

KFK-382

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

November 1965

KFK 382

Institut für Angewandte Reaktorphysik

Zur Frage der Bestimmung neutronenphysikalischer Größen von Natrium-gekühlten Schnellen Brutreaktoren mit der SNEAK-2-Anordnung

R. Durand-Smet

Forschungszentrum Karlsruhe GmbH
in der Helmholtz-Gemeinschaft
Hauptabteilung Bibliothek und Medien



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

November 1965

KFK 382

Institut für Angewandte Reaktorphysik

Zur Frage der Bestimmung neutronenphysikalischer Größen von Natrium-
gekühlten Schnellen Brutreaktoren mit der SNEAK-2-Anordnung⁺)

von

R. Durand-Smet

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

⁺) Diese Arbeit wurde im Rahmen der Assoziation zwischen der Europäischen Atomgemeinschaft und der Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe, auf dem Gebiet der Schnellen Reaktoren durchgeführt.

Abstract

The first part of this report describes the theoretical and practical problems which arise in the simulation of the large fast breeder reactors: technique of two-zoned assemblies, effects of the material inhomogeneity, methods of calculation and replacement of an expensive material by a mixture of two cheap materials. The SNEAK-2 Assembly is thus described and the essential neutronic properties (criticality factor, extrapolated dimensions, reactivity worth of materials at the center of the assembly) are indicated. These properties have been calculated in spherical or cylindrical geometry with the help of the 16-group-YOM-set and the 26-group-ABN-set. The criticality factors which result from both calculations differ only by 0,6 %. The neutron lifetimes on the contrary are 20 % different ($2,75 \cdot 10^{-7}$ sec with the YOM-set and $3,37 \cdot 10^{-7}$ sec with the ABN-set). That indicates that the ABN-spectrum is to a great degree softer than the YOM-spectrum.

The safety coefficients are also given. The structural solid parts of the core make any radial expansions unrealistic at temperature below the melting points of the fuels, so that in practice only the axial parts of the expansion have to be considered, and consequently these safety coefficients are relatively low. The temperature-coefficient occurring through homogeneous heating of all the core-materials is $\frac{\Delta k}{k \Delta T} = - 0,4 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$ and the power-coefficient in an adiabatic excursion is $\frac{\Delta k}{k \Delta E} = - 9 \cdot 10^{-4} / 1000 \text{ MWsec}$. The Doppler effect, which has been calculated by E.A.Fischer with the ABN-set, is $T \frac{\Delta k/k}{\Delta T} = - 0.0043$ for the whole core. As a result, it appears that by an adiabatic excursion of 500 MWsec, the drop of reactivity would be 0.56 %; more than 90 % of this effect is due to the Doppler Effect.

In the second part of the report, the effects of sodium voiding are investigated in detail. One has to consider at first the possible consequences of the different sodium accidents: partial or total voiding in a small zone anywhere in the core (local disturbance of the cooling conditions); total voiding of a large part of the core (boiling of the sodium, or interruption of the sodium flow in a few channels); partial or total loss of sodium in the whole core (break-down of the pumps, relatively slow power excursion). One has also to con-

sider the limited possibilities to perform significant measurements and the corresponding correct calculations which describe these possible accidents. Only a few limiting cases fulfill these conditions. These considerations lead to the definition of three different sodium-coefficients: first, the local danger coefficient, which has to be determined in each point of the core-axis and of the radial direction; secondly, the void-coefficient, which has mainly to be determined in large central zones of the core; and finally the density-coefficient of sodium in core, which concerns the effect of an homogeneous voiding of sodium in the whole core.

These three coefficients are calculated. It is believed, that their combination makes possible the evaluation of any sodium-accident in terms of reactivity.

The YOM-set gives a danger-coefficient of $+ 16 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ of voided sodium in the centre, of $- 8 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ at the periphery of the core, and the corresponding mean temperature coefficient of the sodium in the core is $- 0,5 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$. The maximum void-coefficient occurs by voiding a central zone of radius 30-35 cm; the corresponding gain of reactivity is $+ 0,34 \%$.

The ABN-set leads to a danger-coefficient of $+ 6 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ at the centre, of $- 10 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ at the periphery of the core, and the maximum void-coefficient is $+ 0,13 \%$. Both coefficients can be measured without difficulty, the danger-coefficient anywhere along the axis by the oscillator technique, the void coefficient by moving the control-rods.

The density coefficient of Sodium is about proportional to the percent of voided sodium (YOM-set); for a complete voiding it results in a reactivity-loss of $1,9 \%$. Its measurement is complicated by the long time to change and discharge the core, the amount of core-material quantities involved, and the large variation of reactivity. These disadvantages could be reduced by voiding the sodium in only a small part of the core, for example a fourth. On the other hand, the result of the measurement is believed to be strongly dependent on the reflector composition.

Einleitung:

Die "Schnelle Nullenergie Anordnung Karlsruhe", SNEAK, ist eine Experimentiereinrichtung mit deren Hilfe grundlegende Kenngrößen über die Physik schneller Reaktoren gewonnen, physikalische und technische Daten für die Auslegung eines schnellen Brutreaktors bestimmt, und Informationen über die Sicherheit schneller Reaktoren vor allem mit keramischen Brennstoffen gesammelt werden sollen.

SNEAK ist zwar im technischen Aufbau verschieden von anderen schon existierenden ähnlichen Anlagen (ZPR III, ZPR VI (1/2/3) und ZEBRA in Winfrith /4/), jedoch spielen diese Unterschiede hinsichtlich der Physik der Reaktorsimulation keine wesentliche Rolle.

Die Core- und Blanketelemente von SNEAK bestehen aus quadratischen Rohren, die mit kleinen Plättchen bzw. Stäben aus den verschiedenen Reaktormaterialien gefüllt werden. SNEAK ist eine ungeteilte Anordnung: Nach dem Beladen werden die Elemente in eine Tragplatte von unten eingehängt und durch eine Spanneinrichtung gehalten. Hierdurch wird eine gute Reproduzierbarkeit erreicht. Die Corezone kann ein Volumen von 3 000 Liter einnehmen, und die Flexibilität der Anlage macht beliebige Änderungen der Coregröße, Geometrie, Materialzusammensetzung und Kernbrennstoffmengen möglich.

Mit SNEAK sollen u. a. Daten zur Beurteilung der inhärenten Sicherheit großer schneller Natriumgekühlter Reaktoren gewonnen werden. Von besonderem Interesse ist dabei die Messung des Natrium-Reaktivitätskoeffizienten. In dieser Arbeit werden im ersten Teil einige Probleme formuliert, die bei der Simulierung eines Cores in einer kleinen Zone auftreten; die Möglichkeit, Reaktormaterial wie Natrium oder Sauerstoff durch eine bestimmte Mischung von zwei anderen Materialien (wie Aluminium und Graphit) zu simulieren, wird untersucht. Dann wird das Na-gekühlte Reaktorsystem SNEAK 2 beschrieben und neutronenphysikalische Rechnungen zu dieser Anordnung aufgestellt. Der 2. Teil dieser Arbeit ist der Untersuchung

des Natrium-Reaktivitätskoeffizienten gewidmet. Drei Koeffizienten werden bestimmt, die theoretisch und experimentell eindeutig definierbar sind und mit deren Hilfe die Folgen eines Kühlmittelunfalls beurteilt werden können. Diese Koeffizienten werden mit Hilfe eines eindimensionalen Diffusionsprogrammes und eines 16-Gr.-Satzes (evtl. auch mit Hilfe eines 26-Gr.-Satzes) berechnet und diskutiert.

1. Die Probleme der Simulierung und die SNEAK 2 Anordnung

1.1 Problematik der Simulierung

Ziel der Simulierung ist es, einen Reaktor oder eine Reaktorzone in einer vereinfachten Anordnung so nachzubilden, daß die wichtigsten Kenngrößen des simulierten Reaktors auch in der Anordnung möglichst genau gemessen werden können.

1.1.1 Probleme bei dem Coreaufbau mit den eigentlichen Reaktormaterialien

a) Heterogenitätseffekte bei schnellen Reaktoren

Aufgrund der relativ kleinen Wirkungsquerschnitte im Bereich hoher Energien spielt die detaillierte Geometrie der Core-Elemente keine große Rolle. Die sogenannten "Heterogenitätseffekte", die bei den thermischen Reaktoren einen Reaktivitätsbetrag von $\frac{\Delta k}{k} = 5$ bis 10 % erreichen können, betragen bei den schnellen Reaktoren nur etwa 0,5 bis 1 %.

Deswegen kann man schnelle Reaktoren mit Materialien beliebiger Form (z.B. Plättchen oder Stäbe) nachbilden, ohne den Reaktivitätswert und das Reaktorvolumen erheblich zu ändern. Die Benützung von Plättchen macht die Anlage sehr flexibel, da die Core-Zusammensetzung fast kontinuierlich variiert werden kann.

Bei speziellen Experimenten jedoch müssen im Prinzip die Heterogenitätseffekte berücksichtigt werden. Dies ist der Fall, wenn ein Resonanzstreuer entfernt werden muß (Natrium-Void-Experiment). Der Effekt ist aufgrund des Flußabfalls im Resonanz-Energiebereich von der Dicke der Probe abhängig. Außerdem hängt auch der Effekt davon ab, wo in der periodischen Materialanordnung die Probe entnommen wird, da die hohen Flüsse im Inneren einer periodischen Zelle lokale Unterschiede von 15 bis 20 % erreichen können /5/. Bis zu späteren Untersuchungen werden diese Hete-

rogenitätseffekte vernachlässigt.

b) Zwei-Zonen-Technik

Ein zweites Problem tritt auf, wenn die benötigte Materialmenge nicht zur Verfügung steht. Dann müssen die fehlenden Materialien durch äquivalente Mengen anderer Materialien ersetzt werden, die eine ähnliche Funktion haben (nämlich ein Spaltmaterial durch ein anderes Spaltmaterial und ein Streumaterial durch ein anderes Streumaterial). Praktisch ersetzt man das Plutonium-239 durch U-235, Natrium und Sauerstoff durch Graphit und Aluminium (s. Abschnitt 1.1.2).

Die Core-Materialien und die Ersatzmaterialien sollen so angeordnet werden, daß der Einfluß der Materialänderung auf die Meßergebnisse möglichst gering ist.

Bei den Messungen bei denen das gesamte Core-Volumen einbezogen wird (kritische Masse, Rossi- α ...) gilt in etwa, daß sich die beste Materialverteilung dann einstellt, wenn man eine homogene Mischung des Core-Materials mit dem Ersatz-Material im Core durchführt. Bei den Messungen jedoch, die in einem Punkt oder in einer kleinen Zone des Cores durchgeführt werden (Material Austausch Experimente, Bestimmung des Na-Void-Koeffizienten, Messung des Neutronenspektrums) ist es besser, in dieser Zone die ursprüngliche Materialzusammensetzung beizubehalten. Wenn die verfügbare Core-Material-Menge noch kleiner ist, (z. B. ein Viertel oder ein Zehntel, der für das ganze Core benötigten Menge), dann erscheint eine homogene Mischung des geringen Core-Materials und des umfangreichen Ersatz-Materials als nicht sinnvoll. In diesem Fall sollen 2 Zonen aufgebaut werden, deren Zusammensetzungen zwar verschieden, deren physikalische Eigenschaften aber ähnlich sind. Die eine enthält das richtige Core-Material, die andere das Ersatzmaterial. Die Messungen werden in der Zone durchgeführt, die kein Ersatzmaterial enthält.

Diese Zone liegt im allgemeinen im Zentrum der Anordnung, da man an zentralen Messungen sehr interessiert ist, und

für eine bestimmte Core-Material-Menge ein maximaler Abstand von der anderen Zone im Zentrum erreicht werden soll. In einer derartigen 2-Zonen-Anordnung sind die Messungen auch im Zentrum etwas ungenau. Von der äußeren Zone, in der das Neutronenspektrum verschoben ist, fliegen Neutronen in die innere Zone. Je größer der Anteil der Neutronen ist, die von der äußeren Zone an die Meßstelle gelangen, desto größer ist der Fehler, der bei der Messung zu erwarten ist. Im Zentrum ist der Fehler am kleinsten. Da die freie Weglänge der schnellen Neutronen in der Größenordnung von 1,5 bis 5 cm liegt, kann man erwarten, daß die meisten Spektrumsstörungen nach einem Weg von 15 - 20 cm in der inneren Zone verschwunden sind. Liegt der Radius der zentralen Zone bei 40 cm, so ist bis zu einem Radius von ca. 20 cm eine relativ genaue Messung zu erwarten.

c) Mehrzonen-Technik

Ein drittes Problem tritt auf, wenn z. B. zu wenig U-235 verfügbar ist, um die äußere Zone nachzubilden und den Reaktor kritisch zu machen. In diesem Fall kann man bei Konzentration des verfügbaren U-235 in einer dünneren, mehr angereicherten Schale um die zentrale Zone einen wichtigen Reaktivitätsbetrag gewinnen. Wenn auch dieser Reaktivitätsbetrag nicht ausreicht, kommt der Aufbau einer thermischen Zone in Frage; diese Zone aber macht in den meisten Fällen die Einführung einer weiteren Materialschale zwischen der zentralen Zone und der thermischen Zone nötig, um den Einfluß der thermischen Neutronen auf die zentrale Zone zu reduzieren. Diese Zwischenschale kann aus einem thermischen Absorber, nämlich U-238, bestehen. Damit sind aber weitere Spektrumsstörungen zu erwarten. In jedem Fall ist das Volumen der Anlage kleiner als das des zu simulierenden Cores, und die Meßergebnisse müssen mit einem komplizierten Normierungsfaktor korrigiert und ausgewertet werden.

1.1.2 Probleme bei dem Core-Aufbau mit Ersatzmaterialien

In großen Anlagen sind wichtige finanzielle Einsparungen möglich, wenn ein teures Material (Natrium-Sauerstoffträger usw.) durch ein billigeres Material (Graphit - Aluminium) ersetzt werden kann. Diese Technik kommt zumindest für die umfangreichen Teile der Anlage in Frage, bei denen kein besonderes Experiment vorgesehen ist. Bei diesen Teilen können die Materialkosten um den Faktor 20 reduziert werden.

Es wurde festgestellt, daß die Simulierung eines Strukturmaterials mit Hilfe einer bestimmten Mischung zweier Streumaterialien besser durchgeführt werden kann, und daß auch die Simulierung des Reaktivitätseinflusses von Natrium bei Benützung der Mischung um ein Vielfaches besser ist als wenn ein einziges Streumaterial verwendet würde. Im allgemeinen sollen die Atommassen der beiden simulierenden Materialien größer bzw. kleiner sein als die des simulierten Materials. Mit einem einzigen Material kann nur der makroskopisch, mittlere Streuquerschnitt des simulierten Materials nachgebildet werden. Bei dem einen Energiebereich wird die Streuung zu groß, bei dem anderen zu klein. Wenn man z.B. Sauerstoff oder Natrium nur mit Aluminium simuliert, wird die Streuung im höchsten Energiebereich zu groß, im niedrigsten Energiebereich zu klein. Simuliert man nur mit Graphit, dann verläuft der Vorgang umgekehrt. Wenn aber Aluminium und Graphit zusammen benützt werden, kann man die beiden Atomdichten so bestimmen, daß nicht nur die energiemittelte Streuung, sondern auch ihre Energieabhängigkeit ziemlich gut nachgebildet wird.

Für diese Berechnung definiert man einen "Degradationsquerschnitt" σ_{Dg} als den Querschnitt, der zu einer Änderung der Energiegruppe des Neutrons führt. Er ist gleich dem Unterschied zwischen dem "Removalquerschnitt" σ_{rem} und dem "Absorptionsquerschnitt" σ_a . Für jede Gruppe ist

$$\sigma_{i Dg} = \sum_j^{j>i} \sigma_{i \rightarrow j} = \sigma_{rem i} - \sigma_{a i}$$

Der "Degradationsquerschnitt" wird über das ganze Spektrum mit dem Fluß gewichtet. Der Mittelwert, der sich daraus ergibt, ist praktisch konstant im Reaktor:

$$\overline{\sigma_{Dg}} = \frac{\sum_i \sigma_{i Dg} \Phi_i}{\sum_i \Phi_i}$$

Man hat nun zu fordern, daß die gemittelten Degradationsquerschnitte des zu simulierenden Materials M (Na oder O) und der Mischung von Aluminium und Graphit gleich sind, nämlich:

$$N_M \overline{\sigma_{Dg M}} = N_{Al} \overline{\sigma_{Dg Al}} + N_c \overline{\sigma_{Dg c}} \quad (121)$$

wobei N die Atomdichten pro cm^3 bezeichnet. Bei Simulierung des Materials M nur durch Aluminium wäre jedes Atom von M durch $\frac{\overline{\sigma_{Dg M}}}{\overline{\sigma_{Dg Al}}} = N_{Al}^0$ Atome Aluminium zu ersetzen; bei Simulierung mit Graphit allein wäre jedes Atom von M durch $\frac{\overline{\sigma_{Dg M}}}{\overline{\sigma_{Dg c}}} = N_c^0$ Atome Graphit zu ersetzen.

Weiter kann man das Verhältnis von Aluminium und Graphit betrachten:

$$\frac{N_{Al} \overline{\sigma_{Dg Al}}}{N_c \overline{\sigma_{Dg c}}} = \frac{\alpha}{1-\alpha} \quad (122)$$

Man bestimmt nun α so, daß der Verlauf des Degradationsquerschnittes in einem möglichst großen Energiebereich möglichst genau nachgebildet wird. Eine exakte Anpassung ist natürlich nicht im ganzen Energiebereich möglich. Man kann den Schwerpunkt der Simulierung auf bestimmte Gruppen legen. Wenn z.B. die simulierte Anlage zur Messung der Natrium-Koeffizienten dienen soll, wobei die ersten und die letzten Gruppen eine wichtige Rolle spielen, so ist der Schwerpunkt auf die ersten und letzten Gruppen zu legen, und eine exakte Simulierung der Gruppenquerschnitte im mittleren Energiebereich ist nicht nötig. Wenn aber die Anlage zur Messung von verschiedenen Größen dienen soll, für die das gesamte Energie-Spektrum wichtig ist,

so müssen alle Gruppen in Betracht gezogen werden. Es gibt also noch keine allgemeine Methode für die Berechnung von α , sondern die Wichtung muß im Prinzip auf jeden einzelnen Fall angepaßt werden.

Mit Hilfe von α und den Gleichungen (121) und (122) werden die Atomdichten N_{Al} und N_c berechnet. Die Tabelle 1 gibt N_{Al} und N_c wieder, womit die Simulierung eines Sauerstoffatoms oder eines Natriumatoms in der SNEAK-2 Anordnung zufriedenstellende Ergebnisse liefert. Diese Werte wurden mit Hilfe des 16-Gruppen-YOM-Konstantensatzes erzielt /6/.

Tabelle 1 Simulierung eines Sauerstoff- oder Natriumatoms in der SNEAK-2-Anordnung durch eine Mischung von Graphit und Aluminium

Material zu simulieren	Annahme	Atoms Al pro Atom O oder Na	Atoms C pro Atom O oder Na
Sauerstoff	A	0,880 Al	+ 0,378 C
	B	0,719 Al	+ 0,446 C
Natrium	A	0,737 Al	+ 0,287 C
	B	0,701 Al	+ 0,300 C

(A) alle Gruppen werden berücksichtigt

(B) nur die ersten und die letzten Gruppen werden berücksichtigt

1.2 Rechenmethoden

1.2.1 Kritische Berechnungen mit Hilfe eines eindimensionalen Diffusionsprogramms

Die SNEAK-Anordnungen werden nach der Diffusionstheorie mit einem Multigruppen Diffusionsprogramm berechnet. Da dieses Programm eindimensional ist, werden die meisten Berechnungen in Kugelgeometrie durchgeführt. Die kritische Masse wird mit Hilfe eines "Shape Faktors" bestimmt. Der "Shape Faktor" ist definiert als das Verhältnis der kritischen Masse eines Reaktors in Kugelgeometrie zu der kritischen Masse in der eigentlichen Geometrie; er läßt sich jetzt durch zahlreiche Studien und Experimente gut abschätzen /7/.

Für besondere Zwecke jedoch, z. B. für die Berechnung der radialen und axialen Ausdehnungskoeffizienten, sind wiederum Berechnungen in radialer bzw. axialer Richtung durchzuführen. Mit dem Diffusionsprogramm sind radiale oder axiale Berechnungen möglich, wobei aber die gruppenabhängigen Bucklings B_i^2 in der jeweiligen dazu senkrechten Richtung eingegeben werden müssen. Das Programm fügt zum eigentlichen Removal-Querschnitt Σ_i für jede Gruppe i einen äquivalenten Removal-Querschnitt $D_i B_i^2$ hinzu, der gleich ist dem Neutronenverlust durch Leakage in der dazu senkrechten Richtung. Das Problem liegt nun darin, ein exaktes Buckling für jede Gruppe zu berechnen. Dafür wurde die folgende Methode entwickelt:

Wenn man z. B. an dem radialen Flußverlauf in einem zylindrischen Reaktor interessiert ist, sind die axialen Bucklings B_{ai}^2 zu berechnen. Für jede Gruppe i ist das Buckling:

$$B_{ai}^2 = \left(\frac{\pi}{H_{ei}} \right)^2 \quad (211)$$

$$\text{wobei } H_{ei} = H_{\text{core}} + \lambda_i + \delta \quad (212)$$

$$H_{\text{core}} = \text{Corehöhe (ist bekannt)}$$

$$\lambda_i = \text{extrapolierte Länge für die Gruppe } i$$

$$\delta = \text{axiales Reflektorsaving}$$

Nun werden zwei axiale Rechnungen durchgeführt, eine ohne und eine mit axialem Reflektor, d. h. die kritische Höhe wird in den beiden Fällen gesucht. Dafür müssen die radialen Bucklings B_{ri}^2 eingegeben werden. Man gibt als nullte Näherung für alle Gruppen und die beiden Fälle zunächst dasselbe radiale Buckling ein, das folgendermaßen berechnet wird:

$$B_{ri}^2 = \left(\frac{2,405}{R_e} \right)^2$$

wobei

$$R_e = R_{core} + \text{radiales Reflektorsaving} + \text{radiale Extrapolationslänge.}$$

Der Core-Radius R_{core} ist bekannt und das Saving kann in den meisten Fällen auf ca. 15 cm, die mittlere Extrapolationslänge auf 2 - 3 cm annäherungsweise angegeben werden.

H_1 sei die kritische Höhe mit Reflektor, H_2 die kritische Höhe ohne Reflektor, die sich aus den axialen Berechnungen ergeben. Da der Reaktor in den beiden Fällen kritisch ist und die radialen Bucklings gleich eingegeben wurden, so stellt sich heraus, daß die axialen Bucklings gleich sind, d.h.:

$$H_1 + \delta + \lambda_1 = H_2 + \lambda_2 \quad (213)$$

wobei λ_1 und λ_2 die mittleren Extrapolationslängen sind. Man setzt ein zunächst $\lambda_1 = \lambda_2$ und erhält daher

$$\delta = H_2 - H_1 \quad (214)$$

Das axiale Reflektorsaving ist also gleich dem Unterschied der beiden kritischen Höhen. Die Extrapolationslängen λ_i können bei dem einen oder dem anderen Core berechnet werden. Praktisch werden die λ_i jedoch durch Extrapolation der gruppenabhängigen Flüsse am Rand des Cores ohne Reflektor berechnet. Mit λ_i and δ sind durch die Gleichungen (211) und (212) die axialen Bucklings einfach zu berechnen.

Dies ist nur eine Näherungsmethode (Nullte-Näherung), weil die Gruppenabhängigkeit der λ und der B_r^2 nicht berücksichtigt

wurde. Da die Spektren der beiden kritischen Reaktoren nicht ganz gleich sind, ist auch tatsächlich ein kleiner Unterschied zu erwarten. In den meisten Fällen jedoch sind diese Unterschiede sehr klein.

Man muß darauf achten, daß die Savings und Extrapolationslängen λ_i von der Core-Zusammensetzung stark abhängen. Bei jeder Core-Änderung müssen die Auswirkungen auf die Leakage mit einbezogen werden. Insbesondere wenn der Effekt einer Natrium-Entnahme aus dem Core untersucht wird, darf man nicht annehmen, daß die geometrischen Bucklings konstant bleiben, sie sollen aber für jede Natrium-Dichte im Core neu berechnet werden. Sonst ist ein Fehler von 100 % oder mehr bei der Berechnung des Effektes durchaus möglich.

1.2.2 Störrechnungen

Bei fast allen Experimenten wird eine Störung in der Core-Zone zustande kommen. (Herausnahme von Na, Materialaustausch usw.)

Wenn die Störung relativ gering ist, d. h. wenn man annehmen kann, daß die Flüsse nicht gestört sind, kann der Reaktivitätseffekt der Störung mit Hilfe der Störungsformel erster Ordnung berechnet werden:

$$\frac{\Delta k}{k} = \frac{\int_{\text{Reaktor}} \left\{ -\sum_i (\Delta D_i) \nabla \psi_i^* \cdot \nabla \psi_i - \sum_i (\Delta \Sigma_{a i}) \psi_i^* \psi_i + \sum_i \sum_j v_j \chi_i (\Delta \Sigma_{+i}) \psi_i^* \psi_j + \sum_i \sum_j (\Delta \Sigma_{i \rightarrow j}) (\psi_i^* - \psi_j^*) \psi_j \right\} dz}{\int_{\text{Reaktor}} \lambda_i \psi_i^* \sum_i (v_i \Sigma_{+i}) \psi_i \cdot z^2 dz} \quad (221)$$

Dabei bedeuten:

ψ_i, ψ_i^* : Den Fluß bzw. adjungierten Fluß in der i-ten Gruppe,

χ_i : den Anteil des Spaltspektrums in der i-ten Gruppe,

v_i : die mittlere Zahl von Spaltneutronen in der i-ten Gruppe,

(ΔD_i) , $(\Delta \Sigma_{ai})$, $(\Delta \Sigma_{fi})$, $(\Delta \Sigma_s)_{j \rightarrow i}$: Die Störungen der Diffusionskonstanten, des Absorptionsquerschnitts und des Spaltquerschnitts in der i -ten Gruppe bzw. des Streuquerschnitts von Gruppe j nach i .

Das Integral im Zähler erstreckt sich auf das Volumen der Störung. Die vier Glieder im Zähler liefern gemäß der Störungstheorie die Anteile des Effektes, die durch die Änderungen der Diffusionskonstanten D_r , der Absorption Σ_a , des Spaltquerschnitts Σ_f und Streuquerschnitts von Gruppe j nach i $(\Sigma_s)_{j \rightarrow i}$ entstehen. Der Nenner ist ein Normierungsfaktor; er ist gleich dem gewichteten Neutroneninhalt des gesamten Reaktors.

Ein in Karlsruhe entwickeltes Programm /8/ kann mit Hilfe der Ausgabedaten des ungestörten Reaktors die oben angegebenen Integrale berechnen und die vier Komponenten des Reaktivitätseffektes liefern.

Wenn aber die Störung so groß ist, daß die Flüsse merkbar gestört werden, genügt die Störungsformel (221) nicht. Der gestörte Reaktor soll mit Hilfe des Diffusionsprogrammes genauso berechnet werden, wie der ungestörte Reaktor berechnet wurde; der Reaktivitätseffekt ergibt sich dann aus dem Unterschied der Kritikalitätswerte der beiden Reaktoren. Man erhält so auch die Spektrumsunterschiede. Die Berechnung erfordert aber einen höheren Zeitaufwand; außerdem ist man auf Störproben einfacher Form angewiesen, da das Diffusionsprogramm eindimensional ist.

1.2.3 Gruppen-Konstantensätze

Alle Berechnungen werden zuerst mit Hilfe des 16-Gruppen-YOM-Satzes berechnet /6/. Dieser Satz aber ist für die Berechnung der großen Reaktoren nicht geeignet; er liefert ein etwas zu hartes Neutronenspektrum, wie zahlreiche Experimente bewiesen haben /9/.

Bei niedrigen Energien werden durch die Resonanzen tiefe Flußabfälle im Energiespektrum verursacht. Exakte Reaktionsraten können nur berechnet werden, wenn die Wirkungsquerschnitte entsprechend reduziert sind. Man führt die sogenannten "Selbstabschirmungsfaktoren" ein, womit die Wirkungsquerschnitte zu korrigieren sind, um die Resonanz-Flußabfälle zu berücksichtigen. Für jedes Element und jede Gruppe kann dieser Faktor aus dem totalen Wirkungsquerschnitt, der im Reaktor pro Atom des Elementes auftritt, ermittelt werden.

Da die niederenergetischen Flüsse bei den großen Reaktoren immer eine größere Rolle spielen, und bei dem YOM-Satz die Resonanzabschirmung nicht berücksichtigt ist, sollen die meisten Berechnungen mit Hilfe des neueren, russischen 26-Gruppen-ABN-Satzes ergänzt werden /10/. In diesem Satz wird die Resonanzabschirmung berücksichtigt. Als Beispiel zeigt die Abbildung 2 wie sehr die totalen Wirkungsquerschnitte bei den niedrigsten Energien durch die Abschirmung reduziert werden. Infolgedessen müssen die Größen, die vom niederenergetischen Fluß stark abhängig sind (Doppler-Effekt, Natrium-Effekt usw.) wesentlich genauer berechnet werden. Es wird aber vermutet, daß auf Grund der zu hohen Moderationsquerschnitte dieser 26-Gruppen-Satz ein etwas zu weiches Spektrum liefert. Außerdem wird durch diesen 26-Gruppen-Satz der Zeitaufwand für die Berechnung größer.

1.3 Die SNEAK-II Anordnung

1.3.1 Core-Beschreibung

Der Aufbau von SNEAK-2 soll einen Zylinder-Reaktor mit folgender Zusammensetzung simulieren:

Natriumvolumen-Anteil:	45 %
Stahl	25 %
PuO ₂ und UO ₂	30 %

$$y = \frac{\text{Brutstoffvolumen}}{\text{Spaltstoffvolumen}} = 5$$

Das kritische Volumen beträgt ungefähr 1 250 Liter, die kritische Masse 550 kg Plutonium. Da nur 175 kg Plutonium vorhanden sind, muß man den äußeren Teil des Cores mit Uran-235 beladen. Deshalb gibt es zwei Core-Zonen; für jede ist das Verhältnis Höhe zu Durchmesser gleich 1 (s. Abb. 3 und 4). Die innere Zone hat die oben angegebene Zusammensetzung; ihre Größe ist durch die verfügbare Menge an Plutonium auf 356 Liter festgelegt. Ein kleiner Teil des Sauerstoffs wird durch Graphit simuliert. Die äußere Zone oder Driver-Zone, mit einem Volumen von ungefähr 870 Litern, hat die gleiche volumemäßige Zusammensetzung wie die innere, nur ist das Plutonium durch Uran-235 mengenmäßig so ersetzt, daß der kritische Core-Radius nicht geändert wird. Dafür sollte in dieser Zone das Verhältnis Brutstoff zu Spaltstoff von 5 auf 3,2 herabgesetzt werden; das entspricht einer höheren Brennstoffanreicherung. Das bedeutet aber, daß die materiellen Bucklings in beiden Zonen etwa gleich sind. Daraus folgt: die Leakage ist gleich der des simulierten Reaktors, die Flüsse verlaufen gleichmäßig in den beiden Zonen. Die Störung, die aus dem Einfluß der Driver-Zone auf die experimentellen Ergebnisse resultiert, ist vermutlich klein.

Der Reflektor mit etwa 30 cm Dicke, hat folgende Zusammensetzung:

Abgereichertes Uran (0,4 %) - Volumen Anteil:	84,6 %
Stahlvolumenanteil	8 %
Hohlvolumenanteil	7,4 %

Damit ergeben sich für die einzelnen Reaktorzonen folgende Atomdichten:

Isotop	Kernzahldichten x 10 ²¹ /cm ³		
	Zone 1	Zone 2	Reflektor
Plutonium-239	1,0412	-	-
Plutonium-240	0,091692	-	-
Uran-235	0,036445	1,5981	0,16243
Uran-238	5,0967	5,1138	40,446
Sauerstoff-16	11,109	12,348	-
Graphit-12	0,88938	0,79944	-
Eisen-56	19,853	20,544	6,7811
Natrium-23	9,3852	10,018	-

1.3.2 Neutronenphysikalische Kenngrößen

SNEAK-2 wurde mit Hilfe des Diffusionsprogramms von Münzner und des YOM-Satzes unter Annahme der Kugelgeometrie berechnet; ein Shape-Faktor wurde benützt. Weitere Berechnungen wurden entweder in zylindrischer oder axialer Geometrie, oder mit Hilfe des 26-Gruppen-ABN-Satzes durchgeführt. Die Spektren sind auf der Abb. 5 zu sehen.

Die wichtigsten Ergebnisse sind die folgenden:

a) Allgemeine Neutronenphysikalische Kenngrößen

	Gruppensatz	
	16-Gr.-YOM	26-Gr.-ABN
Kritikalitätswert k_{eff}	1,0021	1,00845 (1)
"Migrations-Fläche" $M^2 \text{ cm}^2$ (2)	233	231
$M^2 \bar{B}^2$	0,332	0,329
Unendlicher Multiplikationsfaktor k_{∞} (3)	1,334	1,340
Neutronenlebensdauer $\lambda_{\text{sec.}}$	$2,751 \cdot 10^{-7}$	$3,371 \cdot 10^{-7}$
Verzögerter Neutronen-Anteil β_{eff}	$5,089 \cdot 10^{-3}$	-
Na-Danger Koeffizient im Zentrum Nach der Störungsrechnung	$+15,9 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$	$+6,16 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$
Mittleres rad. geom. Buckling $\bar{B}_r^2 \text{ cm}^{-2}$	$9,97 \cdot 10^{-4}$ (4)	
Mittleres ax. geom. Buckling $\bar{B}_a^2 \text{ cm}^{-2}$	$4,26 \cdot 10^{-4}$ (4)	
Mittleres totales geom. Buckling $\bar{B}^2 \text{ cm}^{-2}$	$1,423 \cdot 10^{-3}$	
Mittlerer extrapoliertes Core-Radius $\bar{R}_e \text{ cm}$	76,2	
Mittlere extrapolierte Core-Höhe $\bar{H}_e \text{ cm}$	152,2	
Radiales Saving $\delta_r \text{ cm}$	14,45	
Axiales Saving $\delta_a \text{ cm}$	14,32	
Mittlere rad. extr. Länge $\lambda_r \text{ cm}$	3,7	
Mittlere ax. extr. Länge $\lambda_a \text{ cm}$	3,8	

(1) 0,98520 nach dem neuen Karlsruher 26-G.-Satz, der für die Berechnung der 1000 MWe Core aus dem ABN-Satz entwickelt wurde /11/.

(2) Migrations-Fläche: $M^2 = \frac{\Delta k_{\text{eff}}}{\Delta \bar{B}^2}$ wurde aus den letzten Iterationen des Berechnungsverfahrens erhalten.

(3) $k_{\infty} = k_{\text{eff}}(1 + M^2 \bar{B}^2)$

(4) Die energieabhängigen Bucklings wurden mit den Flüßen im Zentrum gewichtet.

b) Reaktivitätswerte einiger Materialien im Zentrum des Cores

Material	Reaktivitätswert $10^{-5}/\text{kg}$	Gruppensatz	Probe
U-235	+ 239	26-Gr.-ABN	Punkt
U-238	- 24,9	"	"
	- 16,0	"	10 kg 4,9 Liter
Pu-239	+ 326	"	Punkt
Pu-240	+ 11,7	"	"
	+ 31,2	"	10 kg 4,9 Liter
Pu-241	+ 480	"	Punkt
H-1	- 9200	"	250 g 4,9 Liter
Bor-10	- 3495	16-Gr.-YOM	Punkt
Natur-Bor	- 691	16-Gr.-YOM	"
C-12	- 8,3	26-Gr.-ABN	"
O-16	- 8,0	"	"
Na-23	- 6,2	"	"
	- 15,9	16-Gr.-YOM	"
Al-27	- 9,9	26-Gr.-ABN	"
Cr-52	- 7,55	"	"
Fe-56	- 6,7	"	"
	- 5,6	"	10 kg 4,9 Liter
Ni-59	- 11,5	"	Punkt
No-96	- 32,6	16-Gr.-YOM	"
Core-Material	+ 14,3	26-Gr.-ABN	"

Das Störungsprogramm mit dem ABN-Satz berücksichtigt nicht die Abschirmungsfaktoren, wenn eine punktförmige Probe vorliegt. Deswegen ist der Wert von $- 24,9 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ für das Uran-238 zu groß. Die Werte von $+ 11,7 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ und $+ 31,2 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ für das Pu-240 sind zu klein, da die Einfangsquerschnitte dieses Isotopes nach dem ABN-Satz offenbar zu hoch liegen.

Bei Bor kann man mit einer so großen Selbstabschirmung rechnen, daß der in der Tabelle angegebene Wert von $-3495 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ völlig unrealistisch ist; aus den Reaktivitätswerten der bohrhaltigen Kontrollstäbe anderer schneller Reaktoren (Rapsodie, EBR-II und Fermi) kann man schätzen, daß der angegebene Reaktivitätswert des Bors durch einen Faktor ca. 5 zu reduzieren ist, d. h., daß der effektive Wert bei $-700 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$ liegen kann.

Der hohe Reaktivitätswert beim Wasserstoff ($-9200 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$) kommt von der Flußabsenkung, die durch Einbringen dieses wirksamen Streumaterials ins Zentrum verursacht wird. In den wichtigsten Gruppen wird der Fluß im Zentrum, wo die Neutronen einen großen Einfluß (importance) haben, um einen Faktor 2 bis 4 reduziert.

c) Sicherheitskoeffizienten

c 1. Ausdehnungskoeffizienten

$$\frac{\Delta k}{k} / \frac{\Delta L}{L} = -0.349$$

$$\frac{\Delta k}{k} / \frac{\Delta R}{R} = -0.663$$

c 2. Temperaturkoeffizient (durch Ausdehnung) bei homogener Erwärmung der Core-Materialien

Axialer Effekt: $\frac{\Delta k}{k \Delta T} = -0,406 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$

Ax. + Rad. Effekt: $\frac{\Delta k}{k \Delta T} = -1,367 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$

Die Rohre haben an den Längsseiten Aussparungen, die eine Ausdehnung senkrecht zur Rohrachse aufnehmen können. Deswegen kann in SNEAK keine effektive radiale Ausdehnung bis zu hohen Temperaturen hin auftreten. In praktischen Fällen bleibt der radiale Koeffizient bis etwa zum Schmelzen des Brennstoffs unwirksam.

c 3. Power-Koeffizient (adiabatische Erhitzung des Brennstoffs).

Axialer Effekt: $\frac{\Delta k}{k \Delta E} = -8,9 \cdot 10^{-5}/100 \text{ MWsek}$

Ax. + Rad. Effekt: $\frac{\Delta k}{k\Delta E} = -30,9 \cdot 10^{-5} / 100 \text{ MWsek.}$

Diese Ergebnisse gelten für Energiefreisetzen in der Größenordnung von 300 MWsek oder mehr.

c 4. Doppler-Effekt (Berechnung von E.A.Fischer, KFK, mit Hilfe des 26-Gr.-ABN-Satzes).

$T \frac{\Delta k}{k\Delta T} = - 0,00281$ bei $T = 900^\circ\text{K}$ für die ganze Plutonium-Zone

$T \frac{\Delta k}{k\Delta T} = - 0,00152$ für die ganze Driver Zone

Bei einer homogenen Erwärmung von 100°C im ganzen Core, ergibt sich ein Reaktivitätsverlust von $168 \cdot 10^{-5}$ (nämlich $127 \cdot 10^{-5}$ aus dem Doppler-Effekt und $41 \cdot 10^{-5}$ aus dem Ausdehnungseffekt). Bei einer adiabatischen Energiefreisetzung von 500 MWsek. entsteht ein Reaktivitätsverlust von $560 \cdot 10^{-5}$ (515 aus dem Doppler-Effekt und 45 aus dem Ausdehnungseffekt). Der Brennstoff erwärmt sich um ca. 535°C in der Plutonium-Zone, 980°C in der Driver-Zone und die Core-Materialien um 10 bis 15°C (durch γ -Strahlung).

d) Reaktivitätssprünge bei Core-Umladungen

Im Core-Bereich ist der Gitterabstand der quadratischen Rohre 54,4 mm. Entfernen eines Elementes ergibt die folgenden $\frac{\Delta k}{k}$ Effekte:

$\Delta k/k$	Streaming Effekt	Material Effekt	Summe
Im Zentrum	$- 260 \pm 30 \cdot 10^{-5}$	$- 210 \pm 30 \cdot 10^{-5}$	$- 470 \pm 60 \cdot 10^{-5}$
Am Rand des Cores	$- 18 \cdot 10^{-5}$	$- 82 \cdot 10^{-5}$	$- 100 \cdot 10^{-5}$

Ersetzen eines Blanket Elementes am Rand des Cores durch ein Core Element ergibt:

$\frac{\Delta k}{k} = + 49 \cdot 10^{-5}$

Einführung eines ganz mit PuO_2 - UO_2 -Plättchen beladenen Elementes ergibt:

$\frac{\Delta k}{k} = + 1220 \cdot 10^{-5}$

Einführung eines mit 35 % angereicherten Uran-Plättchen voll beladenen Elementes ergibt:

$$\frac{\Delta k}{k} = + 2800 \cdot 10^{-5}$$

Einführung eines mit Plexiglas voll beladenen Elementes ergibt:

$$- 880 \cdot 10^{-5}$$

Bemerkung: Die neutronenphysikalischen Core-Eigenschaften sind durch eventuell vorhandenen Wasserstoff stark beeinflussbar. Eine homogene Einführung von nur 100 g Wasserstoff, im Core verursacht einen Anstieg um ca. 8 % des Doppler-Effektes und eine Erniedrigung um ca. 6 % des Natrium-Koeffizienten.

2. Die verschiedenen Natrium-Koeffizienten für SNEAK-2

2.1 Effekte einer Entfernung von Natrium

Die Sicherheit und Stabilität schneller Natrium gekühlter Reaktoren hängt wesentlich von den Reaktivitätskoeffizienten des Kühlmittels ab. Bei einer lokalen oder gleichmäßigen Erwärmung des Natriums, bei einem partiellen oder totalen Natrium-Verlust hervorgerufen durch Sieden oder durch zufällige Unterbrechung des Kühlkreislaufes kann ein positiver Reaktivitätszuwachs auftreten. Wird Natrium an einem beliebigen Punkt des Cores entnommen, ergeben sich drei Effekte, die den Reaktivitätswert des Reaktors ändern:

- a) Der Absorptionseffekt: d. h. der Neutronen-Verlust durch Absorption in Natrium verschwindet. Dieser Effekt ist zwar immer positiv, aber klein.
- b) Der "Diffusions-Effekt" oder "Leakage-Effekt". Durch Natrium-Entnahme steigt der Neutronen-Verlust durch Leakage an. Dieser Effekt ist also immer negativ und maximal am Rand des Cores; er wird größer mit dem Leakage des Reaktors, d. h., er hängt von der Größe und der Zusammensetzung des Cores ab.
- c) Der "Degradations-Effekt". Bei Natrium-Verlust ergibt sich eine Härtung des Spektrums und eine Veränderung des mittleren Neutronen-Einflusses. Die Auswirkung dieses Effektes hängt vom Verlauf der "Importance-Function" in Abhängigkeit von der Energie, d. h. wesentlich vom Verhältnis Uran-238 zu Plutonium-239 im Core ab.

Die Abb. 6 stellt die Energieabhängigkeit der 3 verschiedenen Reaktivitätseffekte bei Entnahme von Natrium aus der SNEAK-2 Anordnung dar. Sie wurde an 2 Stellen mit Hilfe des 26 Gr.-ABN-Satzes erhalten.

2.2 Beschreibung des Verhaltens eines Reaktors mit Hilfe verschiedener Natrium-Koeffizienten.

Der totale Natrium-Koeffizient ist also eine komplizierte Funk-

tion des Ortes und der Reaktorzusammensetzung. Für einen bestimmten Reaktor kann man den Natrium-Koeffizient folgendermaßen ansetzen:

$$\text{Na Koeff} = f(\vec{r}, \Delta v, \Delta \rho, \xi)$$

wobei \vec{r} den Ort der Na Entnahme darstellt, Δv und $\Delta \rho$ das Volumen bzw. die lokale Natrium-Dichte-Änderung sind, und ξ ist die ursprüngliche Natrium-Dichte vor dem Natrium-Verlust. ξ variiert von 0 bis 1 und wir setzen $\xi = 1$ bei normaler Natrium-Dichte.

Die lokalen Spektrumsstörungen führen dazu, daß der Effekt weder additiv hinsichtlich der Dimension Δv der gestörten Zone, noch proportional der Natrium-Menge $\Delta \rho$ ist. Man kann aber das allgemeine Verhalten eines Reaktors bei einem Natrium-Unfall relativ gut abschätzen, wenn man vernünftig ausgewählte Natrium-Koeffizienten definiert, die auch in einem Nulleistungsreaktor gemessen werden können. Drei Koeffizienten scheinen besonders sinnvoll zu sein, da sie je einem bestimmten Unfall entsprechen, und da sie weiter eindeutig berechnet und auch durch Experimente gemessen werden können:

- 1) Der "lokale Natrium-Danger-Koeffizient",
- 2) Der "Natrium-Void-Koeffizient",
- 3) Der "Core-Natrium-Dichte-Koeffizient".

Wie sich noch herausstellen wird (s. unten) sind diese 3 Koeffizienten etwas willkürlich definiert, und nicht ganz voneinander unabhängig. Außerdem weiß man noch nicht, ob alle hier berücksichtigten Natrium-Unfälle sinnvoll sind. Man glaubt aber, daß wenn sich auch die Voraussetzungen der Natrium-Unfälle ändern, das allgemeine Verhalten eines Reaktors mit Hilfe dieser 3 Koeffizienten ziemlich gut beschrieben werden kann.

2.2.1 Der lokale Natrium-Danger-Koeffizient

Er ist definiert als die Reaktivitätsänderung, die aus einem partiellen Natrium-Verlust an einem Ort resultiert. In diesem

Sinn ist er auf ein relativ kleines Produkt $\Delta v \times \Delta \rho$ bezogen. Da der Effekt klein ist, darf man ihn über ein kleines Volumen des Reaktors und über eine nicht zu große Natrium-Menge integrieren. Dieser Koeffizient bezieht sich auf eine lokale Erwärmung des Natriums. Er kann z. B. mit einem Pile-Oszillator überall im Reaktor, und auch bei partiellen Natrium-Dichten (d. h. mit veränderlichen r und ρ) gemessen werden.

a) Berechnung des Natrium-Danger-Koeffizienten

Der Danger-Koeffizient ist leicht an jeder Stelle des Reaktors zu berechnen. Da die Spektrumsstörungen vernachlässigt werden, kann die Störungsformel erster Ordnung angewendet werden. Die Abb. 7 zeigt den Danger-Koeffizient in Abhängigkeit vom Radius und auch die Reaktivitätsänderungen, die einzeln durch Änderungen in Diffusionskonstante, Absorption und Moderation verursacht werden. Die Flüsse sind als ungestört angenommen worden, so daß die Ergebnisse nur für geringe Natrium-Entnahmen gelten (s. Abs. 1.2.2). Außerdem wird die Vergrößerung des Reflektor-Savings, die aus Natrium-Entnahme resultiert, nicht berücksichtigt, so daß die erhaltenen Danger-Koeffizienten besonders in der Nähe des Reflektors etwas zu negativ sind.

Die Ergebnisse sind auch für den sogenannten "Grundreaktor" aufgetragen. Der "Grundreaktor" ist so groß wie SNEAK-2, er besteht aber nur aus einer Plutonium Zone. Für die beiden Reaktoren sind die Natrium-Koeffizienten etwas unterschiedlich, d. h., der Austausch des Plutonium-Brennstoffs im äußeren Teil des Cores des Grundreaktors durch Uran-Brennstoff vermindert den Natrium-Koeffizienten. Der Unterschied ist im Zentrum am geringsten. Er ergibt sich im wesentlichen aus dem Degradationseffekt, d. h. aus der Spektrumsänderung in SNEAK-2 gegenüber dem Plutonium-Grundreaktor.

Zur Kontrolle wurde in einigen Punkten des Grundreaktors der lokale Natrium-Koeffizient auch mit dem Diffusionsprogramm berechnet: der gestörte Reaktor, dem in einer Zone

Natrium entnommen wurde, wurde wie der ungestörte Reaktor mit Hilfe des Diffusionsprogramms berechnet. Aus dem Unterschied der Reaktivitätswerte der beiden Reaktoren ergibt sich der lokale Danger-Koeffizient. Die drei Komponenten des Na-Effektes (d.h. Absorption, Diffusion, Moderation) können nicht getrennt erhalten werden, und die entnommene Natrium-Menge muß relativ groß sein, damit der Reaktivitätseffekt auch spürbar ist; so erhält man keinen ganz richtigen Danger-Koeffizienten. In diesem Fall betrug das Volumen der Störzone 2,8 Liter. Aus ihm wurde das gesamte Natrium (1 kg) entfernt. Wie die Abb. 7 zeigt, stimmen die Ergebnisse bei den beiden Methoden gut überein. Sie wurden mit dem 16-Gruppen-YOM-Satz erhalten.

Die gleichen Berechnungen wurden mit dem 26-Gruppensatz-ABN wiederholt, (s. Abb. 8). Da der Grundreaktor nach diesem Satz nicht kritisch ist, wurde er durch Vergrößerung des Radius kritisch gemacht. Die Natriumeffekte unterscheiden sich nicht qualitativ von den YOM-Ergebnissen. Leakage und Absorption sind im Grundreaktor und in SNEAK-2 gleich; verschieden sind nur die Degradationseffekte. Diese Unterschiede stellen sich bis auf eine zentrale Zone von 10 cm als ungefähr gleich groß heraus. Vergleicht man jetzt die Ergebnisse nach YOM- und ABN-Satz, so zeigt sich folgendes:

- die Leakage-Effekte sind, wie zu erwarten war, gleich, weil die geometrischen Bucklings und Migrationsflächen gleich sind.
- Die Absorptionseffekte sind nach dem ABN-Satz 2 bis 3mal so klein; es wird vermutet, daß die Absorptions-Wirkungsquerschnitte nach dem YOM-Satz zu hoch liegen.
- Die Degradationseffekte sind nach dem ABN-Satz 2 bis 3mal kleiner als nach YOM. Der Grund dafür ist, daß der ABN-Satz ein weicherer Spektrum liefert. Gemäß der Störungstheorie ist der Effekt proportional zu:

$$\sum_i \sum_j (\Delta \Sigma_s)_{j \rightarrow i} [\varphi_i^* - \varphi_j^*] \varphi_j$$

wobei $(\varphi_i^* - \varphi_j^*)$ der Unterschied der Einflußfunktion (importance) ist, wenn Neutronen der Gruppe j nach der Gruppe i , aus Folge von $(\Delta L_S)_{j \rightarrow i}$ abgebremst werden.

Die Abb. 9 zeigt die Neutronen Einflußfunktion im Zentrum von SNEAK-2 nach den beiden Sätzen in Abhängigkeit von der Energie. Nach YOM sinkt der Einfluß mit fallender Energie im ganzen Energiegebiet, so daß durch Natrium-Entnahme die mittlere Spektrumshärtung immer einen Reaktivitätsgewinn liefert. Nach dem ABN-Satz dagegen nimmt der Einfluß bei niedrigen Energien zu, so daß eine Spektrumshärtung unter ≈ 40 keV einen negativen Wert liefert, deshalb ist der Degradations-Effekt weniger positiv.

Die Abb. 10 und 11 stellen die Unterteilung des Degradationseffektes auf die 16- bzw. 26-Energiegruppen dar. In jedem Fall ist die Unterteilung in zwei Ortspunkte wiedergegeben: für $r=8,44$ cm (Plutonium-Zone) und für $r=55,11$ cm (Mitte der Driver-Zone). Daraus ist ersichtlich, daß nach YOM alle Gruppen außer den letzten einen positiven Wert zum Degradationseffekt liefern. Desgleich liefert auch der ABN-Satz in den niederenergetischen Gruppen einen negativen Wert. Das Absinken der Importance unter 100 keV, wie sie in Abb. 9 gezeigt ist, gibt die Auswirkung der Selbstabschirmungsfaktoren wieder.

Der lokale Natrium-Koeffizient wurde auch von E.A.Fischer mit Hilfe eines 22-Gruppen-Satzes berechnet. Dieser Satz stellt eine Ausweitung des YOM-Satzes auf niedrige Energiebereiche dar. Die Abb. 12 zeigt den totalen Natrium-Danger-Koeffizienten für SNEAK-2 nach den 3 Gruppensätzen in Abhängigkeit vom Radius. Die Ergebnisse des 22-Gruppensatzes liegen zwischen denen des YOM- und des ABN-Satzes. Die Ursache liegt im Unterschied der Degradationseffekte. Nach dem YOM-Satz werden die Natrium-Koeffizienten wahrscheinlich zu positiv berechnet, da das so ermittelte Spektrum zu hart ist; nach dem ABN-Satz aber wahrscheinlich zu negativ, da die Streuquerschnitte unter 100 keV aufgrund einer

zu einfachen Energiewichtung offenbar zu hoch liegen, so daß das Spektrum zu weich wird. Das mit dem 22-Gruppen-Satz berechnete Spektrum liegt dazwischen. Das geht auch daraus hervor, daß die Neutronenlebensdauer in SNEAK-2 nach diesem 22-Gruppen-Satz ($2,952 \cdot 10^{-7}$ sec), zwischen der YOM-Lebensdauer ($2,751 \cdot 10^{-7}$ sec) und der ABN-Lebensdauer ($3,371 \cdot 10^{-7}$ sec) liegt. Eine Entscheidung nach welchem Satz der Natrium-Koeffizient für SNEAK-2 am besten berechnet wird, sollen die Messungen liefern.

b) Natrium-Temperatur-Koeffizient

Die Reaktivitätsänderung, die aus einer lokalen Erwärmung des Natriums entsteht, ergibt sich aus dem Danger-Koeffizienten.

$$\frac{\Delta k}{\Delta T} = \frac{\Delta k}{\Delta P_{Na}} \times P_{Na} \times \frac{\Delta V_{Na}/V_{Na}}{\Delta T} \times \frac{\Delta P_{Na}/P_{Na}}{\Delta V_{Na}/V_{Na}}$$

wobei $\frac{\Delta k}{\Delta P_{Na}}$ der lokale Danger-Koeffizient

P_{Na} das Gewicht des erwärmten Natriums

und $\frac{\Delta V_{Na}/V_{Na}}{\Delta T}$ der Ausdehnungskoeffizient des Natriums ist ($247 \cdot 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ bei 600°C , nach /12/).

In dem Fall ist $\frac{\Delta P_{Na}/P_{Na}}{\Delta V_{Na}/V_{Na}}$ gleich 1.

Wenn man den mittleren Danger-Koeffizienten im Core durch Volumenwichtung des lokalen Danger-Koeffizienten berechnet, so ergibt sich aus dieser Formel der mittlere Natrium-Koeffizient, der einer homogenen Erwärmung des ganzen Cores entspricht. Solange das Natrium nicht siedet, ist die Dichte-Änderung des Natriums relativ klein, und die lokalen Koeffizienten dürfen in etwa über das Core-Volumen integriert werden.

Für SNEAK-2 und für den Grundreaktor ist er in der folgenden Tabelle angegeben:

Reaktor:	SNEAK-2		Grundreaktor	
Gruppensatz:	16-Gr.-YOM	26-Gr.-ABN	16-Gr.-YOM	26-Gr.-ABN
Mittlerer Danger-Koeff. $\frac{\Delta k}{\Delta P_{Na}} \cdot 10^{-5} / \text{kg Na}$	- 6,14	- 8,40	- 3,59	- 7,65
Mittlerer Temperatur Koeff. $\frac{\Delta k}{\Delta T} \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$	- 0,698	- 0,955	- 0,408	- 0,915

Diese mittleren Temperatur-Koeffizienten sind etwas zu negativ, weil die Danger-Koeffizienten am Rand des Cores, aufgrund der Vernachlässigung der Savings-Änderungen zu negativ sind.

c) Einfluß der Driver-Zone

Es wäre interessant herauszufinden, wie sich der Natrium-Koeffizient verhält, wenn die Größe der inneren Plutonium-Zone variiert. Die Abb. 13 zeigt den Danger Na-Koeffizienten an verschiedenen Stellen des Reaktors, wenn der Radius der inneren Pu-Zone von 63,73 cm (Grundreaktor) auf 0 cm (d. h., bei vollständigem Uran-Reaktor) herunger geht. Es zeigt sich, daß für eine hinreichend genaue Messung eine Plutonium-Zone von mindestens 40 cm nötig ist. Damit ist eine Genauigkeit von etwa $\pm 5\%$ im Zentrum, und von etwa $\pm 10\%$ bei R=17 cm zu erwarten. Eine größere Genauigkeit geht auf Kosten eines größeren Plutonium Aufwandes. Da die Material Bucklings der Core-Zonen gleich sind, ist auch der Kritikalitätswert vom Radius der Plutonium-Zone relativ unabhängig.

d) Messung des Danger-Koeffizienten

Der Danger-Koeffizient kann mit dem Pile-Oszillator in je-

dem Punkt einer Achse gemessen werden, eventuell auch bei zwei verschiedenen Natrium-Dichten. Nach den obigen Betrachtungen nimmt man an, daß der Koeffizient im Zentrum ungefähr $+ 8 \cdot 10^{-5}$ kg Natrium betragen kann. Bringt man mit dem Oszillator eine Probe von $(4,5 \text{ cm})^3 \approx 90 \text{ cm}^3$ in den Reaktor, wobei die Probe aus Core-Material besteht, so führt man damit 25 g Natrium in das Core ein, die zum Zweck einer Messung entnommen werden können. Diese Entnahme entspricht einer Reaktivitätsänderung $\frac{\Delta k}{k} = 8 \cdot 10^{-5} \times 25 \cdot 10^{-3} = 2 \cdot 10^{-6}$, die durch den Oszillator mit einer Genauigkeit von $\pm 5 \%$ gemessen werden kann.

2.2.2 Der "Natrium-Void-Koeffizient"

Er ist definiert als die Reaktivitätsänderung, die aus der Entfernung des gesamten Natriums aus einem Ort resultiert. Er hängt von dem Ort und von der Größe der Zone ab. Im Sinne der oben angegebenen Formel ist er folgendermaßen festgelegt:

$$\left\{ \begin{array}{l} \Delta \rho = 1 \\ \Delta v \text{ nicht zu klein.} \end{array} \right.$$

Der Natrium-Void-Koeffizient wird wirksam bei einer lokalen, plötzlichen Erhitzung des Natriums oder bei einem Ausfall der Kühlmittelpumpen. Er kann in einer Nullenergieanordnung bestimmt werden, indem das gesamte Natrium aus einer Zone entfernt wird. Diese Zone muß aber groß sein, damit ein statisches Experiment hinreichend genau ist.

a) Berechnung des Natrium-Void-Koeffizienten

Der Natrium-Void-Koeffizient ist nicht über verschiedenen Zonen additiv. Da der Koeffizient im Zentrum am positivsten ist, kann man den maximalen Reaktivitätsgewinn, der durch Sieden im Core auftreten kann, dadurch bestimmen, daß man Reaktivitätsberechnungen für Proben wachsender Größe im Corezentrum durchführt.

Da die Spektrumsstörungen nicht mehr vernachlässigt werden können, müssen diese Berechnungen mit Hilfe des Diffusions-

programmes durchgeführt werden. Die gesamte Natriummenge wird aus einer zentralen Zone des Reaktors herausgenommen. Aus dem Unterschied der Kritikalitätswerte des so gestörten Reaktors und des ursprünglichen Reaktors ergibt sich der Natrium-Void-Koeffizient für die oben definierte Zone.

Die Ergebnisse, berechnet mit den YOM- und ABN-Sätzen bei angenommener Kugelgeometrie, sind in der folgenden Tabelle aufgeführt. Die Abb. 14 zeigt den Na-Void-Koeffizienten in Abhängigkeit vom Radius der geleerten Zone. Der Einfluß der Driver-Zone ist als vernachlässigbar anzusehen.

Tabelle: Reaktivitätsänderung bei totaler Natriumentnahme aus einer zentralen Zone von SNEAK-2

Radius der Zone cm	$\frac{\Delta k}{k}$ nach YOM, 16-Gr.	$\frac{\Delta k}{k}$ nach ABN, 26-Gr.
12,66	+ 0,47 ‰	+ 0,26 ‰
25,31	+ 2,41 "	+ 1,20 "
31,64	+ 3,25 "	+ 1,26 "
42,19	+ 1,76 "	- 1,72 "
52,96	- 6,85 "	-13,0 "
63,73	-21,3 "	-31,5 "

Es zeigt sich, daß der Reaktivitätsgewinn am größten ist, wenn der Radius der geleerten Zone etwa 30 cm beträgt; in diesem Fall ergeben sich $\frac{\Delta k}{k}$ -Werte von etwa + 3,4 ‰ nach dem YOM-Satz bzw. + 1,3 ‰ nach dem ABN-Satz.

Eine Schätzung des Natrium-Void-Koeffizienten ist auch durch Integration der Danger-Koeffizienten über die zentrale Zone und über die gesamte darin enthaltene Natriummenge möglich. Auf diese Art bekommt man aber nicht den richtigen Natrium-Void-Koeffizienten, weil Änderungen des Spektrums, die aus der Wegnahme großer Mengen Natrium resultieren, nicht berücksichtigt werden. Die so berechneten Koeffizienten sind

in der Abb. 14 aufgetragen. Der Unterschied zwischen dem Danger-Koeffizienten, der nur für geringe Natriumentnahmen gilt, und dem Void-Koeffizienten, ist daraus zu ersehen.

b) Messung des Natrium-Void-Koeffizienten

Der Natrium-Void-Koeffizient kann durch Messungen in 3 zentralen Zonen bestimmt werden. Die Natriumplättchen müssen dabei aus den betreffenden Zonen vollständig durch leere Hohlstahlplättchen ersetzt werden. Die Radien der drei Zonen sind so zu wählen, daß das Maximum der Kurve mit Sicherheit bestimmt werden kann; d. h., diese Radien liegen bei ungefähr 25 cm, 32 cm und 40 cm. Die zu messenden Reaktivitätsänderungen betragen ungefähr 1 ‰ bis 3 ‰. Es wird erwartet, daß die Störungen durch die Driver Zone gering bleiben.

2.2.3 Der "Core Natrium-Dichte-Koeffizient"

Er ist definiert als die Reaktivitätsänderung, die durch homogene Natriumentnahme aus dem ganzen Core verursacht wird. Im Sinne der oben gegebenen Funktion tritt er auf, wenn

$$\Delta v = \text{Volumen des Reaktors}$$

oder $\vec{r} = \text{beliebig.}$

Praktisch hängt er nur von dem entnommenen Natrium-Bruchteil ab. Er wird wirksam, wenn das Natrium relativ langsam aufgeheizt wird, oder wenn das Natrium wegen Versagens der Pumpen homogen aus dem ganzen Core entnommen wird. Dieser Reaktivitätseffekt kann in Anordnungen gemessen werden, wenn der Natrium-Inhalt im ganzen Core stufenweise und homogen verringert wird.

a) Berechnung des Na-Dichte-Koeffizienten

Die Berechnungen wurden mit Hilfe des YOM-Satzes und des Diffusionsprogramms bei 3 verschiedenen Natrium-Dichten durchgeführt; d. h. 100 ‰, 50 % und 0 % der normalen Na-

trium-Dichte. Um der tatsächlichen Menge des Natriums im Reaktor Rechnung zu tragen, wurde die Zylindergeometrie betrachtet. Da das Programm eindimensional ist, mußten gruppenabhängige axiale Bucklings eingegeben werden. Diese hängen von der Natrium-Dichte ab. Gemäß der oben beschriebenen Methode (s. Abschnitt 1.2.1) wurden diese axialen Bucklings für jede Natrium-Dichte durch eine doppelte axiale Rechnung ermittelt (eine ohne und eine mit Reflektor). Die Ergebnisse, mit und ohne Berücksichtigung der Savingsänderungen, sind in folgender Tabelle sowie in Abb. 15 aufgetragen. Es geht daraus hervor, wie groß der Einfluß der axialen Savingsänderungen ist: die Vernachlässigung der axialen Änderungen führt zu um 60 % zu großen $\frac{\Delta k}{k}$ -Werten.

Tabelle: Homogene Natriumentnahme aus dem Core

Natrium-Dichte im Core	100 %	50 %	0 %
Axiales Saving, cm	14,32	15,54	17,25
$\Delta k/k$	-	- 8,37 ‰	- 18,8 ‰
$\Delta k/k$ ohne Berücksichtigung der axialen Savingsänderung		-13,1 ‰	- 30,5 ‰

Der Reaktivitätsverlust von 1,88 % bei totaler Natriumentfernung aus dem Core kann mit dem Wert von 2,13 verglichen werden, der als Folge einer totalen Natriumentnahme aus zentralen Zonen wachsender Größe erhalten wurde (Abschnitt 2.2.2). Der Unterschied rührt daher, daß die dortige Berechnung in Kugelgeometrie durchgeführt wurde, so daß die Natriummenge kleiner ist, als die richtige Natriummenge im Zylinderreaktor. Wird der Wert von 2,13 % mit dem Verhältnis der Natriummengen (d. h. mit dem "Shape-Faktor") multipliziert, so erhält man wieder $0,88 \times 2,13 \% = 1,88 \%$.

Andererseits ist der Reaktivitätsverlust proportional dem Anteil des entnommenen Natriums. Der mit den mittleren Natrium-Dichte-Koeffizienten berechnete Temperaturkoeffizient be-

trägt $- 0,464 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$. Wegen der hierbei berücksichtigten Savingsänderungen weicht dieser Wert beträchtlich von dem ab, der mit dem Danger-Koeffizienten berechnet wurde ($- 0,698 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$). Eine Ableitung des Core-Dichte-Koeffizienten ist auch mit Hilfe des gemittelten lokalen Danger-Koeffizienten möglich. Es gilt:

$$\frac{\Delta k/k}{\Delta V_{\text{Na}}/V_{\text{Na}}} = \left(\frac{\overline{\Delta k/k}}{\Delta P_{\text{Na}}}_c \right) \cdot P_{\text{Na}}$$

Hierbei ist $(\Delta k/k)/(\Delta V_{\text{Na}}/V_{\text{Na}})$ der jetzige Core-Dichte-Koeffizient, P_{Na} die totale Natrium-Menge im Core (≈ 460 kg) und $(\overline{\Delta k/k} \Delta P_{\text{Na}})_c$ der im Core gemittelte lokale Danger-Koeffizient, d. h. $- 6,1 \cdot 10^{-5}/\text{kg}$. So erhält man die gerade OA (Abb. 15), die auch den Verlauf des Core-Dichte-Koeffizienten angibt; allerdings gilt die vorige Gleichung nur für kleine Natrium-Dichte-Änderungen. Diese Gerade OA liegt, wie auch zu erwarten war, unter den anderen Kurven; in der Berechnung des lokalen Natrium-Danger-Koeffizienten wurden keine Savings-Änderungen berücksichtigt (auch radiale nicht), deshalb ist die so berechnete Reaktivitätsänderung zu groß. Für die in der Mitte liegende Kurve wurde nur den radialen Savings-Änderungen, für die obere Kurve sowohl axialen als auch radialen Savingsänderungen Rechnung getragen.

b) Messung des Na-Dichte-Koeffizienten

Die Messung des Natrium-Dichte-Koeffizienten ist durch homogene Verringerung der Natrium-Dichte im Core möglich; sie wirft jedoch einige Schwierigkeiten auf. Fehler bei der Deutung der experimentellen Ergebnisse entstehen durch den Einfluß der Driver-Zone auf die gemessenen Reaktivitätseffekte (ein Fehler von $\pm 15\%$ ist zu erwarten). Andererseits ist die wirkliche Zusammensetzung des Reflektors in der Nähe des Core-Randes besser zu simulieren, da die jetzt vorgesehene Reflektorzusammensetzung nicht stimmt. Außerdem verlangt der vollständige Core-Umbau für jede beliebige Na-

Dichte einen großen Zeitaufwand. Das Einbringen nämlich eines Elementes ins Core bei laufendem Betrieb dauert etwa 25 Minuten. Für die Füllung der 358 Core-Elemente einschließlich des Einbringens ins Core muß man mindestens 200 Arbeitsstunden ansetzen (d.h. 3 Wochen). Deswegen darf man nicht viele Natrium-Dichten untersuchen.

Dazu kommen experimentelle Schwierigkeiten, die von der geringen zugelassenen Überschußreaktivität in SNEAK-2 herühren. Um das ganze Core ohne Natrium kritisch zu machen, ist nämlich eine Reaktivitätszugabe von 2 % nötig. Will man diese Zugabe durch homogene höhere Anreicherung in der Driver-Zone erreichen, so wäre eine zusätzliche Menge von ca. 48 kg Uran-235 nötig. Will man aber andererseits diese Reaktivitätszugabe ohne Verwendung zusätzlichen Urans-235 erreichen, so müßte man eine bessere Ausnützung des Urans anstreben. Die Driver-Zone wäre also bei konstantem Gesamt-vorrat an Uran-235 zu konzentrieren, woraus sich dort eine höhere Anreicherung ergäbe. Durch eine solche homogene Verkleinerung und höhere Anreicherung der Driver-Zone von ca. 15 bis 20 % ist die erwünschte Reaktivitätserhöhung von 2 % zu erwarten; das ginge aber auf Kosten der Meßgenauigkeit. Als dritte Möglichkeit kann man auf jeden Fall den Reaktivitätswert des Natrium-freien Reaktors auch im unterkritischen Gebiet messen. Hierbei ist allerdings auch die Meßgenauigkeit geringer.

So sieht die Messung auf den ersten Blick ziemlich umständlich aus. Zwei Faktoren aber sind hier zu betonen. Erstens: Die Linearität des Core-Dichte-Koeffizienten mit der Menge des entnommenen Natriums macht eventuell eine einzige Messung bei z. B. 50 % Dichte notwendig. Dadurch wird der benötigte Reaktivitätsanstieg und der Bedarf an Simulations-Hohlplättchen eingeschränkt.

Außerdem könnte es sein, daß Messungen in einem Teil des Cores (z. B. einem Viertel) sinnvoll und exakt genug sind.

Für die Beantwortung dieser Frage sind zweidimensionale Berechnungen auszuführen. Dies ist noch nicht geschehen, aber sie führt zur berechtigten Hoffnung, eine günstige Dichte-Messung durchführen zu können, da sowohl Ladezeit und Bedarf an Materialien als auch der benötigte Reaktivitätsanstieg evtl. erheblich reduziert werden können.

Zusammenfassung

Der erste Teil dieser Arbeit befaßt sich mit den theoretischen und praktischen Problemen, die bei der Simulierung großer Reaktoren mit Hilfe der Mehrzonen Technik auftreten. Dann wird die SNEAK-2 Anordnung im einzelnen beschrieben und die wesentlichen neutronenphysikalischen Kenngrößen wie Kritikalitätswert, extrapolierte Länge, Reaktivitätswerte der wichtigsten Materialien im Zentrum des Cores, angegeben. Diese Größen wurden in Kugel- oder Zylindergeometrie mit Hilfe des 16-Gruppen-YOM- bzw. 26-Gruppen-ABN-Satzes berechnet. Die Kritikalitätswerte, die sich aus diesen zwei Sätzen ergeben, unterscheiden sich nur um 0,6 %. Die jeweilige Lebensdauer der Neutronen unterscheidet sich um etwa 20 %. Das zeigt, daß der ABN-Satz ein wesentlich weicherer Spektrum als der YOM-Satz liefert.

Ausführlich wird die Wirkung der Natrium-Entnahme analysiert. Es werden drei Natrium-Koeffizienten definiert, der lokale Danger-Koeffizient, der Core-Dichte-Koeffizient und der Void-Koeffizient. Die unterschiedliche Definition trägt den möglichen Kühlmittel-Unfällen Rechnung. Alle drei werden in Abhängigkeit vom Radius berechnet. Nach dem YOM-Satz zeigt es sich, daß der lokale Danger-Koeffizient etwa $+ 16 \cdot 10^{-5} / \text{kg}$ im Zentrum bzw. $- 8 \cdot 10^{-5} / \text{kg}$ am Rand des Cores, und der im Core gemittelte Natrium-Temperatur-Koeffizient ungefähr $- 0,50 \cdot 10^{-5} / ^\circ\text{C}$ beträgt, und durch lokale Entnahme des Natriums aus einer zentralen Zone ein positiver Reaktivitätszuwachs von etwa 3 % entstehen kann. Nach dem ABN-Satz beträgt der lokale Danger-Koeffizient etwa $+ 6 \cdot 10^{-5} / \text{kg}$ im Zentrum und der maximale positive Reaktivitätsbeitrag bei Entfernung des Natriums aus einer zentralen Zone liegt bei 1 %.

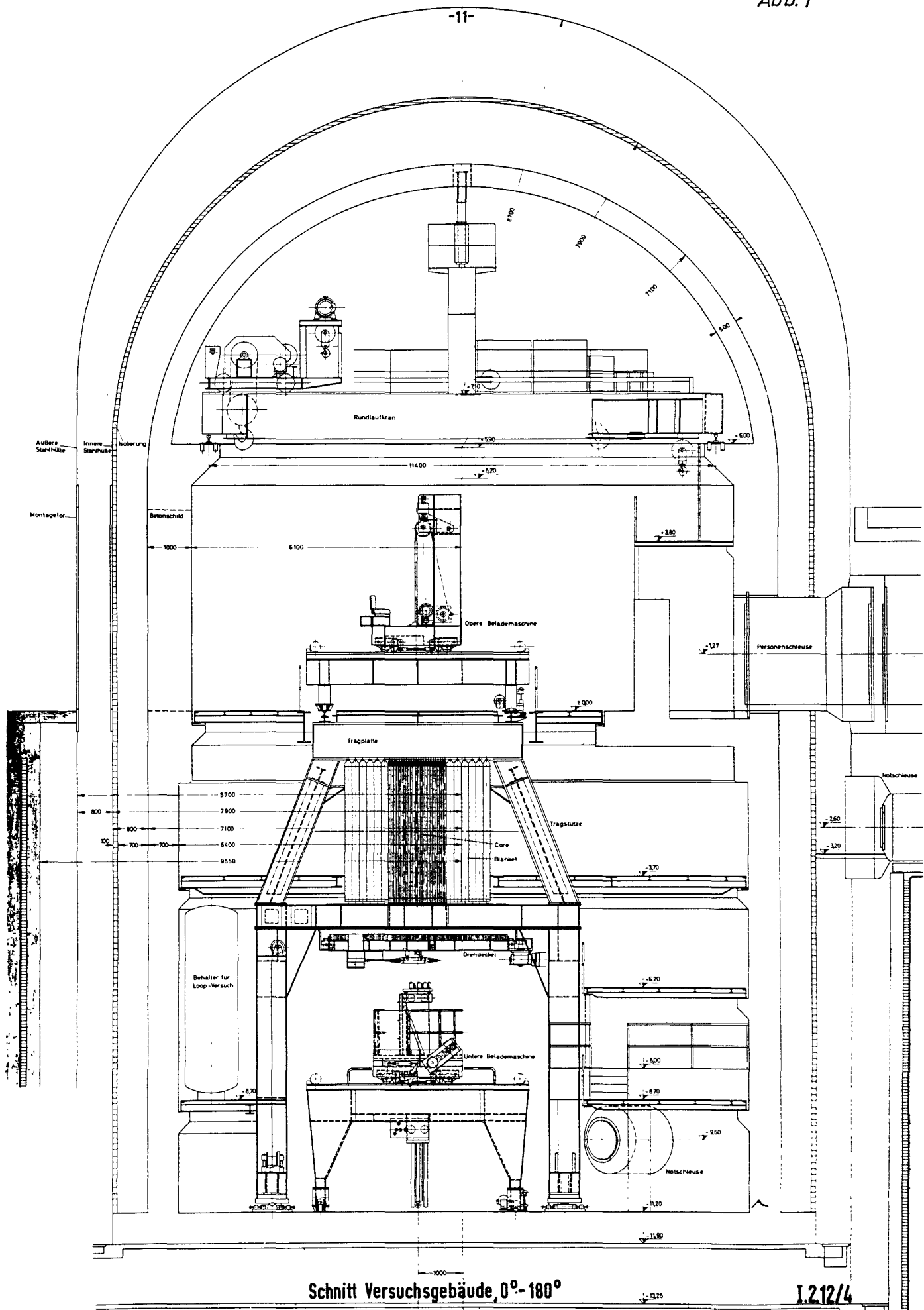
Ein vorläufiges Programm für die Messungen, die in SNEAK-2 durchgeführt werden sollen, wird formuliert. Die in dieser Arbeit definierten Natrium-Koeffizienten können im Prinzip in einer Einzelelement-Anordnung leicht und eindeutig gemessen werden. Die Driver-Zone bei SNEAK-2 verursacht nur einen relativ kleinen Fehler in dem lokalen Danger-Koeffizienten und in dem Void-Koeffizienten, der abschätzbar ist.

Für die Messung des Core-Danger-Koeffizienten ergeben sich jedoch größere Schwierigkeiten. Der relativ große Material- und Zeitaufwand läßt es als sehr wünschenswert erscheinen, eine sinnvolle Messung auf einen kleinen Teil des Cores (z.B. einem Viertel) durchzuführen. Diese Frage sollte durch zweidimensionale Berechnungen geklärt werden.

Der Verfasser ist den Herren Prof. Dr. W. Häfele und Dr. P. Engelmann für ihre wertvolle Hilfe sehr dankbar.

Literaturhinweise

- /1/ R.O.Brittan et al., Hazard Evaluation Report on the Fast Reactor Zero Power Experiment (ZPR-III) ANL-FWT-105 (1955)
- /2/ B.C.Cerutti et al., The Fast Critical Assembly (ZPR-III) ANL-5513 (1956)
- /3/ W.Y.Kato et al., Safety Analysis Report, Argonne Fast Critical Facility (ZPR-VI) ANL-6271 (1963)
- /4/ R.D.Smith, ZEBRA - A Zero Power Fast Reactor, Nucl. Eng. 7 (1962) S. 364-367
- /5/ G.K.Rusch, E.R.Böhme et al., Investigations of a 600 Liter Uranium Carbide Core (ZPR-VI Assembly No. 2) ANL-7010 (1965) S. 91-110
- /6/ S.Yiftah, D.Okrent, P.Moldauer "Fast Reactors Cross Sections" Pergamon Press 1960
- /7/ W.B.Loewenstein, G.W.Main "Fast Reactors Shape-Factors and Shape Dependent Variables", ANL-6403, Nov. 61
- /8/ H.Bachmann, INR-Arbeitsbericht Nr. 89/1964, Gesellschaft für Kernforschung, Karlsruhe
- /9/ W.G.Davey, ANL-6570 und ANL-6682
- /10/ L.P.Abagjan et al., "Gruppenkonstanten schneller und intermediärer Neutronen für die Berechnung von Kernreaktoren" KFK-tr-144
- /11/ Küsters, Metzenroth, "The Influence of Some Important Group-Constants on Integral Fast Reactor Quantities", Argonne Conference on Safety, Fuel and Core-Designs in Large Fast Power Reactors. 11.-14. Okt. 1965.
- /12/ Liquid Metal Handbook, NAVEXOS P-733 (Rev.) Washington, 1954



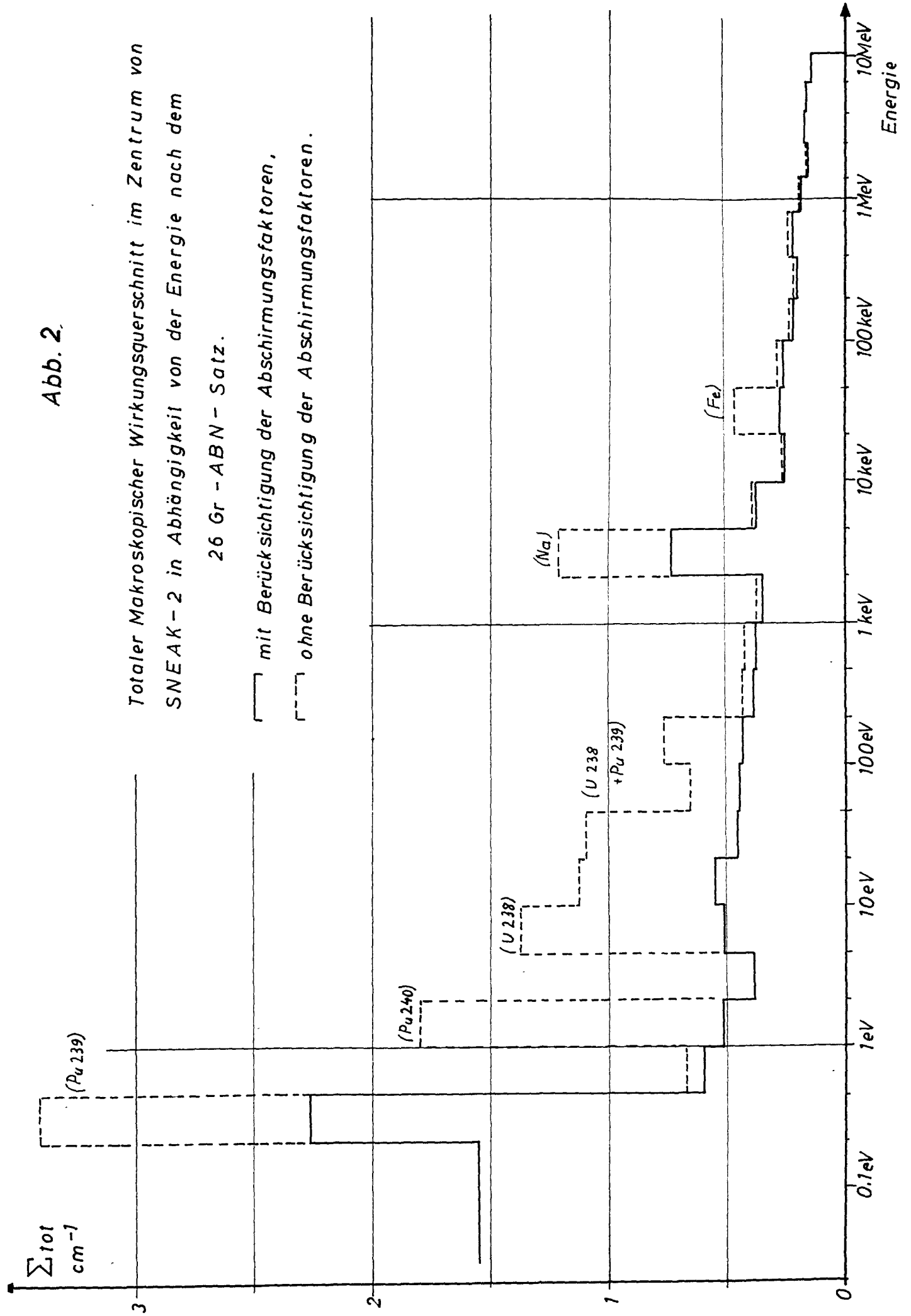
Schnitt Versuchsgebäude, 0°-180°

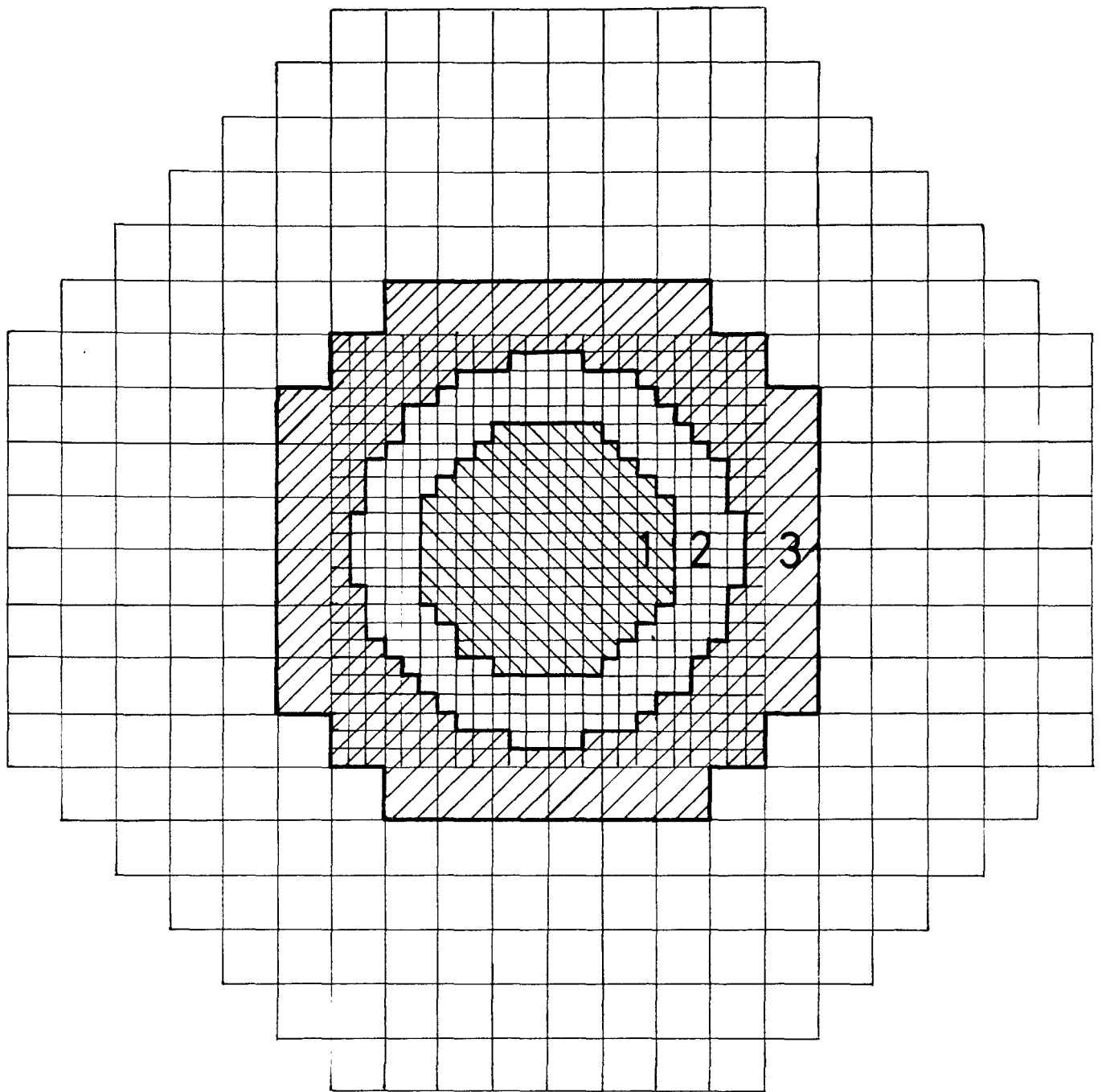
I.212/4

Abb. 2.

Totaler Makroskopischer Wirkungsquerschnitt im Zentrum von
SNEAK-2 in Abhängigkeit von der Energie nach dem
26 Gr - ABN - Satz.

— mit Berücksichtigung der Abschirmungsfaktoren,
- - - ohne Berücksichtigung der Abschirmungsfaktoren.



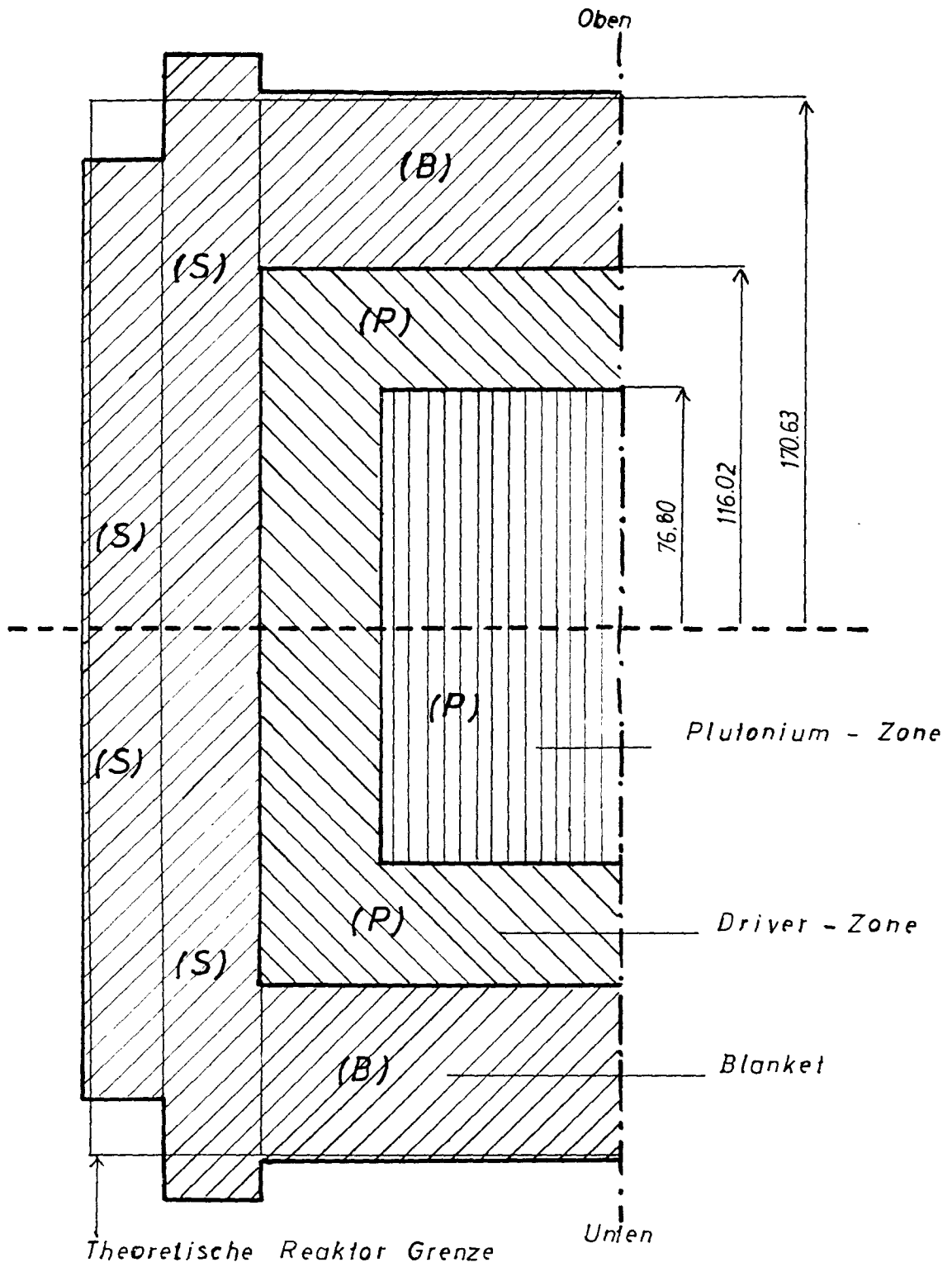


1 *Plutonium - Zone*

2 *Driver - Zone*

3 *Blanket*

Abb. 3 **SNEAK -2** *Anordnung* *Ansicht von oben*



- (P) Simulation mit Material - Plättchen
- (B) Simulation mit Material - Blöcken
- (S) Simulation mit Material - Stäben

Abb. 4 SNEAK-2 Anordnung Längsschnitt durch die Achse

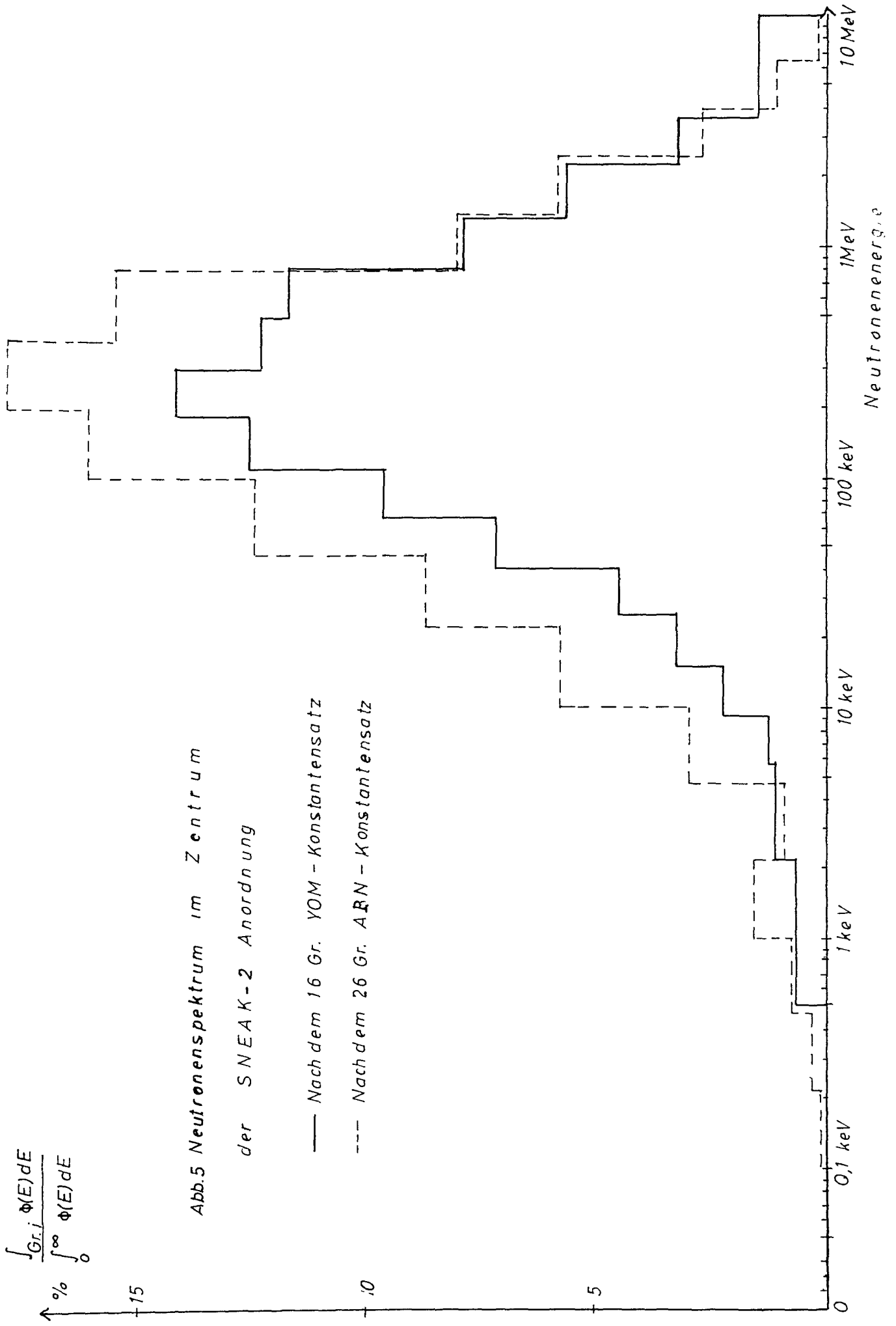


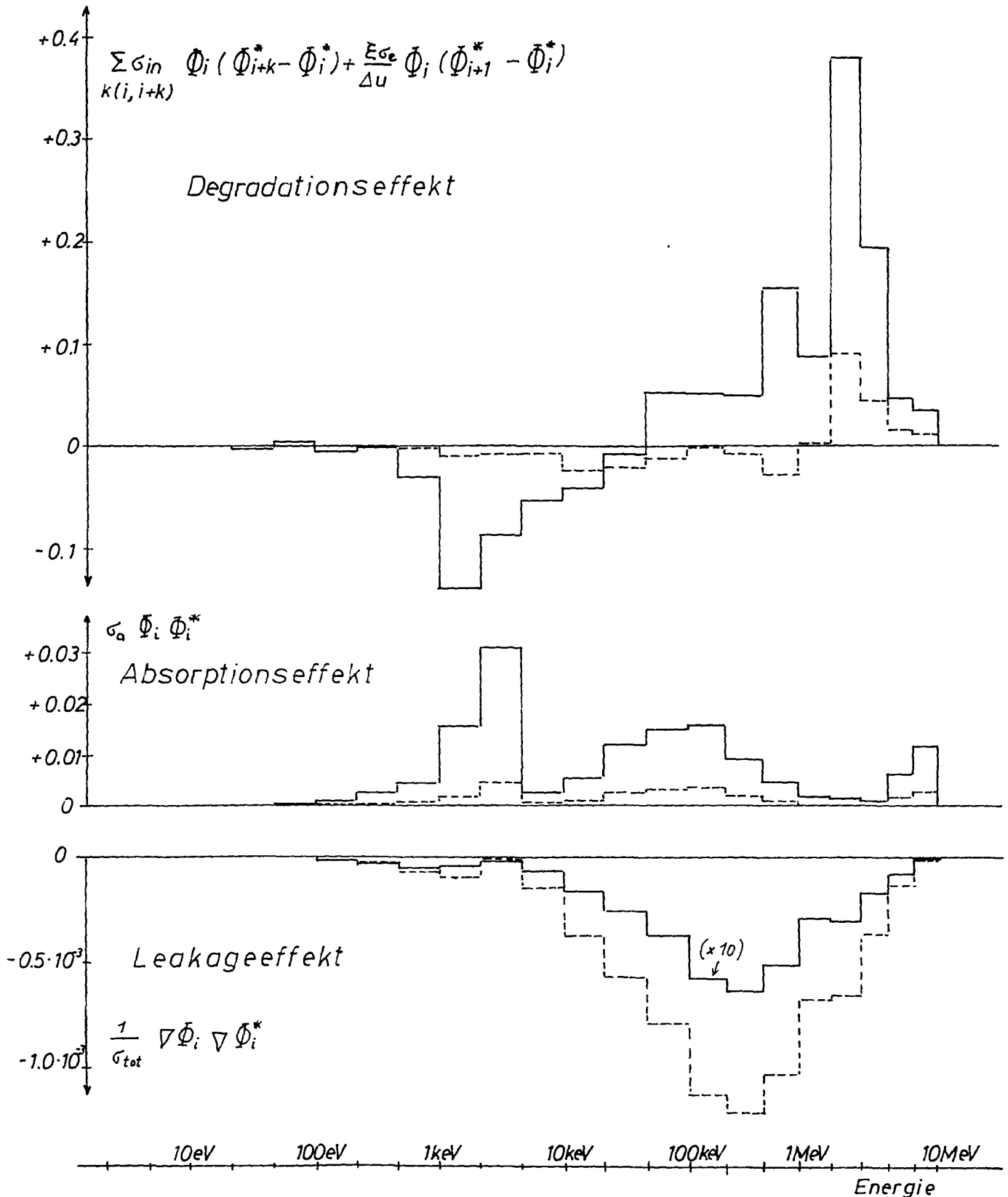
Abb.5 Neutronenspektrum im Zentrum
 der SNEAK-2 Anordnung

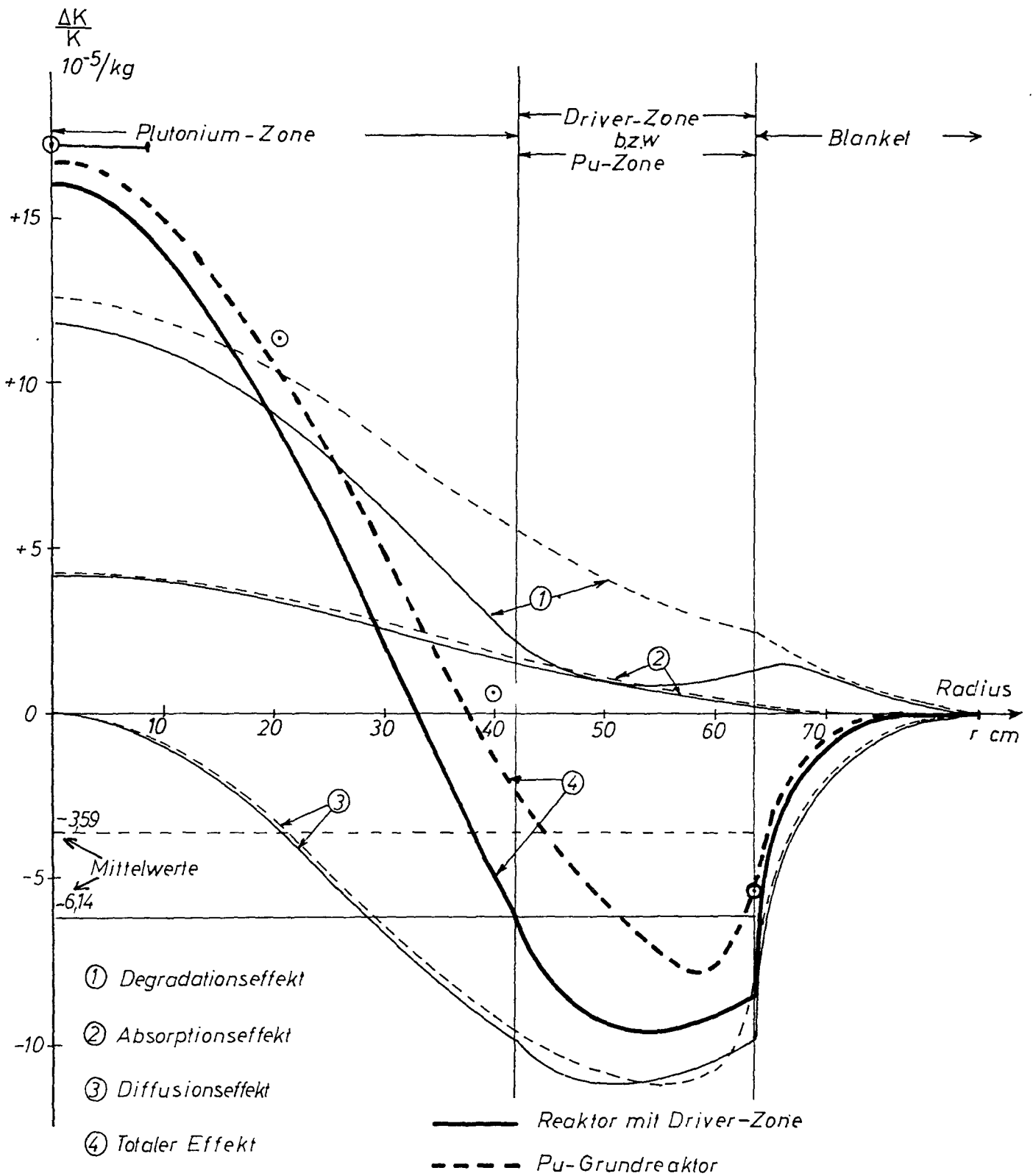
Energieabhängigkeit der verschiedenen Reaktivitätseffekte bei Entfernung von Natrium aus der SNEAK-2 Anordnung

nach dem 26 Gr. ABN-Satz
(unter Berücksichtigung der Abschirmungsfaktoren)

Abb. 6

— bei $r = 8.44 \text{ cm}$
- - - bei $r = 55.11 \text{ cm}$





⊙ Totaler Effekt im Pu-Grundreaktor durch Vergleich von zwei MGP-Rechnungen

Abb. 7 Lokaler Natrium-Danger-Koeffizient in Abhängigkeit vom Radius

in SNEAK-2 Anordnung (Kugel) nach dem 16Gr. YOM Satz

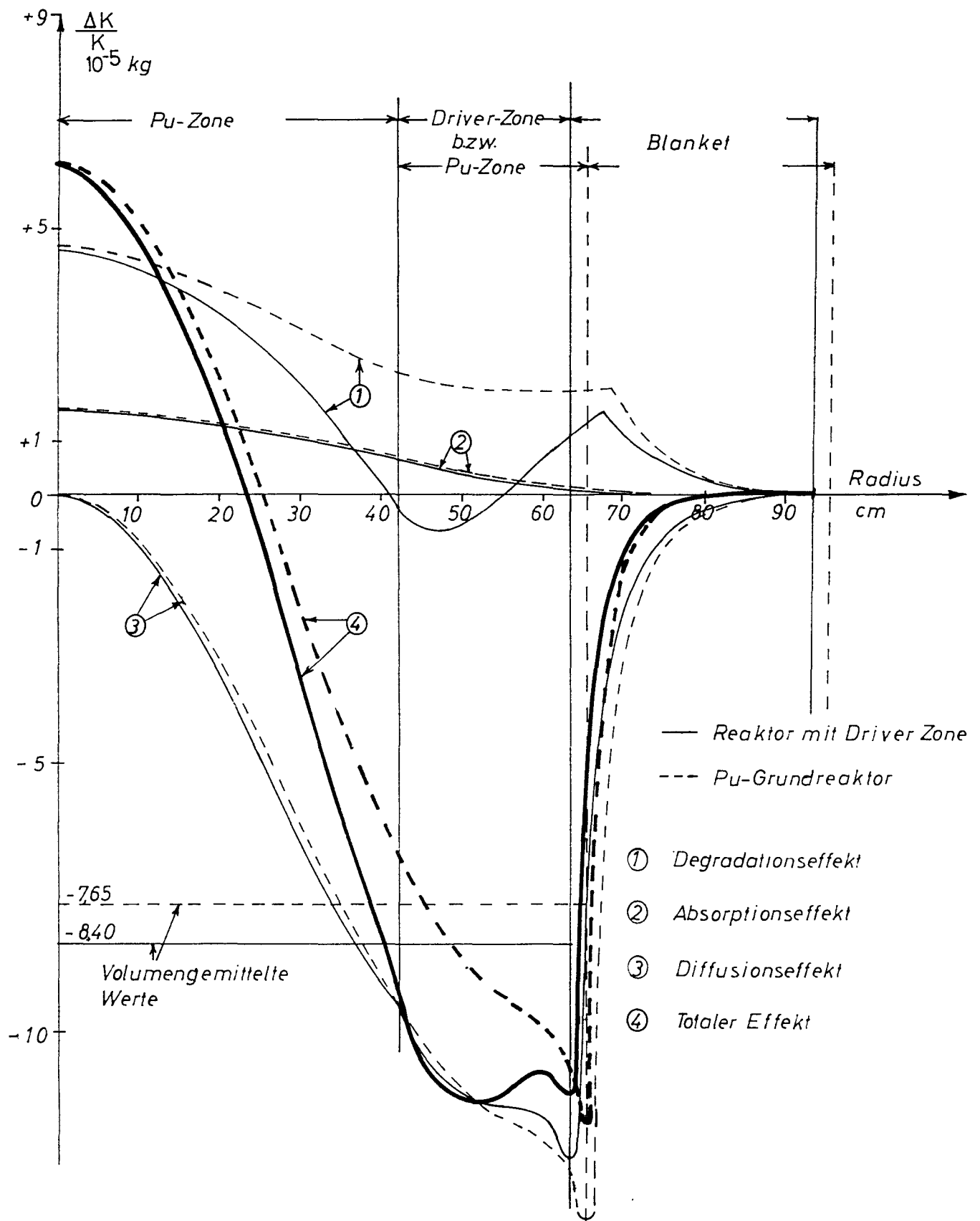
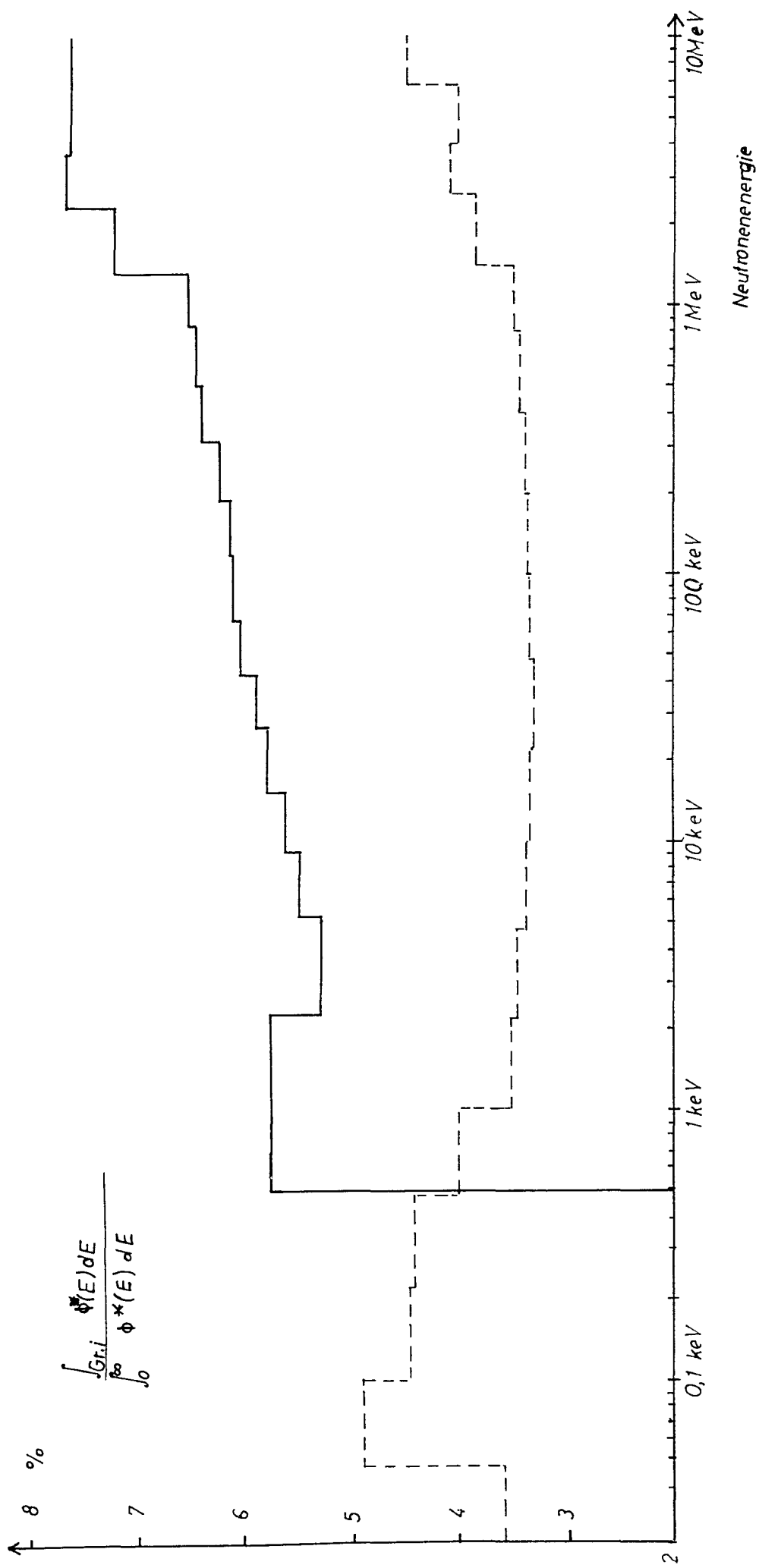


Abb. 8 Lokaler Natrium - Danger - Koeffizient in Abhängigkeit vom Radius in der SNEAK -2 Anordnung (Kugel) nach dem 26 Gr. ABN Gruppenkonstantensatz



Neutronen - Importance in Abhängigkeit von der Energie

im Zentrum der SNEAK-2 Anordnung

— Nach dem 16 - Gr. YOM - Konstantensatz

- - - Nach dem 26 - Gr. ABN - Konstantensatz

Abb.10

Energieabhängigkeit des Natrium - Degradations - Effektes

bei 2 verschiedenen Radien der SNEAK-2 Anordnung

nach dem 16 Gr. YOM - Konstantensatz

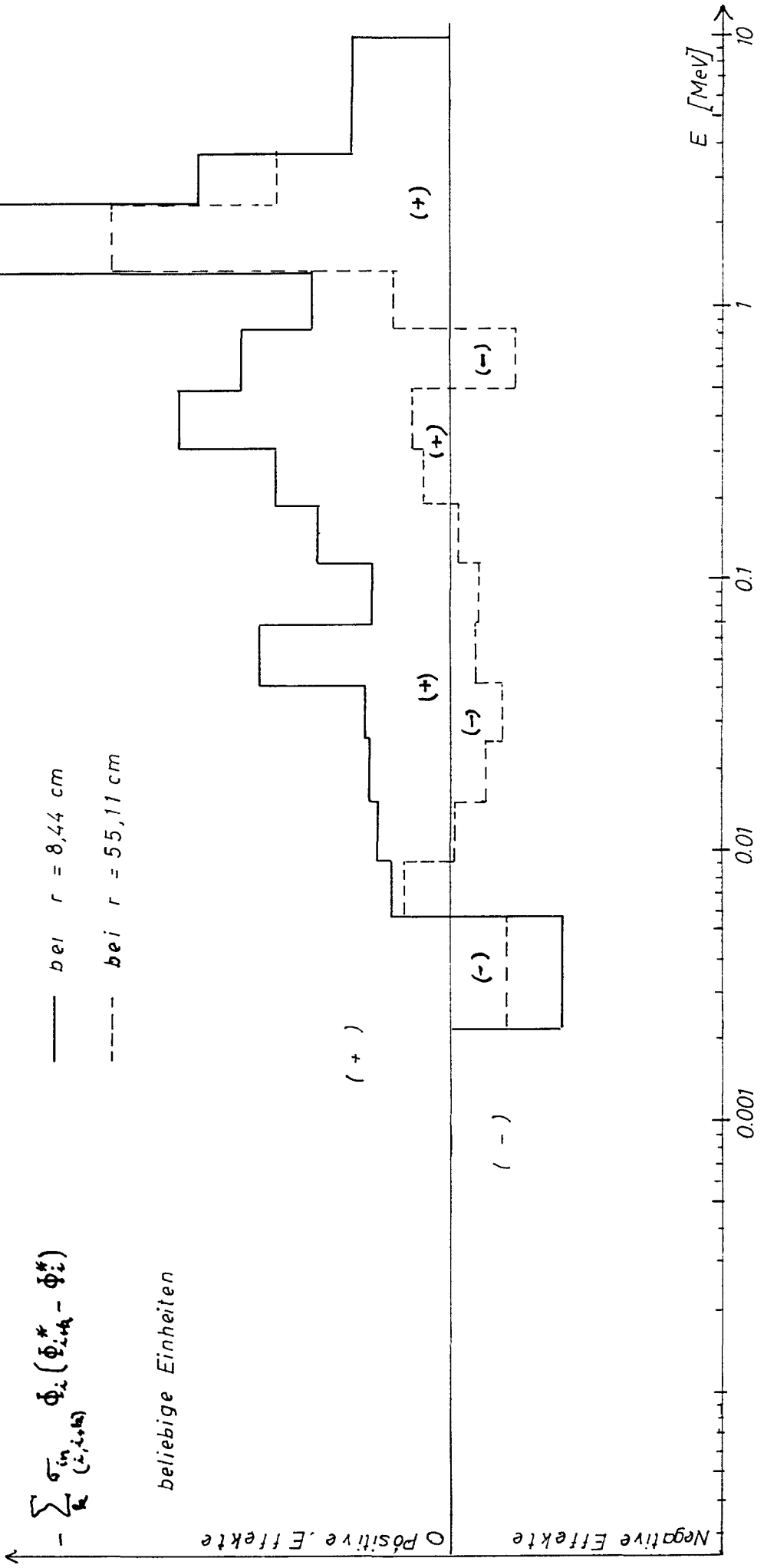


Abb. 11

Energieabhängigkeit des Natrium - Degradations - Effektes
 bei 2 verschiedenen Radien der SNEAK 2 - Anordnung
 nach dem 26-Gr ABN-Konstantensatz

— bei $r = 8,44 \text{ cm}$
 - - - bei $r = 55,71 \text{ cm}$

$$- \left[\sum_k \sigma_{(j+k)} \phi_k^* - \phi_i^* \right] + \sum_{\Delta u} \sigma_{\Delta u} \phi_i^* (\phi_{i+1}^* - \phi_i^*)$$

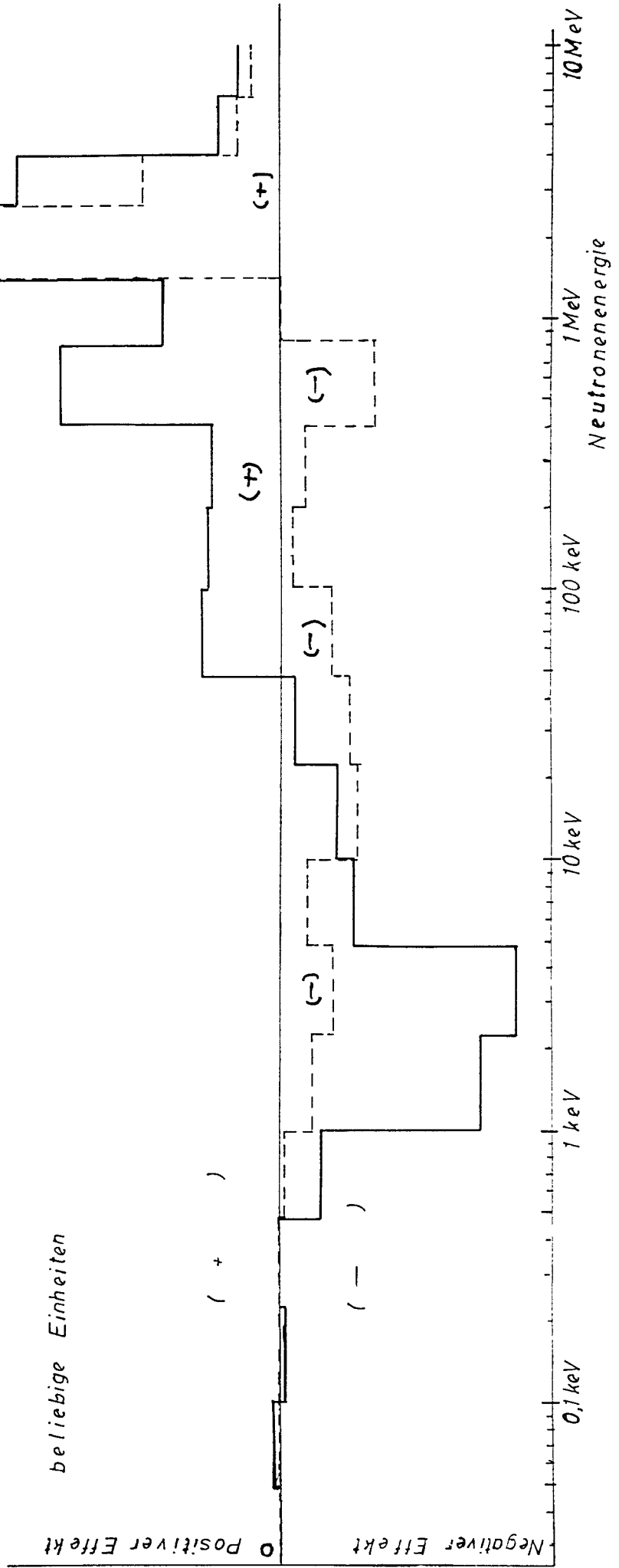


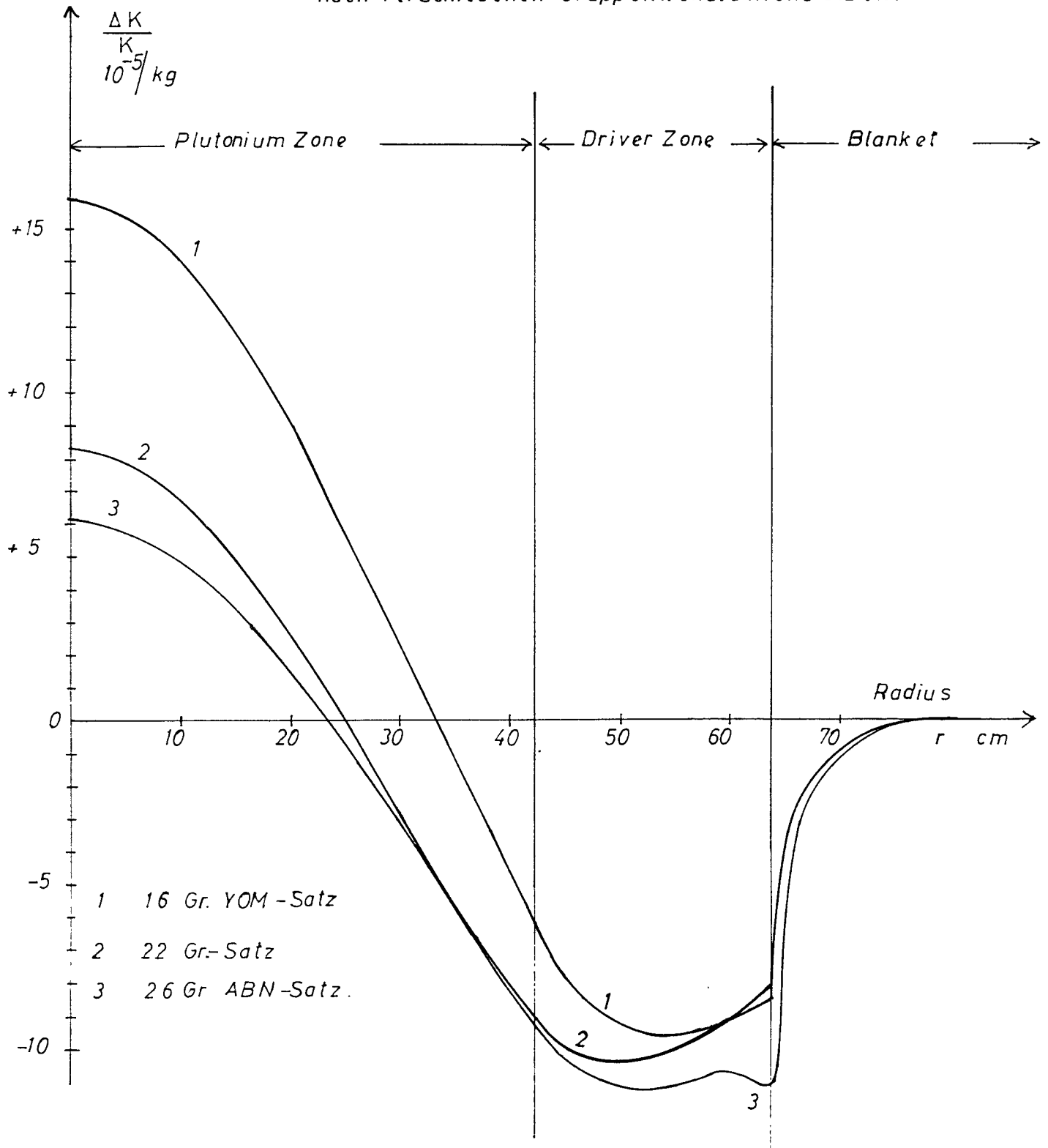
Abb. 12

Lokaler Natrium Danger-Koeffizient
(totaler Effekt)

in Abhängigkeit vom Radius

in der SNEAK-2 Anordnung (Kugel)

nach verschiedenen Gruppenkonstantensätzen.



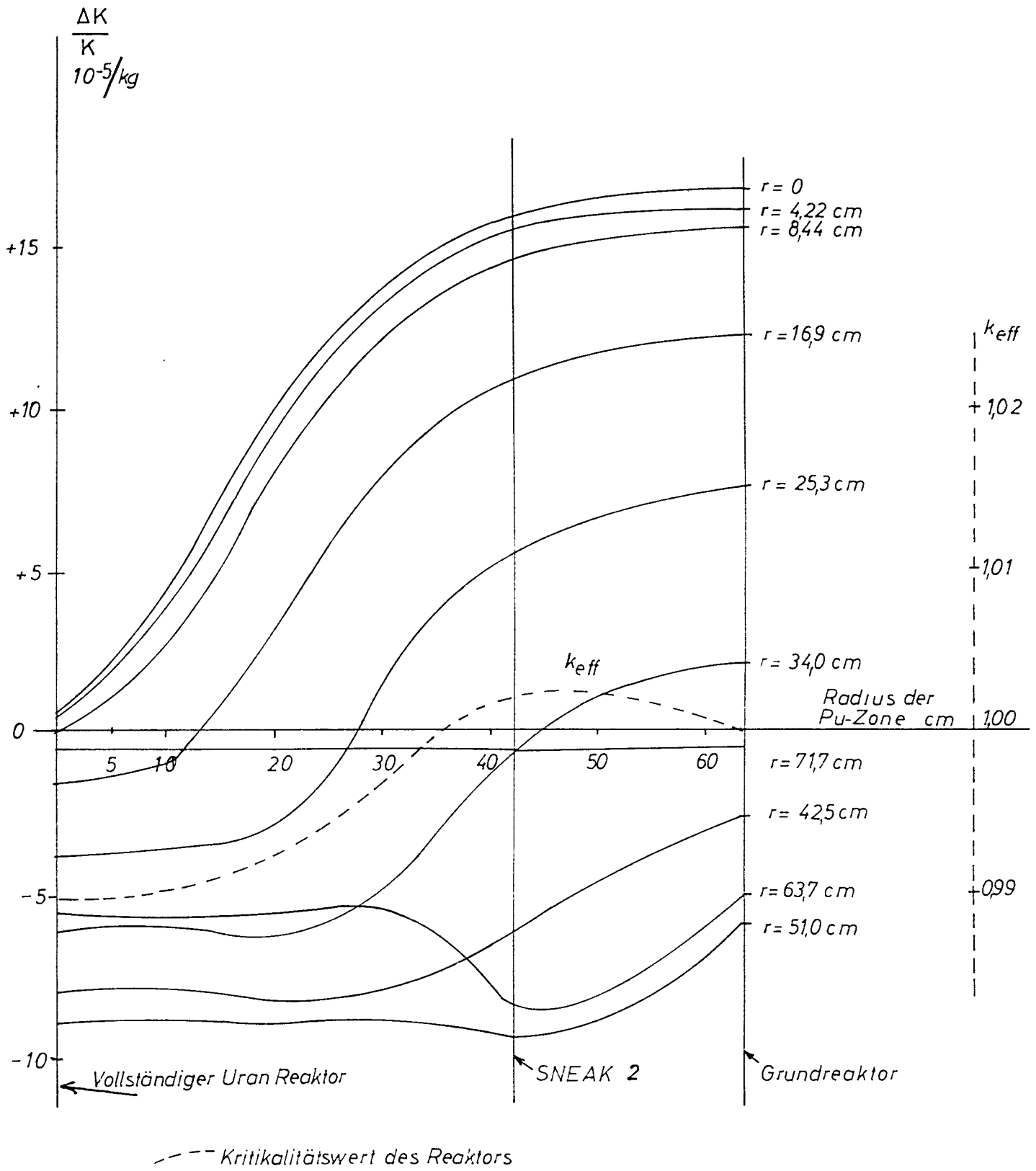


Abb.13 Werte des Lokalen Natrium Danger Koeffizienten an verschiedenen Stellen des Reaktors in Abhängigkeit vom Radius der zentralen Pu-Zone Kugelgeometrie - 16Gr.YOM-Satz

Abb. 14

Reaktivitätsänderung bei einer totalen Wegnahme des Natriums aus einer Zone, in Abhängigkeit von dem Radius der Zone (Kugelgeometrie).

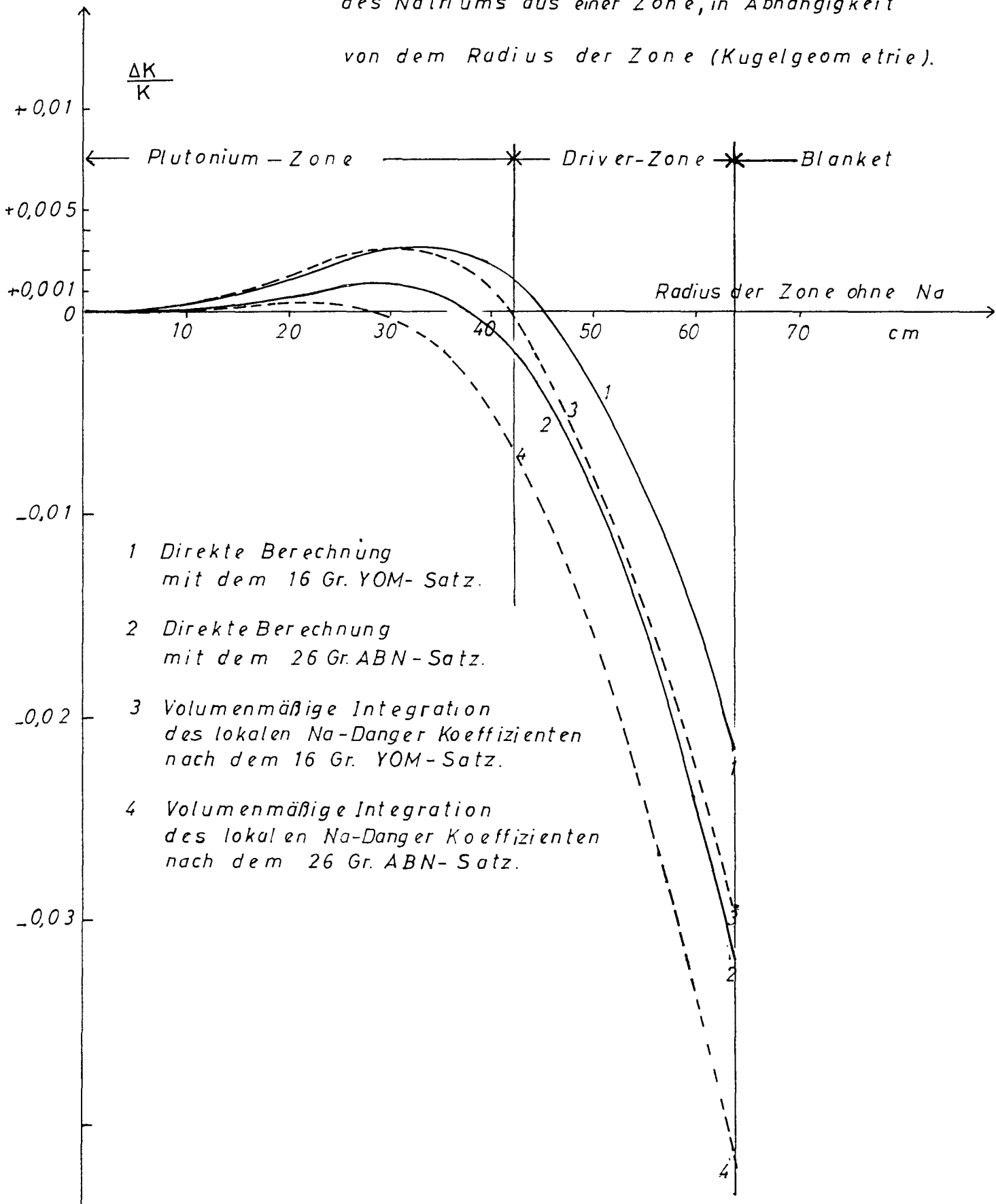


Abb. 15

Reaktivitätsänderung
bei einer homogenen Wegnahme des Natriums
aus dem Core

(Zylindergeometrie, YOM - Satz)

