenflußdichte ϕ_{th} definieren wir durch die Beziehung

$$\phi_{th} = \int_0^{E_g} \phi_E(E) dE. \quad (15)$$

Zur Ermittlung der effektiven thermischen Wirkungsquerschnitte nach den Formeln (13) und (14) benötigt man für den gesamten Energiebereich die differentiellen Wirkungsquerschnitte $\sigma(E)$ der nach den Reaktionsschemata in Bild 1 und in Bild 2 erforderlichen Nuklide im allgemeinen für Spaltung und Einfang sowie das Neutronenspektrum $\phi_E(E)$. Die differentiellen Wirkungsquerschnitte wurden vornehmlich einer kombinierten GAM-THERMOS-Bibliothek entnommen, wobei die GAM-Bibliothek die epithermischen und schnellen Wirkungsquerschnitte und die THERMOS-Bibliothek die thermischen Wirkungsquerschnitte liefert. Für den Einfang an Uran-238 stand ein genauerer Wirkungsquerschnitt im gesamten Energiebereich aus der ENDF/B-IV-Bibliothek zur Verfügung.

Als Neutronenspektrum $\phi_E(E)$ wurde eine Spektralverteilung verwendet, die mit dem dreidimensionalen Monte-Carlo-Transportprogramm KENO /4/ unter Benutzung des modularen Reaktor-Programm-Systems RSYST /5/ berechnet worden war /6/. Genauer gesagt handelt es sich dabei um das arithmetische Mittel von separat nach der vorstehenden Methode berechneten Spektralverteilungen für die fünf Brennelementplatten im oberen Testbrennelement des in einem 6V-Kanal im DIDO eingesetzten AF-Loop. Die resultierende Spektralverteilung ist in Bild 5 gezeigt. Darin wurde die spektrale Neutronenflußdichte in relativen Einheiten der Lethargie $u = \ln(E_0/E)$, also die Spektralfunktion $\phi_u(u) = E\phi_E(E)$, gegen die Energie E in bilogarithmischem Maßstab aufgetragen.

Aus der in Bild 5 dargestellten Spektralverteilung kann man die Grenzenenergie E_g bestimmen. Einer viel verwendeten Definition zufolge ist die Grenzenenergie E_g diejenige Energie, bei der die thermische und die epithermische spektrale Neutronenflußdichte einander gleich sind. Danach erhält man aus Bild 5 den Wert für die Grenzenenergie zu $E_g \approx 0,28$ eV.

Da das gerechnete Neutronenspektrum und sämtliche Wirkungsquerschnittbibliotheken in verschiedenen Gruppenstrukturen vorlagen, war vor der Durchführung der Integrationen in den Gleichungen (13) und (14) eine Anpassung derselben erforderlich.

Das gerechnete Neutronenspektrum weist 53 Gruppen auf. Die GAM-Bibliothek enthält 68 Gruppen, die THERMOS-Bibliothek 30 Gruppen. Der Wirkungsquerschnitt für den Einfang an Uran-238 aus der ENDF/B-IV-Bibliothek stand

in der 620-Gruppen-Struktur der SAND-II-Bibliothek zur Verfügung.

Aus rechentechnischen Gründen im Hinblick auf vorhandene Programme wählten wir als einheitliche Energiegruppenstruktur die zuletzt genannte 620-Gruppen-Struktur der SAND-II-Bibliothek. Die hohe Gruppenanzahl ist also ausschließlich durch die Praxis bestimmt und spiegelt keine entsprechend hohe Energieauflösung wieder.

Zur Umwandlung der genannten Energieverteilungen in diese Struktur fand ein FORTRAN-Rechenprogramm /7/ Anwendung, das auf der Interpolation dieser Verteilungen durch natürliche kubische Spline-Funktionen beruht /8/.

Die Berechnung der Integrale in den Gleichungen (13) und (14) erfolgte durch ein FORTRAN-Rechenprogramm basierend auf der abschnittsweisen Integration durch ein Newtonsches Interpolationspolynom mit jeweils vier Stützstellen /7/. Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind in der nachfolgenden Tabelle zusammengestellt.

Nuklid	Reaktions- charakter	Bezeichnung	Integraler Wirkungsquerschnitt
U -235	Spaltung	$\bar{\sigma}_{U5f}^E$	395,04 barn
U -235	Einfang	$\bar{\sigma}_{U5e}^E$	71,51 barn
U -238	Einfang	$\bar{\sigma}_{U8e}^E$	8,896 barn
Np-239	Einfang	$\bar{\sigma}_{NP9e}^E$	55,642 barn
Pu-239	Spaltung	$\bar{\sigma}_{Pu9f}^E$	656,25 barn
Pu-239	Einfang	$\bar{\sigma}_{PU9e}^E$	281,65 barn
Pu-240	Einfang	$\bar{\sigma}_{PU0e}^E$	361,74 barn
Pu-241	Spaltung	$\bar{\sigma}_{PU1f}^E$	795,58 barn
Pu-241	Einfang	$\bar{\sigma}_{PU1e}^E$	327,72 barn

Effektive thermische Wirkungsquerschnitte
für Spaltung und Einfang

6. Das Rechenprogramm

Zur Ermittlung der integralen Neutronenflußdichte ϕ_{tot} aus der gemessenen Spaltleistung wurde ein iterativ arbeitendes BASIC-Rechenprogramm geschrieben, dessen Flußdiagramm und Programmliste in den Bildern 6 und 7 dargestellt sind.

Eingangsdaten sind die Gewichte von Uran-235 und Uran-238 zum Bestrahlungszeitpunkt $t=0$, die Bestrahlungszeit t_B in der betrachteten Reaktorperiode, die über die Reaktorperiode gemittelte Spaltleistung L_{gem} (gemessen), sowie die Vorbestrahlungsgeschichte, die gekennzeichnet ist durch die Bestrahlungszeit vor der betrachteten Reaktorperiode t_{Bvor} und die in dieser Zeitspanne akkumulierte Neutronenfluenz ϕ_{vor} .

Um die über die Bestrahlungszeit t_B als konstant angenommene Neutronenflußdichte ϕ_{tot} zu erhalten, wird zunächst der Abbrand zum Zeitpunkt $t_{\text{Bvor}} + t_B/2$ und damit die erzeugte Spaltleistung für eine angenommene Neutronenflußdichte berechnet. Je nach Ergebnis wird die Neutronenflußdichte erhöht bzw. erniedrigt und dies iterativ so lange fortgesetzt, bis gemessene und berechnete Spaltleistung übereinstimmen. Es wird der Zeitpunkt $t_{\text{Bvor}} + t_B/2$ gewählt, weil die gemessene Spaltleistung die über die Reaktorperiode gemittelte Spaltleistung ist.

Stimmen gemessene und berechnete Spaltleistung überein, dann werden der Abbrand und die Mengen an spaltbaren Materialien für den Zeitpunkt $t_{\text{Bvor}} + t_B$ berechnet und die Ergebnisse einschließlich der iterativ bestimmten Neutronenflußdichte ϕ_{tot} ausgedruckt.

Um den Abbrand für künftige Bestrahlungszeiten vorauszuberechnen, wurde ein zweites BASIC-Rechenprogramm geschrieben, dessen Flußschema und Programmliste die Bilder 8 bzw. 9 zeigen.

Eingangsdaten sind wieder die Gewichte von Uran-235 und Uran-238, sowie die durch das erste Rechenprogramm gefundene Neutronenflußdichte ϕ_{tot} . In Abhängigkeit von der Bestrahlungszeit t_B (Schrittweite Δt_B) werden der Abbrand, die Mengen an spaltbaren Materialien und die Spaltleistung bis zur vorgegebenen maximalen Bestrahlungszeit t_{Bmax} berechnet und aufgelistet.

7. Abhängigkeit der Flächenbelastung der Testplatten vom Uran-235-Gehalt

Für die Auslegung weiterer Testbrennelemente für das AF-Loop-Jülich ist die Kenntnis der Abhängigkeit der Flächenbelastung der Testplatten vom U-235-Gehalt erforderlich. Diese läßt sich aus den Ergebnissen der ersten Testplattenbestrahlung AF-E1 ermitteln.

Da der Reaktor zu Beginn der Bestrahlung von AF-E1 nur mit reduzierter Leistung gefahren ist (19,7 MW) und eine lineare Extrapolation auf die volle Leistung von 23 MW nicht möglich ist, wurde die maximale Flächenbelastung jeweils am Anfang der bisherigen Reaktorperioden $\dot{q}_A$ über dem U-235-Abbrand A5 aufgetragen (Bild 10) und daraus die entsprechende maximale Flächenbelastung zu Beginn der Bestrahlung zu ca. 82 W/cm^2 ermittelt. Diese ist einem Brennstoffgehalt von 4300 mg pro Testplatte zugeordnet. Maximale Flächenbelastung $\dot{q}_{\text{max}}$ und Brennstoffgehalt G_{U5} sind in erster Näherung linear voneinander abhängig. Diese Abhängigkeit ist in Bild 11 dargestellt, wobei die Geradensteigung durch den eingetragenen Meßpunkt bestimmt wird.

8. Anzahl der Spaltungen pro Brennstoff-Volumeneinheit

Ein Maß für die Materialschädigung und damit ein Maß für die Betriebszeit ist die Anzahl der pro Brennstoff-Volumeneinheit erzeugten Kernspaltungen.

Man geht davon aus, daß bis zu einem kritischen Wert ein lineares Schwellen des Brennstoffs erfolgt. Erst oberhalb desselben tritt überproportionales Schwellen ein.

Dieser kritische Wert für die Anzahl der Spaltungen pro Brennstoff-Volumeneinheit ist materialabhängig. Der Brennstoff U_3O_8 , der in den Referenztestplatten des AF-Loop-Jülich eingesetzt ist, kann bis zu einem Wert von $1,1 \cdot 10^{21}$ Spaltungen/ cm^3 als qualifiziert angesehen werden [9,11]. Der kritische Wert wird deutlich darüber liegen ($>1,3 \cdot 10^{21}$?). Die entsprechenden Werte für Silizide liegen erheblich über denen für U_3O_8 [10].

Die Anzahl der Spaltungen N_{Sp} pro Volumeneinheit wird wie folgt bestimmt:

$$N_{Sp} = \frac{1000 \cdot 3600 \cdot E_B}{V_m \cdot E_{Sp} \cdot f_V} \text{ [cm}^{-3} \text{]}. \quad (16)$$

Hierin bedeuten:

E_B [kWh] die vom Brennelement abgegebene Energie,

E_{Sp} [Ws] die pro Spaltung freigesetzte Energie,

$E_{Sp} = 3,2747 \cdot 10^{-11}$ Ws/Spaltung,

f_V den Energieverlustfaktor,

$f_V = 0,855$ und

V_m [cm³] das Measvolumen des Brennelementes,

$V_m = 42,4 \text{ cm}^3$.

Damit erhält man

$$N_{Sp} = 1,2858 \cdot 10^{17} \cdot E_B / V_m \text{ [cm}^{-3} \text{]}. \quad (17)$$

Die vom Brennelement abgegebene Energie wird über die momentane Brennelementleistung von der Datenerfassungs- und Verarbeitungsanlage des Experimentes bestimmt und registriert.

Alle 30 Sekunden wird die momentane Brennelementleistung über die Wärmebilanz des Kühlwassers bestimmt. Dafür werden Wasseraufheizung und Wasserdurchsatz gemessen und daraus die Leistung berechnet.

Unter der Annahme, daß während der 30 Sekunden zwischen zwei Messungen die Leistung konstant bleibt, wird die während dieser Zeit abgegebene Brennelementenergie durch Multiplikation der momentanen Leistung mit dem Zeitintervall von 30 Sekunden bestimmt. Die Addition dieser Einzelwerte ergibt die bis zu diesem Zeitpunkt insgesamt abgegebene Brennelementenergie.

Diese Angabe erfolgt in kWh.

Der Energieverlustfaktor f_V berücksichtigt den Teil der bei einer Spaltung erzeugten Energie E_{Sp} , der vom Brennelement nicht absorbiert wird und daher nicht zur Aufheizung desselben beiträgt. Dieser Energieanteil setzt sich aus der Energie der erzeugten Neutrinos und aus einem Teil der Energie (ca. 50 %) der freigesetzten Gamma-Strahlung zusammen.

Würde man diesen Energieanteil vernachlässigen, so würde ein geringer Abbrand vorgetäuscht werden.

Bild 12 zeigt die Abhängigkeit der Anzahl der Spaltungen pro cm^3 Meatvolumen in Abhängigkeit vom U-235-Abbrand für die laufende erste Bestrahlung des AF-Loop-Jülich.

9. Erste Ergebnisse

Das AF-Loop-Jülich wurde am 13. Juli 1983 in Betrieb genommen.

Der erste Bestrahlungseinsatz, der zur Zeit noch im Betrieb ist, enthält 10 Testplatten mit den nachfolgend aufgeführten Daten:

Brennstoff	Uran-Dichte [g/cm ³]	U-235-Dichte [g/cm ³]	Anreicherung [%]	Plattenzahl
U ₃ O ₈	2,34	0,94	40,00	2
U ₃ Si ₂ -Al	4,75	0,94	19,75	3
U ₃ Si ₂ -Al	5,04	1,00	19,75	2
U ₃ Si-Al	6,05	1,19	19,75	3

Brennstoffdaten für Testplatten

Der Gehalt an U-235 beträgt 4300 mg pro Testplatte.

Bis zum 18.12.1983 war das Experiment über 5 Reaktorbetriebsperioden mit einer Bestrahlungszeit von 99,8 Volllasttagen eingesetzt. Der bis dahin erreichte U-235-Abbrand beträgt 36,0 %, die Anzahl der Spaltungen pro cm^3 Meatvolumen $8,1 \cdot 10^{20}$. In der Tabelle Bild 13 sind alle wesentlichen Daten dazu zusammengestellt.

Der Zielabbrand von 60 % U-235 wird nach einer Bestrahlungszeit von ca. 200 Volllasttagen erreicht werden.

10. Referenzen

Herr H.B. Müller von der Zentralabteilung für Allgemeine Technologie (ZAT) der KFA hat die GAM-Bibliothek und die THERMOS-Bibliothek der Wir-

kungsquerschnitte auf Datenträger zur Verfügung gestellt. Die Berechnung des Neutronenspektrums im AF-Loop führte Herr R.D. Neef vom Institut für Reaktorentwicklung (IRE) durch /6/. Beiden Herren wird hiermit gedankt.

11. Literatur

- /1/ Cords, H.: Formel zur Berechnung von Kettenreaktionen mit n Zwischenreaktionen. IRW-TN-47/72, August 1972.
- /2/ INCE, E.L.: Ordinary Differential Equations. New York, Dover Publications, Inc., 1956, p. 133 ff.
- /3/ Seelmann-Eggebert, W., G. Pfennig, H. Münzel und H. Klewe-Nebenius: Karlsruher Nuklidkarte, 5. Auflage, 1981.
- /4/ Whitesides, G.E., und N.F. Cross: CTC-5, Oak Ridge Computer Technology Center, 1969.
- /5/ Rühle, R.: RSYST - Ein integriertes Modulsystem mit Datenbasis zur automatischen Berechnung von Kernreaktoren. IKE, Berichte Nr. 4 bis 12, Juli 1973.
- /6/ Neef, R.D.: Berechnung der Anreicherung und der Bestrahlungszeit für die Testplatten des AF-Programms. Jül-Spez-160, Juli 1982.
- /7/ Weise, L.: Neutronenspektrumentfaltungen aus gemessenen Sondenaktivierungen - Das FORTRAN-Rechenprogramm SAND-MX2. Jül-1837, März 1983.
- /8/ Späth, H.: Spline-Algorithmen zur Konstruktion glatter Kurven und Flächen. München-Wien, R. Oldenbourg Verlag, 1978.
- /9/ Krull, W.: Zur Qualifizierung von U_3O_8 als Brennstoff für Forschungsreaktoren. GKSS 83/E/26, Geesthacht, 1983.
- /10/ Krull, W.: Zur Qualifikation von U_3Si_2 als Brennstoff für Forschungsreaktoren (Stand November 1983). GKSS 83/E/64, Geesthacht, 1983.
- /11/ Krull, W.: Aspekte des Genehmigungsverfahrens für die Anreicherungsreduktion bei Forschungsreaktoren. GKSS 83/E/27, Geesthacht, 1983.

U-235 $\xrightarrow{\text{Einfang}}$ U-236

Spaltung

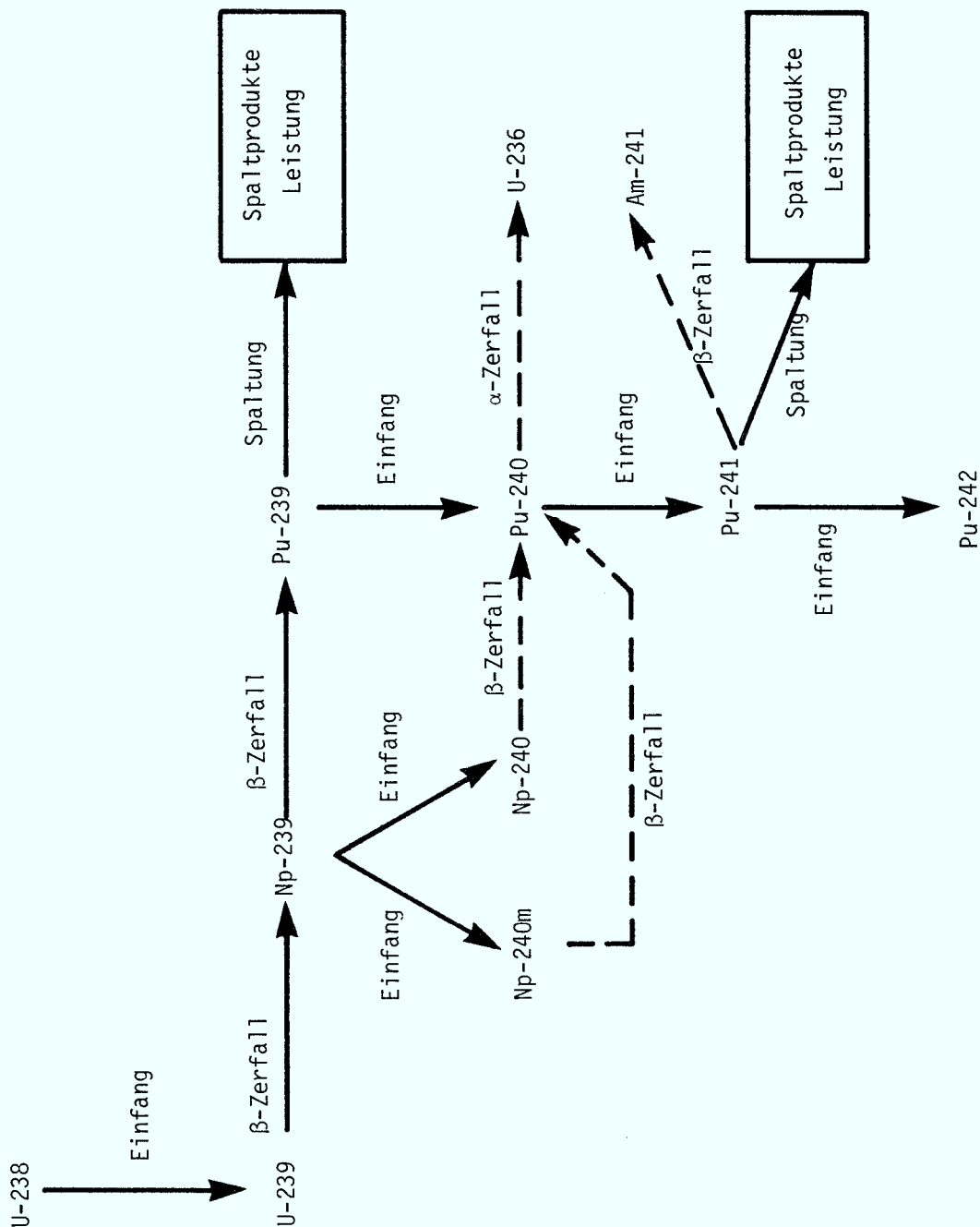
Spaltprodukte
Leistung

KFA 57 20-06 VAR

KFA Jülich
GmbH
ZBB

Reaktionsschema für die Spaltung an Uran-235

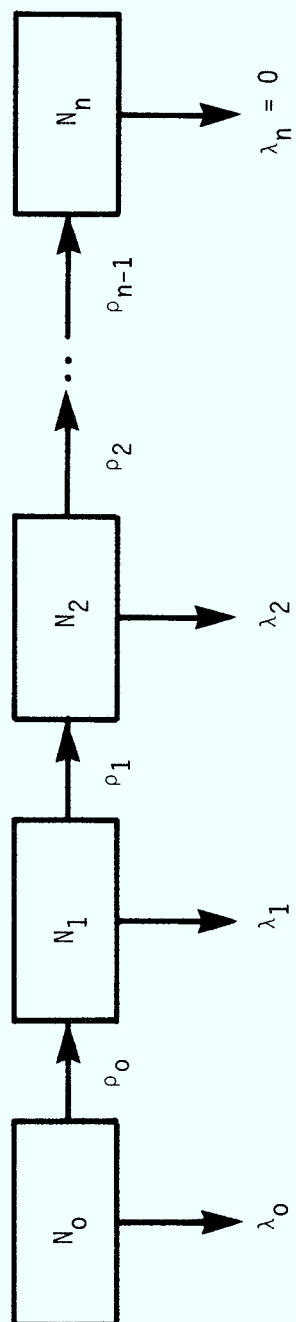
Bild 1



KFA Jülich
GmbH
ZBB

Reaktionsschema des Brutvorganges an Uran-238

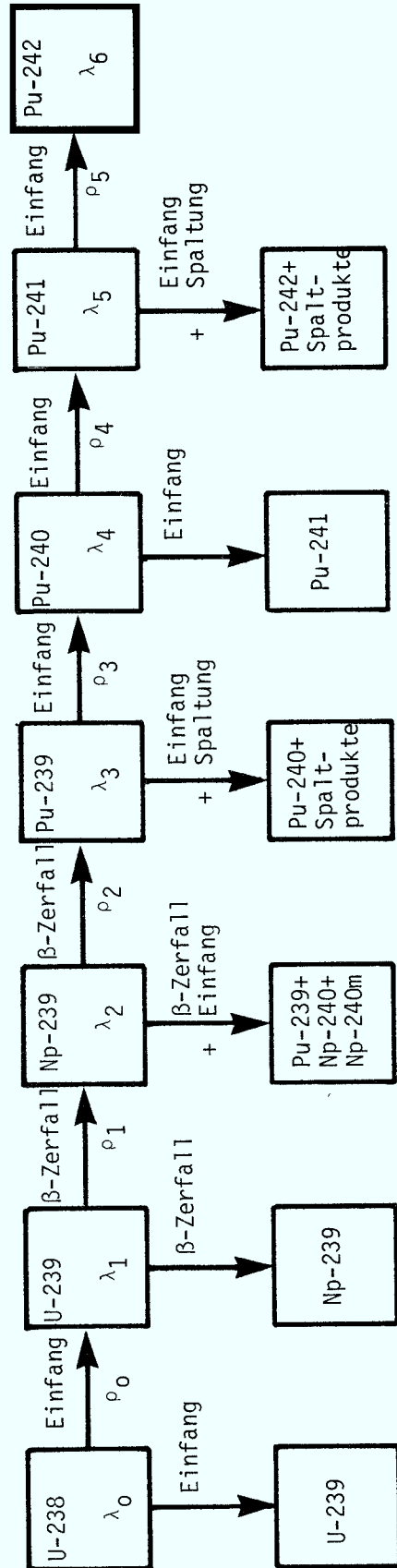
Bild 2



KFA Jülich
GmbH
ZBB

Modifiziertes Reaktionsschema zur Berechnung
zeitabhängiger Nuklid-Teilchenzahlen

Bild 3



$$\lambda_0 = \rho_0 = \sigma_{U8e}^{-E} \phi_{tot}$$

$$\lambda_1 = \rho_1 = \lambda_{U9}$$

$$\lambda_2 = (\sigma_{NP9ge}^{-E} + \sigma_{NP9me}^{-E}) \phi_{tot} + \lambda_{NP9} = \sigma_{NP9e}^{-E} \phi_{tot} + \lambda_{NP9}$$

$$\lambda_3 = (\sigma_{PU9e}^{-E} + \sigma_{PU9f}^{-E}) \phi_{tot}$$

$$\lambda_4 = \rho_4 = \sigma_{PU0e}^{-E} \phi_{tot}$$

$$\lambda_5 = (\sigma_{PU1e}^{-E} + \sigma_{PU1f}^{-E}) \phi_{tot}$$

$$\lambda_6 = 0$$

$$\rho_2 = \lambda_{NP9}$$

$$\rho_3 = \sigma_{PU9e}^{-E} \phi_{tot}$$

$$\rho_5 = \sigma_{PU1e}^{-E} \phi_{tot}$$

KFA Jülich
GmbH
ZBB

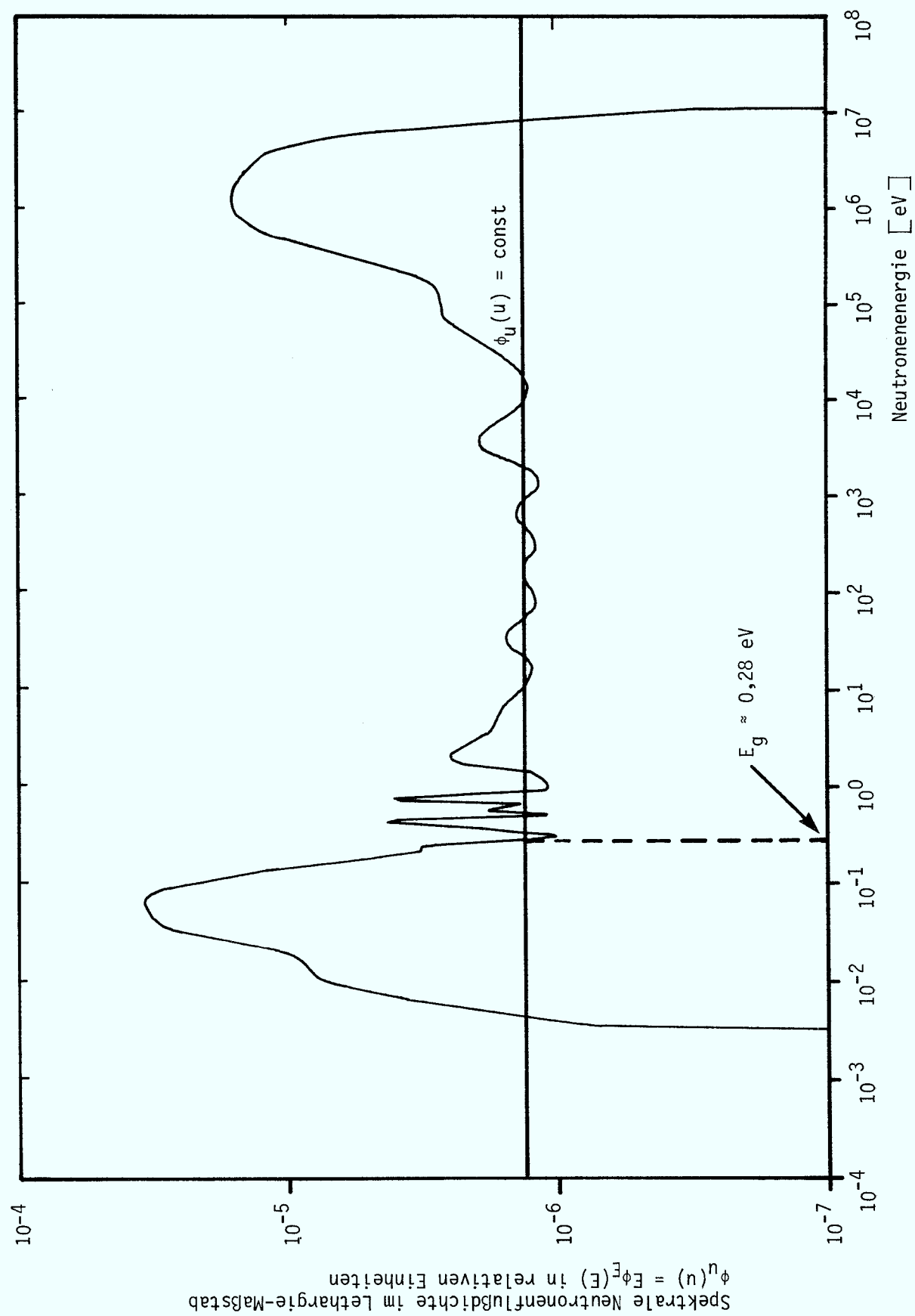
Modifiziertes Reaktionsschema des Brutvorganges
an Uran-238

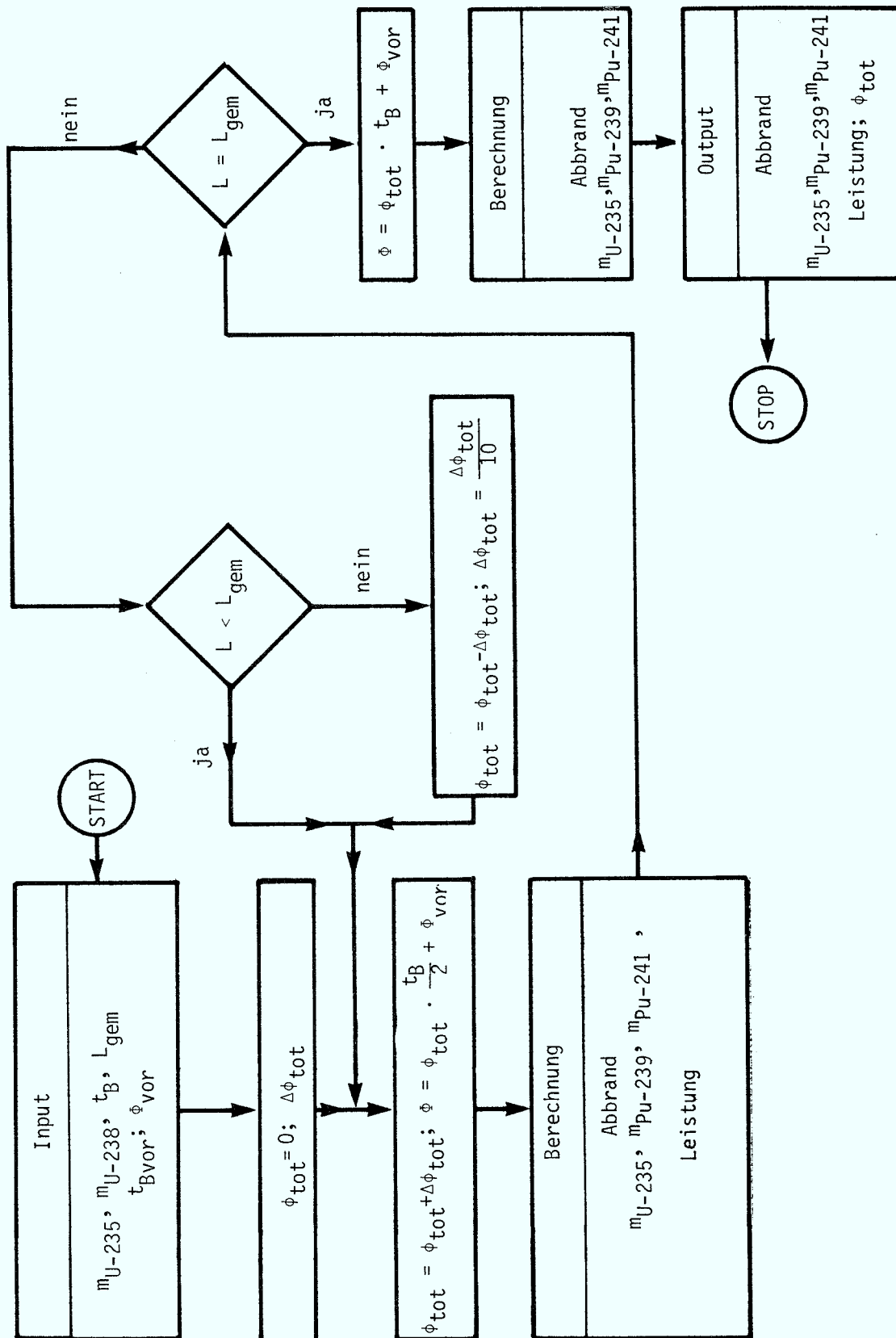
Bild 4

KFA Jülich
GmbH
ZBB

Neutronenspektrum im oberen Testbrennelement
des AF-Loop
Spektrale Flußdichte gemittelt über alle fünf
Brennstoffplatten

Bild 5





```

10 'BERECHNUNG DES FLUSSES AUS LEISTUNG UND TB
20 DIM LAMBDA(6),RHO(6),NVT(7)
30 DEF FNAZHL(X)=6.02252E23/X
50 OPEN"O",#1,"COMO:"
60 INPUT"KENNUNG?",K$
70 INPUT"GEWICHT U235 IN G?",GU235:N0U235=GU235*FNAZHL(235)
80 INPUT"GEWICHT U238 IN G?",GU238:N0U238=GU238*FNAZHL(238)
85 INPUT"VOR-FLUENZ?",FLVOR
86 INPUT"VOR-TB IN TAGEN?",TBVOR:TBVOR=TBVOR*86400
90 PRINT"WEITERE PERIODE?"
100 A$=INPUT$(1):IF A$="J" THEN 110 ELSE IF A$=CHR$(13) THEN PRINT#1,CHR$(12):CLOSE#1:END ELSE 100
110 INPUT"TB IN TAGEN?",TB:TB=TB*86400
120 INPUT"GEM.LEISTUNG IN KW?",LGEM:LGEM=LGEM*1000
121 INPUT"PERIODE?",PER$
125 ITER=1:TB=TB/2
130 FLUSS=0:DFLUSS=1E14
140 FLUSS=FLUSS+DFLUSS:FLUENZ=FLUSS*TB+FLVOR
141 SOUND 8,3
150 FLUSS1=FLUENZ/(TBVOR+TB)
160 FOR I=1 TO 7:NVT(I)=0:NEXT I
170 ABBU235=0:FIFAU235=0:FIMAU235=0:IF GU235=0 THEN 260
180 'U235-ABBRAND
190 SEU235=71.51E-24:SFU235=395.04E-24
200 LAMBDA(1)=(SEU235+SFU235)*FLUSS1
210 N0=N0U235:N=0:GOSUB 860:NVT(1)=NVONT
220 ABBU235=(N0U235-NVT(1))*100/N0U235
230 FIFAU235=ABBU235*SFU235/(SEU235+SFU235)
240 FIMAU235=FIFAU235*N0U235/(N0U235+N0U238)
250 IF ITER=1 THEN LU235=NVT(1)*SFU235*FLUSS*3.2747E-11*0.855
260 ABBU238=0:FIFAU238=0:FIMAU238=0:IF GU238=0 THEN 570
270 'U238-ABBRAND
280 SEU238=8.896E-24
290 DECAU239=4.91594E-4
300 SENP239=55.642E-24:DECANP239=3.40660E-6
310 SEPU239=281.65E-24:SFPU239=656.25E-24
320 SEPU240=361.74E-24
330 SEPU241=327.72E-24:SFPU241=795.58E-24
340 LAMBDA(1)=SEU238*FLUSS1:RHO(1)=SEU238*FLUSS1
350 LAMBDA(2)=DECAU239:RHO(2)=DECAU239
360 LAMBDA(3)=DECANP239+SENP239*FLUSS1:RHO(3)=DECANP239
370 LAMBDA(4)=(SEPU239+SFPU239)*FLUSS1:RHO(4)=SEPU239*FLUSS1
380 LAMBDA(5)=SEPU240*FLUSS1:RHO(5)=SEPU240*FLUSS1
390 LAMBDA(6)=(SEPU241+SFPU241)*FLUSS1:RHO(6)=SEPU241*FLUSS1
400 N0=N0U238
410 N=0:GOSUB 860:NVT(2)=NVONT
420 N=1:GOSUB 860:NVT(3)=NVONT
430 N=2:GOSUB 860:NVT(4)=NVONT
440 N=3:GOSUB 860:NVT(5)=NVONT
450 N=4:GOSUB 860:NVT(6)=NVONT
460 N=5:GOSUB 860:NVT(7)=NVONT
470 ABBU238=(N0U238-NVT(2))*100/N0U238
480 A1=(N0U238-NVT(2))*RHO(1)/LAMBDA(1)-NVT(3)
490 A2=A1*RHO(2)/LAMBDA(2)-NVT(4)
500 A3=A2*RHO(3)/LAMBDA(3)-NVT(5)
510 A4=A3*RHO(4)/LAMBDA(4)-NVT(6)

```

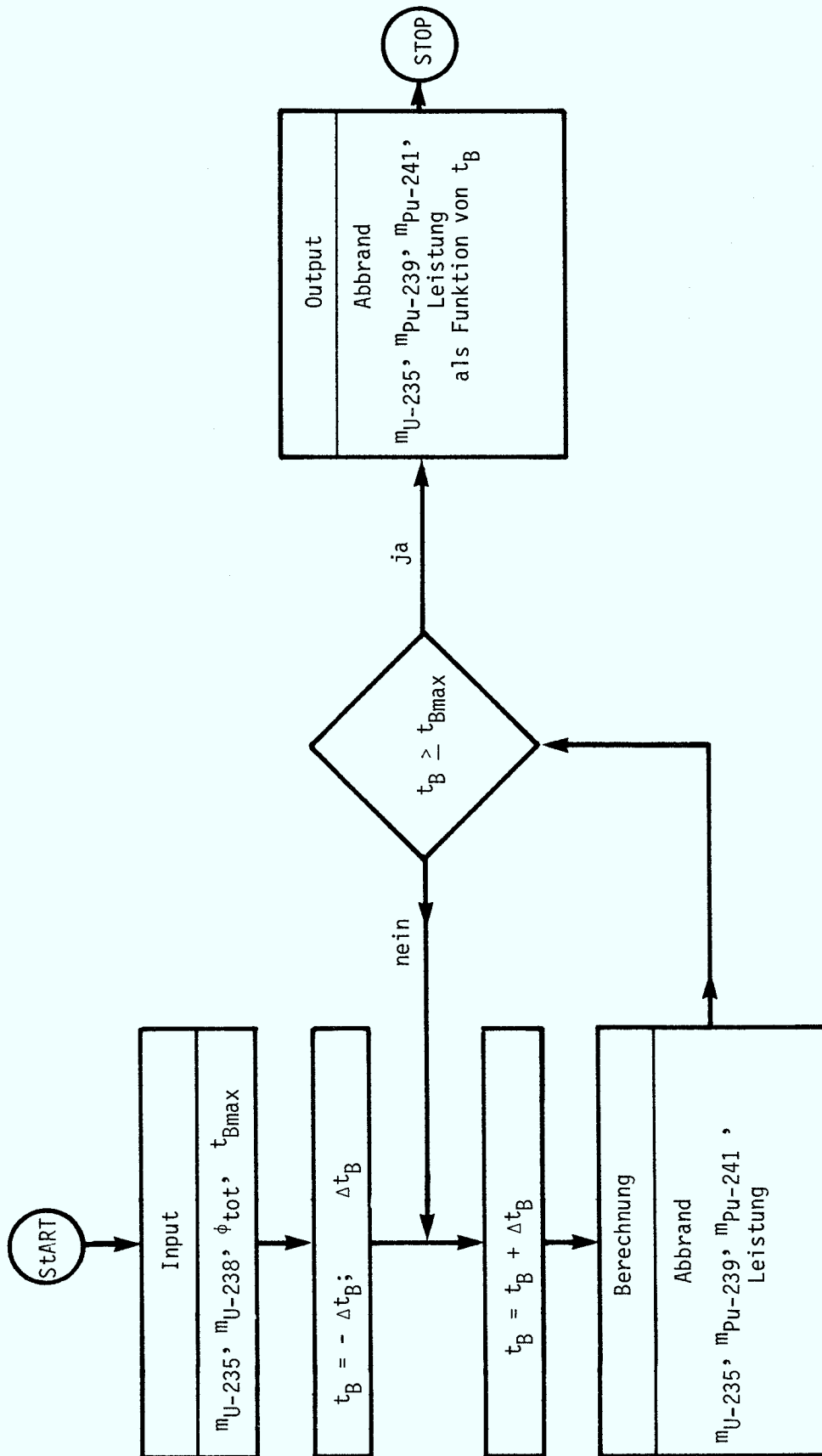
Bild 7 Programmliste zur Berechnung der Neutronenflußdichte

```

520 A5=A4*RHO(5)/LAMBDA(5)-NVT(7)
530 FIFAU238=(A5*SFP239/(SEPU239+SFP239)+A5*SFP241/(SEPU241+SFP241))*100/N0U238
540 FIMAU238=FIFAU238*N0U238/(N0U235+N0U238)
550 IF ITER=1 THEN LPU239=NVT(5)*SFP239*FLUSS*3.2747E-11*0.855
560 IF ITER=1 THEN LPU241=NVT(7)*SFP241*FLUSS*3.2747E-11*0.855
570 LGES=LU235+LPU239+LPU241:FIMAGES=FIMAU235+FIMAU238
575 IF ITER=1 THEN 580 ELSE 630
580 IF LGES>=0.9999*LGEM AND LGES<=1.0001*LGEM THEN ITER=2:TB=TB*2:FLUENZ=FLUSS*TB+FLVOR:GOTO 150
590 IF LGES<LGEM THEN 140
600 FLUSS=FLUSS-DFLUSS:DFLUSS=DFLUSS/10
601 SOUND 1,3
610 IF FLUSS<0 THEN FLUSS=0
620 GOTO 140
630 PRINT#1,CHR$(12);CHR$(27);"!";CHR$(37);"FLUSS- UND ABBRAND-BERECHNUNG";CHR$(10);CHR$(10)
640 PRINT#1,CHR$(27);"!";CHR$(4);CHR$(27);"0";CHR$(137);
650 GOSUB 960
660 PRINT#1,"EXPERIMENT: ";K$
661 PRINT#1,"PERIODE: ",PER$;CHR$(10);CHR$(10)
670 PRINT#1,"TEIL-BESTRAHLUNGSZEIT: ";TB/86400;" TAGE"
680 PRINT#1,"GESAMT-BESTRAHLUNGSZEIT: ";(TB+TBVOR)/86400;" TAGE"
690 PRINT#1,"GEMESSENE LEISTUNG: ";LGEM/1000;" KW";CHR$(10);CHR$(10)
700 GOSUB 960
710 PRINT#1,"U235";CHR$(10)
720 PRINT#1,"ANF-GEWICHT: ";6U235;" G"
730 PRINT#1,"END-GEWICHT: ";NVT(1)/FNAZHL(235);" G";CHR$(10)
740 PRINT#1,"% - ATOM: ";ABBU235;CHR$(10);"% - FIFA: ";FIFAU235;CHR$(10);"% - FIMA: ";FIMAU235;CHR$(10)
750 PRINT#1,"LEISTUNG: ";LU235/1000;" KW";CHR$(10);CHR$(10)
760 GOSUB 960
770 PRINT#1,"U238";CHR$(10)
780 PRINT#1,"ANF-GEWICHT: ";6U238;" G"
790 PRINT#1,"END-GEWICHT: ";NVT(2)/FNAZHL(238);" G";CHR$(10)
800 PRINT#1,"PU - 239: ";NVT(5)/FNAZHL(239);" G";CHR$(10);"PU - 241: ";NVT(7)/FNAZHL(241);" G";CHR$(10)
810 PRINT#1,"% - ATOM: ";ABBU238;CHR$(10);"% - FIFA: ";FIFAU238;CHR$(10);"% - FIMA: ";FIMAU238;CHR$(10)
820 PRINT#1,"LEISTUNG: ";(LPU239+LPU241)/1000;" KW";CHR$(10);CHR$(10)
830 GOSUB 960
840 PRINT#1:PRINT#1:PRINT#1,"FLUSS: ";FLUSS;" N/CM^2*SEC":PRINT#1,"FLUENZ: ";FLUENZ;" N/CM^2";CHR$(10)
850 PRINT#1,"% - FIMA: ";FIMAGES:FLVOR=FLUENZ:TBVOR=TBVOR+TB:GOTO 90
860 X=LAMBDA(1)*(TB+TBVOR):EL0=0:NVONT=0
870 IF X<80 THEN EL0=EXP(-X)
880 IF N>0 THEN 890 ELSE NVONT=N0*EL0:GOTO 950
890 FOR L=1 TO N:Z=N0:D=LAMBDA(L+1)-LAMBDA(1)
900 FOR M=1 TO N:Z=Z*RHO(M)
910 IF M<L THEN D=D*(LAMBDA(M+1)-LAMBDA(L+1))
920 NEXT M:X=LAMBDA(L+1)*(TB+TBVOR):IF D=0 THEN D=1E-10
930 IF X<80 THEN NVONT=NVONT-Z*(EXP(-X)-EL0)/D ELSE NVONT=NVONT+Z*EL0/D
940 NEXT L
950 RETURN
960 FOR J=1 TO 11:PRINT#1,"-----";:NEXT J:PRINT#1:PRINT#1:RETURN

```

Bild 7 Programmliste zur Berechnung der Neutronenflußdichte
(Fortsetzung)



```

10 'ABBRAND ALS FUNKTION VON TB
20 DIM LAMBDA(6),RHO(6),NVT(7)
30 DEF FNAZHL(X)=6.02252E23/X
40 INPUT"KENNUNG?",K$
50 INPUT"GEWICHT U235 IN G?",GU235:N0U235=GU235*FNAZHL(235)
60 INPUT"GEWICHT U238 IN G?",GU238:N0U238=GU238*FNAZHL(238)
70 INPUT"FLUSS?",FLUSS
80 INPUT"TBMAX IN TAGEN?",TBMAX:TBMAX=TBMAX*86400
90 OPEN"0",#1,"COM0":PRINT#1,CHR$(12);CHR$(27);"!";CHR$(37);"ABBRAND-BERECHNUNG";CHR$(10);CHR$(10)
100 PRINT#1,CHR$(27);"!";CHR$(4);CHR$(27);"0";CHR$(137);
110 PRINT#1,"EXPERIMENT: ";K$;CHR$(10);CHR$(10)
120 PRINT#1,"FLUSS: ";FLUSS; " N/CM*2*SEC,      GEWICHT(U235): ";GU235; " G,      GEWICHT(U238): ";GU238; " G";CHR$(10)
130 PRINT#1,TAB(22);"<";FOR J=1 TO 14:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1," U235 ";FOR J=1 TO 14:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1,">";
140 PRINT#1,TAB(64);"<";FOR J=1 TO 14:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1," U238 ";FOR J=1 TO 14:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1,">";
150 PRINT#1,TAB(106);"< GESAMT >"
160 PRINT#1,TAB(1);"TAB";TAB(9);"FLUENZ";TAB(23);"% - ATOM";TAB(36);"% - FIFA";TAB(49);"% - FIMA";
170 PRINT#1,TAB(65);"% - ATOM";TAB(78);"% - FIFA";TAB(91);"% - FIMA";TAB(107);"% - FIMA";CHR$(10)
180 FOR AUS=1 TO 2:DTB=10*86400:TB=-DTB:IF AUS=1 THEN 290
190 PRINT#1,CHR$(27);"!";CHR$(37);"LEISTUNG-BERECHNUNG";CHR$(10);CHR$(10)
200 PRINT#1,CHR$(27);"!";CHR$(4);CHR$(27);"0";CHR$(137);
210 PRINT#1,"EXPERIMENT: ";K$;CHR$(10);CHR$(10)
220 PRINT#1,"FLUSS: ";FLUSS; " N/CM*2*SEC,      GEWICHT(U235): ";GU235; " G,      GEWICHT(U238): ";GU238; " G";CHR$(10)
230 PRINT#1,TAB(22);"<";FOR J=1 TO 8:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1," U235 ";FOR J=1 TO 7:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1,">";
240 PRINT#1,TAB(51);"<";FOR J=1 TO 20:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1," U238 ";FOR J=1 TO 21:PRINT#1,"-";NEXT J:PRINT#1,">";
250 PRINT#1,TAB(106);"< GESAMT >"
260 PRINT#1,TAB(1);"TAB";TAB(9);"FLUENZ";TAB(23);" GEWICHT";TAB(36);"LEISTUNG";TAB(52);" GEWICHT";
270 PRINT#1,TAB(65);"PU - 239";TAB(78);"PU - 241";TAB(91);"LEISTUNG";TAB(107);"LEISTUNG"
280 PRINT#1,TAB(26);"(G)";TAB(38);"(KW)";TAB(55);"(G)";TAB(68);"(G)";TAB(81);"(G)";TAB(93);"(KW)";TAB(109);"(KW)";CHR$(10)
290 TB=TB+DTB:FLUENZ=FLUSS*TB
300 FOR I=1 TO 7:NVT(I)=0:NEXT I
310 ABBU235=0:FIFAU235=0:FIMAU235=0:LU235=0:IF GU235=0 THEN 400
320 'U235-ABBRAND
330 SEU235=71.51E-24:SFU235=395.04E-24
340 LAMBDA(1)=(SEU235+SFU235)*FLUSS
350 N0=N0U235:N=0:GOSUB 850:NVT(1)=NVONT
360 ABBU235=(N0U235-NVT(1))*100/N0U235
370 FIFAU235=ABBU235*SFU235/(SEU235+SFU235)
380 FIMAU235=FIFAU235*N0U235/(N0U235+N0U238)
390 LU235=NVT(1)*SFU235*FLUSS*3.2747E-11*0.855
400 ABGU238=0:FIFAU238=0:FIMAU238=0:LPU239=0:LPU241=0:IF GU238=0 THEN 720
410 'U238-ABBRAND
420 SEU238=8.896E-24
430 DECAU239=4.91594E-4
440 SENP239=55.642E-24:DECANP239=3.40660E-6
450 SEPU239=281.65E-24:SFPU239=656.25E-24
460 SEPU240=361.74E-24
470 SEPU241=327.72E-24:SFPU241=795.58E-24
480 LAMBDA(1)=SEU238*FLUSS:RHO(1)=SEU238*FLUSS
490 LAMBDA(2)=DECAU239:RHO(2)=DECAU239
500 LAMBDA(3)=DECANP239+SENP239*FLUSS:RHO(3)=DECANP239
510 LAMBDA(4)=(SEPU239+SFPU239)*FLUSS:RHO(4)=SEPU239*FLUSS
520 LAMBDA(5)=SEPU240*FLUSS:RHO(5)=SEPU240*FLUSS
530 LAMBDA(6)=(SEPU241+SFPU241)*FLUSS:RHO(6)=SEPU241*FLUSS
540 N0=N0U238
550 N=0:GOSUB 850:NVT(2)=NVONT

```

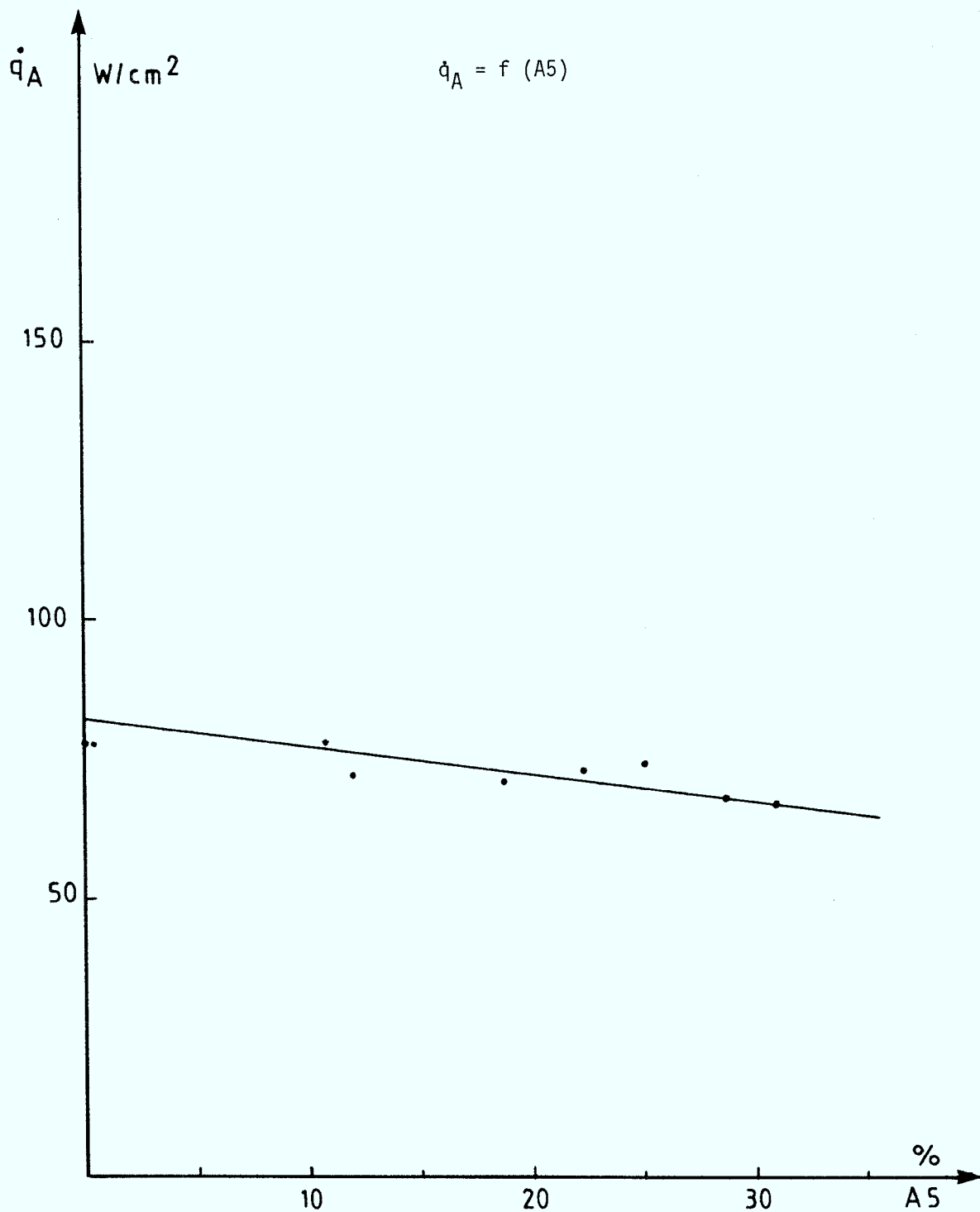
Bild 9 Programmliste zur Abbrandberechnung

```

560 N=1:GOSUB 850:NVT(3)=NVONT
570 N=2:GOSUB 850:NVT(4)=NVONT
580 N=3:GOSUB 850:NVT(5)=NVONT
590 N=4:GOSUB 850:NVT(6)=NVONT
600 N=5:GOSUB 850:NVT(7)=NVONT
610 ABBU238=(N0U238-NVT(2))*100/N0U238
620 A1=(N0U238-NVT(2))*RHO(1)/LAMBDA(1)-NVT(3)
630 A2=A1*RHO(2)/LAMBDA(2)-NVT(4)
640 A3=A2*RHO(3)/LAMBDA(3)-NVT(5)
650 A4=A3*RHO(4)/LAMBDA(4)-NVT(6)
660 A5=A4*RHO(5)/LAMBDA(5)-NVT(7)
670 FIFAU238=(A3*SFPU239/(SEPU239+SFPU239)+A5*SFPU241/(SEPU241+SFPU241))*100/N0U238
680 FIMAU238=FIFAU238*N0U238/(N0U235+N0U238)
690 LPU239=NVT(5)*SFPU239*FLUSS*3.2747E-11*0.855
700 LPU241=NVT(7)*SFPU241*FLUSS*3.2747E-11*0.855
710 LU238=LPU239+LPU241
720 LGES=LU235+LPU239+LPU241:FIMAGES=FIMAU235+FIMAU238
730 IF AUS=1 THEN 790
740 PRINT#1,USING "#### #.##### ";TB/86400;FLUENZ;
750 PRINT#1,USING " #.#####";NVT(1)/FNAZAH(235);LU235/1000;PRINT#1," ";
760 PRINT#1,USING " #.#####";NVT(2)/FNAZAH(238);NVT(5)/FNAZAH(239);NVT(7)/FNAZAH(241);LU238/1000;
770 PRINT#1," ";PRINT#1,USING " #.#####";LGES/1000
780 GOTO 840
790 PRINT#1,USING "#### #.##### ";TB/86400;FLUENZ;
800 PRINT#1,USING " #.#####";ABBU235;FIFAU235;FIMAU235;
810 PRINT#1," ";
820 PRINT#1,USING " #.#####";ABBU238;FIFAU238;FIMAU238;
830 PRINT#1," ";PRINT#1,USING " #.#####";FIMAGES
840 IF TB<TBMAX THEN 290 ELSE PRINT#1,CHR$(12):NEXT AUS:CLOSE#1:END
850 X=LAMBDA(1)*TB:EL0=0:NVONT=0
860 IF X<80 THEN EL0=EXP(-X)
870 IF N>0 THEN 880 ELSE NVONT=N0*EL0:GOTO 940
880 FOR L=1 TO N:Z=N0:D=LAMBDA(L+1)-LAMBDA(L)
890 FOR M=1 TO N:Z=Z*RHO(M)
900 IF M<>L THEN D=D*(LAMBDA(M+1)-LAMBDA(L+1))
910 NEXT M:X=LAMBDA(L+1)*TB:IF D=0 THEN D=1E-10
920 IF X<80 THEN NVONT=NVONT-Z*(EXP(-X)-EL0)/D ELSE NVONT=NVONT+Z*EL0/D
930 NEXT L
940 RETURN

```

Bild 9 Programmliste zur Abbrandberechnung
(Fortsetzung)

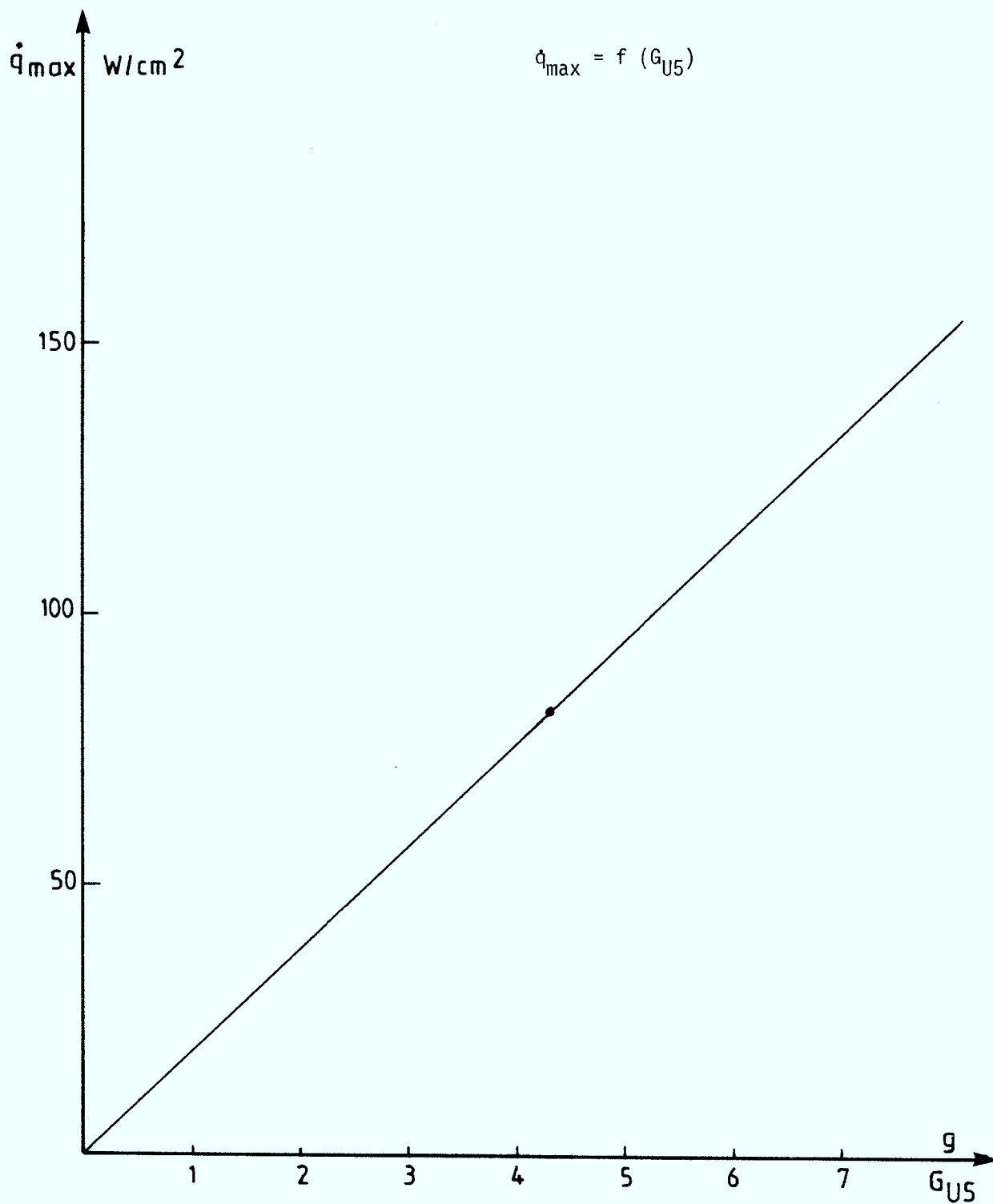


KFA 57.20-06 VAR

KFA Jülich
GmbH
ZBB

Verlauf der Flächenbelastung $\dot{q}_A$ als Funktion
des Abbrandes

Bild 10

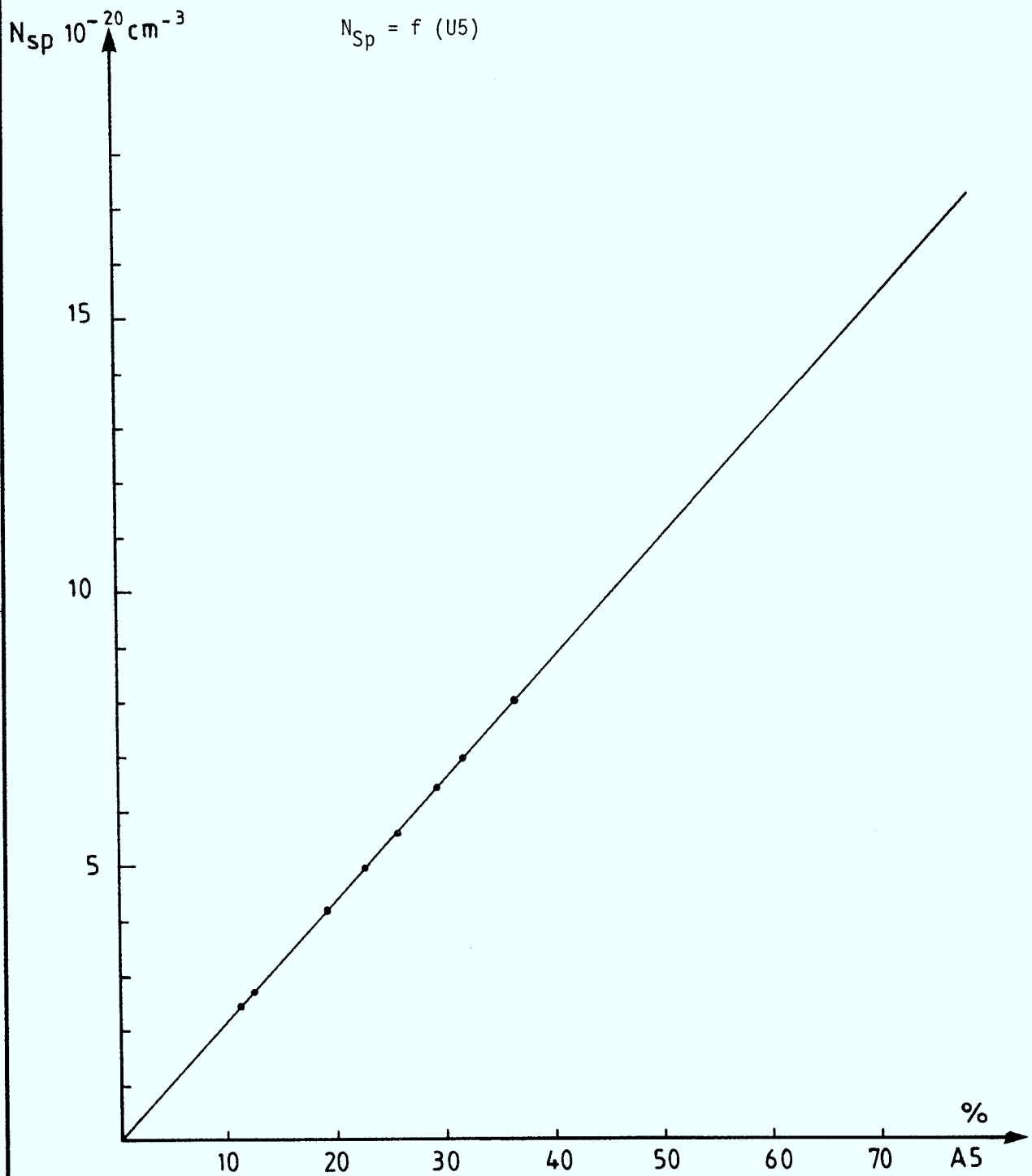


KFA 57.20-06 VAR

KFA Jülich
GmbH
ZBB

Maximale Flächenbelastung $\dot{q}_{\max}$ als Funktion
des U5-Gehaltes einer Testplatte

Bild 11



KFA 57.20-06 VAR

KFA Jülich
GmbH
ZBB

Anzahl der Spaltungen pro cm^3 Meatvolumen
als Funktion des U5-Abbrandes für AF-Loop-
Jülich, Bestrahlungseinsatz E1

Bild 12

[illegible]

