

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

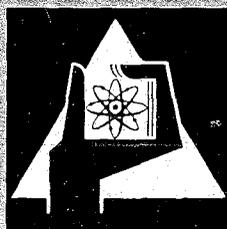
Juli 1967

KFK 603

Hauptabteilung Technik

Strahlendosisleistung des wiederaufgearbeiteten
Na 1 - Brüterbrennstoffes

H. Zimmermann



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Juli 1967

KFK 603

Hauptabteilung Technik

- TA 3 -

Strahlendosisleistung des wiederaufgearbeiteten

Na 1 - Brüterbrennstoffes

von

H. Zimmermann

Gesellschaft für Kernforschung mbH., 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.

Inhaltsverzeichnis

I.	Zusammenfassung	2
II.	Strahlenquellstärke des Brennstoffes	3
III.	Dosisleistungen ohne Abschirmung	9
IV.	Erforderliche Abschirmung	11
V.	Literaturverzeichnis	15
VI.	Abbildungen	16

I. Zusammenfassung

In dieser Arbeit wird die Aktivität des wiederaufgearbeiteten Na 1 - Brüterbrennstoffes berechnet. Es wird der Brennstoff der stärker angereicherten Corezone 2 als der ungünstigere Fall betrachtet. Die Aktivität setzt sich zusammen aus der γ -Aktivität der Spaltprodukte und der Plutoniumisotope sowie ihrer Folgeprodukte und der Neutronenaktivität des Plutoniums. Sie ist abhängig von der Aufarbeitungsform. Die gemeinsame Wiederaufarbeitung des Core- und Blanketmaterials ist vorteilhafter, denn sie führt zu geringeren Strahlenquellstärken als die getrennte Coreaufarbeitung. Die Spaltproduktaktivität beispielsweise wird durch die gemeinsame Aufarbeitung auf ca. 30 % gesenkt. Der Dekontaminationsfaktor sollte größer als 10^6 sein, jedoch braucht er nicht größer als 10^7 zu sein.

Die Abschirmung besteht aus Eisen und Paraffin. Die erforderlichen Materialdicken sind abhängig von der Aufarbeitungsform, von der Menge und der Dichte des Brennstoffes.

II. Strahlenquellstärke des Brennstoffes

Die Strahlenquellstärke des Brennstoffes setzt sich zusammen aus:

γ -Strahlung der Pu-Isotope und ihrer Folgeprodukte

Neutronenstrahlung aus Spontanspaltung des Pu und
(α, n)-Reaktion des PuO_2

γ -Strahlung der Spaltprodukte

Der Brennstoff wird zu einem Zeitpunkt von 180 Tagen nach der Entnahme aus dem Reaktor betrachtet. Dieser Zeitpunkt liegt in der ersten Hälfte der Refabrikationsperiode, wenn man einen Lastfaktor des Na 1 - Brütters von 0,8 voraussetzt. Bei einem Lastfaktor von 0,7 wäre wegen der längeren zur Verfügung stehenden Zeit für die Wiederaufarbeitung ein späterer Zeitpunkt anzusetzen. Die Spaltproduktivität, die einen wesentlichen Beitrag zur Gesamtdosisleistung leistet, wäre in diesem Fall noch weiter abgeklungen.

Bei der Berechnung der Strahlenquellstärke wird der Brennstoff der stärker angereicherten Corezone 2 als der ungünstigere Fall zugrunde gelegt.

γ -Strahlung der Pu-Isotope und ihrer Folgeprodukte

Tabelle 1 zeigt die Zusammensetzungen des Gleichgewichtsplutoniums für die beiden Betriebsfälle: getrennte Coreaufarbeitung und gemeinsame Core-Blanket-Aufarbeitung und Abführung des Brutgewinns aus dem geschlossenen Brennstoffkreislauf (1).

Tabelle 1: Zusammensetzung des Gleichgewichtsplutoniums

	Gewichts-%	
	getrennte Core- aufarbeitung	gemeinsame Core- Blanket-Aufarbeitung
Pu-239	63	75
Pu-240	30	22
Pu-241	5	2,5
Pu-242	2	0,5

Der Zerfall der langlebigen Isotope Pu-239, Pu-240 und Pu-242 kann in dem hier interessierenden Zeitraum wegen der kleinen Mengen und der geringen Aktivitäten der Tochternuklide vernachlässigt werden. Wesentlich für die Strahlenquellstärke des Brennstoffes sind nur die durch α - bzw. β -Zerfall des Pu-241 entstehenden Nuklide U-237 und Am-241. Die Folgeprodukte Np-237 und Pa-233 dieser Tochternuklide haben auf die Strahlenquellstärke keinen merklichen Einfluß; denn die γ -Aktivität des Np-237 ist nur gering und die Menge des Pa-233 ist sehr klein (ca. 10^{-13} g Pa-233 pro kg oxydischem Brennstoff bei getrennter Coreaufarbeitung).

Der Brennstoff wird zu einem Zeitpunkt von 8 Wochen nach der Abtrennung des Plutoniums vom Uran betrachtet, weil der Gehalt an dem sehr aktiven U-237 hier sein Maximum erreicht hat.

Im Core sind nach einem mittleren Abbrand von 80 000 MWd/t noch folgende radioaktive Isotope entstanden, die bei der Wiederaufarbeitung nicht entfernt werden: ca. 3,4 kg U-236; ca. 0,14 kg U-237; ca. 0,55 kg Pu-238 (2) und ca. $6 \cdot 10^{-2}$ g Pu-236¹⁾. Der Einfluß des U-236 und seiner Folgeprodukte auf die Strahlenquellstärke des Brennstoffs ist wegen der kleinen Mengen und der geringen Aktivitäten zu vernachlässigen. Das im Reaktor entstandene U-237 spielt nach 180 Tagen Abklingzeit wegen seiner kurzen Halbwertszeit ebenfalls keine Rolle mehr. Vernachlässigbar ist auch das bis zur Uran-Plutonium-Trennung durch α -Zerfall des Pu-241 entstandene U-237, das beim Uran verblieben ist. Seine Menge ist zum betrachteten Zeitpunkt um mehr als 2 Größenordnungen kleiner als die des neu entstandenen U-237. Die Strahlenquellstärke des Pu-236 und seines Tochternuklides U-232 ist zu vernachlässigen. Von den weiteren Nukliden dieser Zerfallsreihe hat jedoch das Tl-208 mit seiner harten 2,6 MeV γ -Strahlung einen geringen Einfluß.

Neutronenstrahlen

Die Neutronenstrahlung entsteht durch Spontanspaltung der Pu-Isotope und durch (α ,n)-Reaktion im PuO₂.

Die Neutronen aus den Spontanspaltungen der U-Isotope und den (α ,n)-Reaktionen im UO₂ können vernachlässigt werden, da die Aktivitäten der U-Isotope wesentlich kleiner sind.

γ -Strahlung der Spaltprodukte

Die Berechnung der Spaltprodukte erfolgte nach (3). Es wurden ein mittlerer Abbrand von 80 000 $\frac{\text{MWd}}{\text{t}}$, eine Vollaststandzeit von 550 Tagen und ein Lastfaktor von 0,8 zugrunde gelegt. In der Tabelle 2 sind die Mengen γ -strahlender Spaltprodukte nach 180 Tagen Abklingzeit aufgeführt.

1) überschlägig berechnet nach folgenden Reaktionen
U-238 (n,2n) U-237 $\xrightarrow{\beta^-}$ Np-237 (n,2n) Np-236 $\xrightarrow{\beta^-}$ Pu-236
Wirkungsquerschnitte nach PSB-Notiz Nr. 190/66

Tabelle 2:	Nuklid	Spaltproduktmenge
		$\left[\frac{g}{kg \text{ Brennstoff}} \right]$
Mengen radioaktiver Spalt- produkte im oxydischen Brennstoff nach einem Abbrand von 80 000 MWd/t und 180 Tagen Abklingzeit	Y- 91	$1,32 \cdot 10^{-2}$
	Zr- 95	$3,92 \cdot 10^{-2}$
	Nb- 95	$4,08 \cdot 10^{-2}$
	Ru-103	$8,89 \cdot 10^{-3}$
	Ru-106	$1,01 \cdot 10^0$
	Sn-119m	$6,81 \cdot 10^{-4}$
	Sb-125	$8,21 \cdot 10^{-2}$
	Te-125m	$2,07 \cdot 10^{-2}$
	Te-127m	$3,49 \cdot 10^{-3}$
	Te-129m	$8,64 \cdot 10^{-5}$
	J-129	$8,31 \cdot 10^{-1}$
	Cs-137	$2,59 \cdot 10^0$
	Ce-141	$4,50 \cdot 10^{-3}$
	Ce-144	$6,40 \cdot 10^{-1}$
	Pm-147	$8,90 \cdot 10^{-1}$
	Sm-151	$6,92 \cdot 10^{-1}$
Eu-155	$5,34 \cdot 10^{-2}$	

In Tabelle 2 sind noch nicht die radioaktiven Nuklide berücksichtigt, die durch Neutroneneinfang in Spaltprodukten entstehen. Von diesen Nukliden sind das Cs-134 und das Ag-110 von Bedeutung. Sie werden auf folgende Weise überschlägig berechnet:

Wenn man sämtliche Zerfälle mit einer Halbwertszeit kleiner als 5,3 Tage als augenblicklich erfolgend ansieht, gilt für die Zahl N_3 dieser Atome als Folgeprodukte eines Spaltproduktes mit der Spaltausbeute y nach der Bestrahlungs- und Kühlzeit näherungsweise folgende Beziehung:

$$N_3 = y N_1(0) k_1 k_2 \left[\frac{e^{-k_1 t_1}}{(k_2 - k_1)(k_3 - k_1)} + \frac{e^{-k_2 t_1}}{(k_1 - k_2)(k_3 - k_2)} + \frac{e^{-k_3 t_1}}{(k_1 - k_3)(k_2 - k_3)} \right] e^{-\lambda_3 t_2}$$

mit $k = \lambda + \Sigma \sigma \phi$

Dabei bedeuten

k	=	Abbaukonstante	$[s^{-1}]$
λ	=	Zerfallskonstante	$[s^{-1}]$
δ	=	Wirkungsquerschnitt	$[cm^2]$
ϕ	=	Neutronenfluß	$[cm^{-2} s^{-1}]$
$N_1(0)$	=	Zahl der spaltbaren Kerne zum Zeitpunkt 0	
t_1	=	Bestrahlungszeit	$[s]$
t_2	=	Kühlzeit	$[s]$

Es ergeben sich folgende Werte:

Cs-134	$5,69 \cdot 10^{-3}$	$[\frac{g}{kg \text{ Brennstoff}}]$
Ag-110	$8,11 \cdot 10^{-4}$	"

Unter Berücksichtigung der Brennstoffzusammensetzung nach (4) und der spezifischen Strahlenquellstärken, berechnet nach (5,6,7,8), ergeben sich die in der Tabelle 3 angegebenen Strahlenquellstärken des Brüterbrennstoffes bei der Refabrikation. Es wurde ein Dekontaminationsfaktor von 10^7 angenommen, d.h., die Strahlenquellstärke wurde in allen Energiegruppen um den Faktor 10^7 vermindert. Das ist nicht exakt, weil die verschiedenen Elemente nicht im gleichen Maße bei der Dekontamination entfernt werden. Der Fehler, den man auf diese Weise macht, ist aber relativ gering, weil die schwer entfernbaren Elemente Nb, Zr und Ru auch vor der Dekontamination den Hauptanteil zur Spaltproduktaktivität beitragen (ca. 87% nach 180 Tagen Abklingzeit).

Die Tabelle zeigt, daß die Aktivität des durch gemeinsame Core-Blanket-Aufarbeitung gewonnenen Brennstoffes merklich geringer ist. Die Spaltproduktaktivität beträgt nur ca. 30% der nach getrennter Aufarbeitung des Corematerials erhaltenen. Durch den geringeren Gehalt des Plutoniums an höheren Isotopen sind die Aktivitäten in den anderen Strahlengruppen ebenfalls kleiner.

Tabelle 3: Strahlenquellstärke des wiederaufgearbeiteten Na1-Brüterbrennstoffes (Corezone 2)

Strahlenquelle	Art der Strahlung	Energie d. Strahlung [MeV]	Getrennte Coreaufarbeitung		Gemeinsame Core-Blanket-Aufarbeitung	
			r.a. Nuklide [$\frac{g}{kg \text{ oxyd. Brennstoff}}$]	Strahlenquellstärke [$s^{-1} g^{-1}$]	r.a. Nuklide [$\frac{g}{kg \text{ oxyd. Brennstoff}}$]	Strahlenquellstärke [$s^{-1} g^{-1}$]
Pu-239 bis Pu-242	Röntgen	0,017	$1,81 \cdot 10^2$	$3,46 \cdot 10^7$	$1,59 \cdot 10^2$	$2,84 \cdot 10^7$
	γ	0,05		$6,42 \cdot 10^4$		$4,95 \cdot 10^4$
	γ	0,14		$1,08 \cdot 10^2$		$4,83 \cdot 10^2$
	γ	0,21		$8,29 \cdot 10^3$		$8,67 \cdot 10^3$
	γ	0,4		$5,42 \cdot 10^1$		$5,56 \cdot 10^1$
	n	2		$7,65 \cdot 10^1$		$4,78 \cdot 10^1$
Pu-238	Röntgen	0,017	$2,97 \cdot 10^{-2}$	$2,10 \cdot 10^6$	$8,06 \cdot 10^{-3}$	$5,70 \cdot 10^5$
	γ	0,05		$7,25 \cdot 10^3$		$1,97 \cdot 10^2$
	γ	0,1		$1,52 \cdot 10^2$		$4,13 \cdot 10^1$
	γ	0,15		$1,90 \cdot 10^{-1}$		$5,16 \cdot 10^{-1}$
	γ	0,2		$7,63 \cdot 10^{-1}$		$2,07 \cdot 10^{-1}$
	γ	0,76		9,56		2,60
U-237	Röntgen	0,017	$2,82 \cdot 10^{-7}$	$1,99 \cdot 10^5$	$7,66 \cdot 10^{-8}$	$8,68 \cdot 10^4$
	γ	0,06		$3,37 \cdot 10^5$		$1,47 \cdot 10^5$
	γ	0,21		$2,51 \cdot 10^4$		$1,09 \cdot 10^3$
	γ	0,33		$1,41 \cdot 10^4$		$6,13 \cdot 10^3$
Am-241	Röntgen	0,017	$7,50 \cdot 10^{-2}$	$3,84 \cdot 10^6$	$3,30 \cdot 10^{-2}$	$1,67 \cdot 10^6$
	γ	0,05		$3,74 \cdot 10^6$		$1,63 \cdot 10^3$
	γ	0,1		$3,66 \cdot 10^2$		$1,59 \cdot 10^1$
	γ	0,2		$1,42 \cdot 10^1$		$6,19 \cdot 10^1$
	γ	0,33		$7,01 \cdot 10^1$		$3,05 \cdot 10^1$
	γ	0,4		$4,13 \cdot 10^1$		$1,79 \cdot 10^1$
	γ	0,6		$3,57 \cdot 10^1$		$1,55 \cdot 10^1$
	γ	0,75		$2,05 \cdot 10^1$		8,90
Tl-208	γ	2,6	$6,54 \cdot 10^{-16}$	7,06	$1,78 \cdot 10^{-16}$	1,92
Spaltprodukte DF = 10^7	γ	0,05	6,93	$7,25 \cdot 10^2$	2,00	$2,10 \cdot 10^2$
	γ	0,1		$8,84 \cdot 10^2$		$2,56 \cdot 10^2$
	γ	0,2		$1,27 \cdot 10^2$		$3,68 \cdot 10^1$
	γ	0,4		$1,44 \cdot 10^2$		$4,14 \cdot 10^1$
	γ	0,75		$1,30 \cdot 10^4$		$3,77 \cdot 10^1$
	γ	1,5		$7,55 \cdot 10^1$		$2,18 \cdot 10^1$
	γ	2,2		$2,22 \cdot 10^1$		6,41
	γ	2,5		2,22		$6,41 \cdot 10^{-1}$

III. Dosisleistungen ohne Abschirmung

Die Quellgeometrie, die in einer Refabrikationsanlage am häufigsten auftritt, ist der Zylinder. Deshalb werden die Dosisleistungen für Brennstoffzylinder verschiedener Masse und Dichte in 50 cm Abstand von der Zylinderachse berechnet.

Die größte Dosisleistung DL außerhalb einer Kreiszyylinderquelle läßt sich näherungsweise wie eine parallel zur Zylinderachse liegende Linienquelle mit einer wirksamen Selbstabsorptionsdicke Z berechnen.

Nach (9) gilt:

$$DL = k \cdot B \cdot S_v \frac{R^2}{2(a+Z)} \int_0^\theta \frac{\mu Z}{\cos\theta} d\theta \left[\frac{\text{mrem}}{\text{h}} \right]$$
$$\theta = \arctan \frac{H}{2a}$$

Darin bedeuten:

- k = Dosisleistung pro Photonen- bzw. Neutronenflußeinheit
[mrem · cm² · s · h⁻¹]
- B = Aufbaufaktor für die Strahlung im Quellmaterial
- S_v = Strahlenquellstärke pro Volumeneinheit [cm⁻³ · s⁻¹]
- R = Zylinderradius [cm]
- H = Zylinderhöhe [cm]
- a = Abstand des Berechnungspunktes von der Zylinderoberfläche [cm]
- μ = Absorptionskoeffizient des Quellmaterials

Den Berechnungen liegen folgende Voraussetzungen und Vereinfachungen zugrunde:

1. Es wird eine homogene Brennstoffverteilung vorausgesetzt.
2. Für den gesamten Brennstoff wird der Absorptionskoeffizient von UO₂ angenommen.

3. Vernachlässigt wird die Schwächung der Strahlung durch die Luft und irgendwelche Gefäßwände.
4. Der Aufbaufaktor wird in Ermangelung genauerer Kenntnis nach (9) zu $B = 1 + \mu Z$ angenommen.
5. Es wird ein Verhältnis Zylinderhöhe : -durchmesser von 1,5 : 1 angenommen.
6. Die Berechnung der Neutronendosisleistung erfolgt nach dem Ausscheidungsverfahren.

Die unter diesen Bedingungen berechneten Dosisleistungen sind in den Abbildungen 1 und 2 dargestellt. Zum Vergleich zeigt die Abbildung 3 die Dosisleistungen bei Annahme einer Punktquelle. Die auf diese Weise errechneten Werte liegen um ca. 2 Größenordnungen höher.

Die Abbildungen 1 und 2 zeigen den starken Einfluß der Dichte auf die Dosisleistung. Bei den geringen Dichten trägt die relativ weiche γ -Strahlung der U- und Pu-Isotope wesentlich zur Gesamtdosisleistung bei. Bei den hohen Dichten dagegen wird diese Strahlung weitgehend absorbiert. Daraus ergibt sich, daß eine kleine Strahlenquelle geringer Dichte in erster Näherung als Punktquelle betrachtet werden kann. In allen anderen Fällen sollte jedoch die Selbstabsorption nicht vernachlässigt werden. Der Gewinn an Genauigkeit lohnt den größeren Rechenaufwand. Geringe Dichten treten in einer Refabrikationsanlage beispielsweise bei Riesel- und Mischvorgängen auf.

In Abbildung 4 ist die Dosisleistung eines Subassemblies und der prozentuale Anteil der Strahlungsarten an der Gesamtdosisleistung dargestellt. Das Subassembly wurde ebenfalls als Zylinderquelle mit einem dem Sechseckquerschnitt flächengleichen Kreisquerschnitt unter Annahme homogener Brennstoff- und Strukturmaterialverteilung berechnet. Den größten Anteil an der Gesamtdosisleistung hat die Neutronenstrahlung, gefolgt von der γ -Strahlung der Spaltprodukte. Die γ -Strahlung des aus dem Pu-241 entstandenen U-237 überwiegt noch die γ -Strahlung der Pu-Isotope. Die prozentualen Dosisleistungsanteile sind jedoch stark von der Quellgeometrie und der Brennstoffdichte abhängig. Je geringer die

Dichte ist, desto mehr kommt die weiche γ -Strahlung zur Geltung.

In Abbildung 5 und 6 sind die Dosisleistungen eines Subassemblies in Abhängigkeit vom Dekontaminationsfaktor dargestellt. Diese Darstellung zeigt, daß ein Dekontaminationsfaktor größer als 10^7 nicht lohnend ist.

IV. Erforderliche Abschirmung

Es soll eine kostenmäßig optimale Abschirmung für die Refabrikationsanlage entwickelt werden. Eine solche Abschirmung besteht zweckmäßigerweise aus 2 Materialien; ein schweres für die Schwächung der γ -Strahlen und ein wasserstoffhaltiges für die Schwächung der Neutronenstrahlen. Es sind nun die Materialdicken zu finden, die die Gesamtdosisleistung bei dem geringsten Kostenaufwand auf einen bestimmten Wert beschränken.

Für die Rechnung werden folgende Vereinfachungen eingeführt. Es wird eine Punktquelle angenommen, die 2 Strahlenarten emittiert. Der Dosisaufbaufaktor wird vernachlässigt.

Für die Dosisleistung DL einer Strahlenart i gilt

$$DL_i(x_1, x_2) = \frac{S_i k_i}{4\pi a^2} e^{-\mu_{i1} x_1 - \mu_{i2} x_2}$$

x_j = Flächengewicht des Abschirmmaterials j $\left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^2} \right]$

S_i = Quellstärke der Strahlenart i $\left[\text{s}^{-1} \right]$

k_i = Dosisleistung pro Photonen- bzw. Neutronenflüsseinheit
 $\left[\frac{\text{mrem} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{s}}{\text{h}} \right]$

a = Abstand des Berechnungspunktes von der Quelle $\left[\text{cm} \right]$

μ_{ij} = Massenabsorptions- bzw. Ausscheidungsquerschnitt $\left[\frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \right]$

Das schwere Material 1 schwächt γ - und Neutronenstrahlen, während das leichte wasserstoffhaltige Material 2 praktisch nur Neutronenstrahlen schwächt.

Für die Gesamtdosisleistung hinter der Abschirmung gilt dann

$$DL(x_1, x_2) = S_1 f_1 e^{-\mu_{11} x_1} + S_2 f_2 e^{-\mu_{21} x_1 - \mu_{22} x_2}$$

$$\text{wobei } f_i = \frac{k_i}{4 \pi a^2} \text{ ist.}$$

Die Kosten für 1 cm² der Abschirmung betragen

$$K(x_1, x_2) = a_1 x_1 + a_2 x_2 \quad \left[\frac{\text{DM}}{\text{cm}^2} \right]$$

$$a_i \text{ Kosten des Abschirmmaterials } i \quad \left[\frac{\text{DM}}{\text{g}} \right]$$

Es ist nun zu untersuchen, unter welchen Bedingungen die Kosten ein Minimum werden.

Die Eulerschen Gleichungen dieses Variationsproblems lauten:

$$\frac{\partial k(x_1, x_2)}{\partial x_j} + \lambda \frac{\partial \phi(x_1, x_2)}{\partial x_j} = 0 \quad (j = 1, 2)$$

Mit der Nebenbedingung

$$\phi(x_1, x_2) = S_1 f_1 e^{-\mu_{11} x_1} + S_2 f_2 e^{-\mu_{21} x_1 - \mu_{22} x_2} - DL = 0$$

Die Auflösung dieses Gleichungssystems ergibt die Werte

$$x_1 = \frac{1}{\mu_{11}} \ln \left[\frac{1}{DL} (S_1 f_1 + S_2 f_2 e^{-\ln \frac{\mu_{22} S_2 f_2}{\mu_{11} S_1 f_1} \left(\frac{a_1}{a_2} - \frac{\mu_{21}}{\mu_{22}} \right)}) \right]$$

$$x_2 = \frac{\mu_{11} - \mu_{21}}{\mu_{11} \mu_{22}} \ln \frac{1}{DL} \left[S_1 f_1 e^{\frac{\mu_{21}}{\mu_{21} - \mu_{11}}} \ln \frac{\mu_{22} S_2 f_2}{\mu_{11} S_1 f_1} \left(\frac{a_1}{a_2} - \frac{\mu_{21}}{\mu_{22}} \right) + S_2 f_2 e^{-\frac{\mu_{21}}{\mu_{21} - \mu_{11}}} \ln \frac{\mu_{22} S_2 f_2}{\mu_{11} S_1 f_1} \left(\frac{a_1}{a_2} - \frac{\mu_{21}}{\mu_{22}} \right) \right]$$

Da diese Formeln nur für eine Punktquelle gelten, in der Praxis aber Volumenquellen mit Selbstabsorption vorliegen, wird die Dosisleistung an der gesuchten Stelle für eine Zylinderquelle mit Selbstabsorption berechnet und einer Punktquelle mit gleicher Wirkung zugeordnet. Die verschiedenen γ -Energien werden ebenfalls einer Bezugsenergie zugeordnet. Diese Methode ist hinreichend genau bei größeren Abschirmdicken und wenn eine höhere γ -Energie als Bezugsenergie verwendet werden kann. Bei geringen Abschirmdicken muß das Minimum der Kostenfunktion graphisch gefunden werden. Für die Dosisaufbaufaktoren wurden die Werte nach (10) für eine ebene Quelle benutzt. Die Aufbaufaktoren wurden für jede Energiegruppe unter Verwendung der Summe der Produkte aus Absorptionskoeffizient und Abschirmdicke bzw. Selbstabsorptionsdistanz ermittelt.

Ferner werden folgende Voraussetzungen getroffen:

Die Abschirmung besteht aus Stahl und Paraffin. Das Verhältnis der Kosten $\left[\frac{DM}{kg} \right]$ von Stahl und Paraffin beträgt 0,5.

Die Dosisleistung hinter der Abschirmung beträgt $1 \left[\frac{mrem}{h} \right]$. Dieser Wert wurde gewählt, weil die Dosisleistung an jedem Arbeitsplatz kleiner als die zulässige Toleranzdosisleistung von $2,5 \left[\frac{mrem}{h} \right]$ bei 40 Arbeitsstunden pro Woche sein soll. Dabei ist zu berücksichtigen, daß neben der direkten Strahlung von einer Strahlenquelle in einem größeren Arbeitsraum mit mehreren Strahlenquellen noch eine Untergrundstrahlung vorhanden ist.

Die Ergebnisse der Abschirmungsberechnungen sind in den Abbildungen 7 und 8 dargestellt. Bei größeren Brennstoffmengen mit den bei der Vibrierpulvervorbereitung vorkommenden Dichten besteht die Abschirmung aus fast gleich dicken Stahl- und Paraffinschichten. Bei kleinen Mengen ist eine reine Stahlabschirmung am billigsten. Bei 1 kg zylinderförmigem Brennstoff höherer Dichte aus gemeinsamer Core-Blanket-Aufarbeitung kann sogar ganz auf eine Abschirmung verzichtet werden, wenn gesichert ist, daß ein Mindestabstand von 50 cm eingehalten wird.

Ich danke Herrn Böhme und Herrn Dr. Gupta für wertvolle Hinweise und Anregungen.

V. Literaturverzeichnis

- 1) PSB-Arbeitsblatt A1/65
- 2) Dr.Gupta, persönliche Mitteilung
- 3) L.Burris jr, und I.G.Dillon
Estimation of Fission Product Spectra in Discharged Fuel from
Fast Reactors - ANL-5742, 1957
- 4) Referenzstudie für den natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor
PSB 122
- 5) N.G.Gusev, V.P.Maškovoc̣, B.V.Verbicki
Radioaktive Isotope als γ -Strahler - Moskau 1964
- 6) G.Goldstein, S.A.Reynolds
Specific Activities and Half-lives of Common Radionuclides
Nuclear Data A 1965-66, 451
- 7) M.J.Steindler
Radiation Problems Associated with the Handling of the Actinide
Elements - ANL-6540, 1962
- 8) L.G.Merker, L.G.Faust, W.J.Bailey und Staff
Battelle-Northwest Fuel Fabrication Experience with High-Exposure
Plutonium - BNWL-27, 1965
- 9) T.Rockwell III
Reactor Shielding Design Manual
New York 1956
- 10) Reactor Handbook Vol. III, Part B,
New York 1965

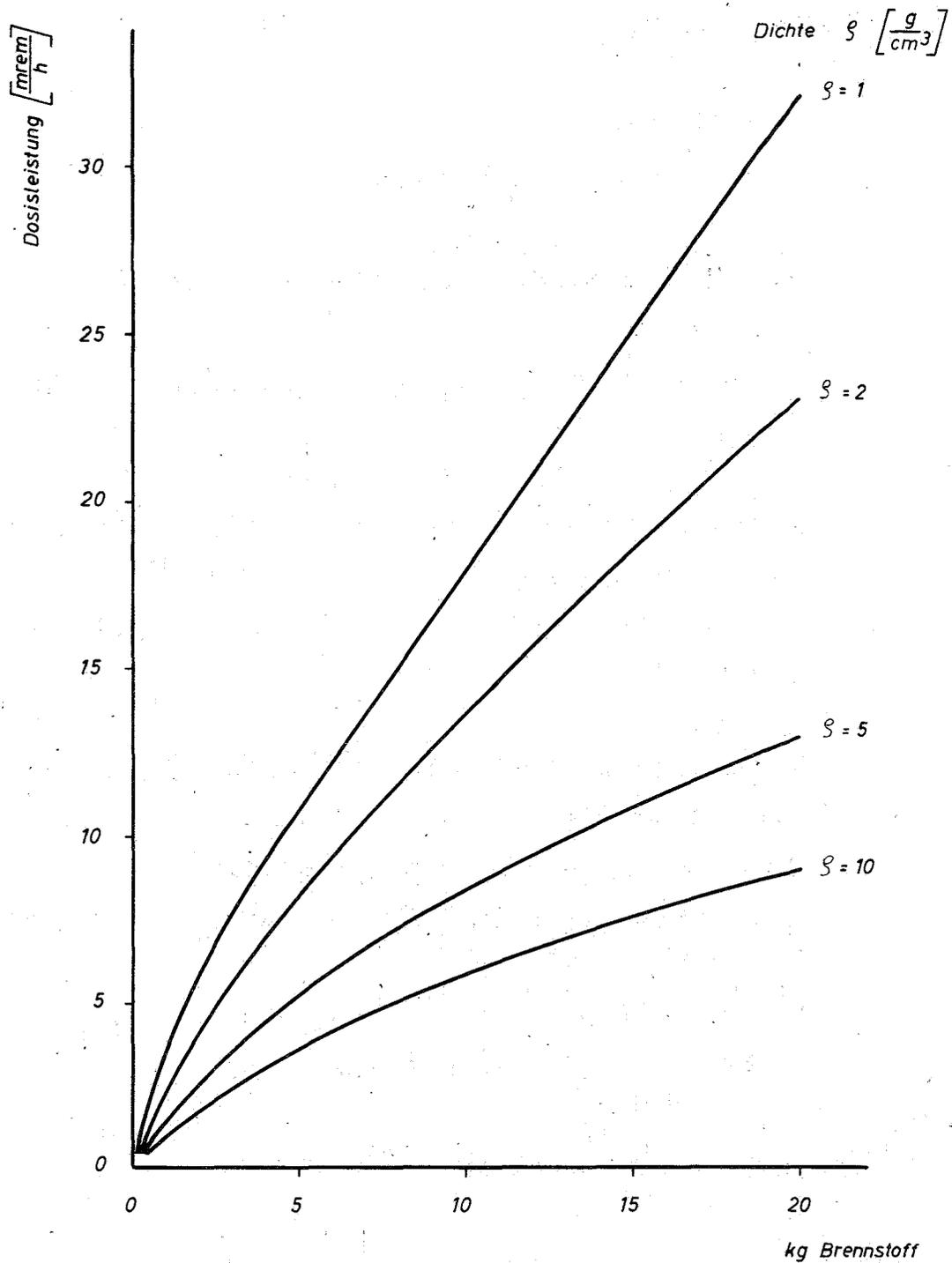


Abb. 1: Dosisleistungen des Na-235 Brüterbrennstoffes in Zylinderform $\left[\frac{\text{Zylinderhöhe}}{\text{Zylinderdurchmesser}} = 1,5 \right]$ nach getrennter Coreaufarbeitung bei einem Dekontaminationsfaktor 10^7 in 50 cm Abstand von der Zylinderachse ohne Abschirmung.

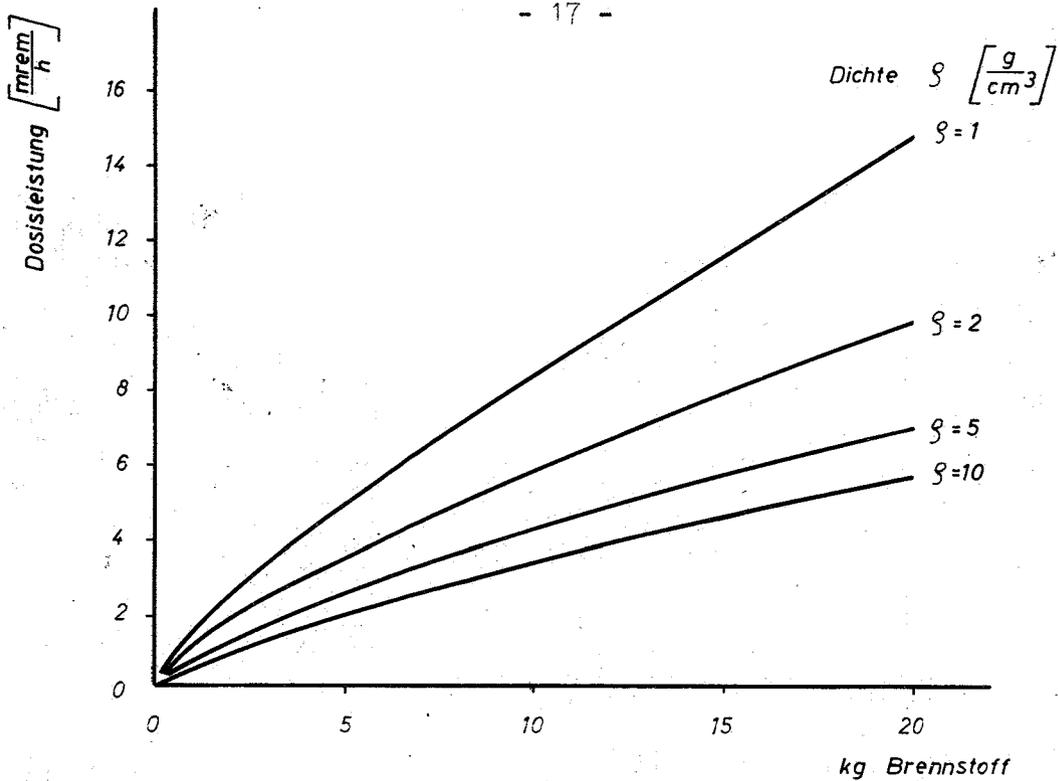


Abb. 2: Dosisleistungen des Na1-Brüterbrennstoffes in Zylinderform $\left[\frac{\text{Zylinderhöhe}}{\text{Zylinderdurchmesser}} = 1,5 \right]$ nach gemeinsamer Core-Blanket-Aufarbeitung bei einem Dekontaminationsfaktor 10^7 in 50 cm Abstand von der Zylinderachse ohne Abschirmung.

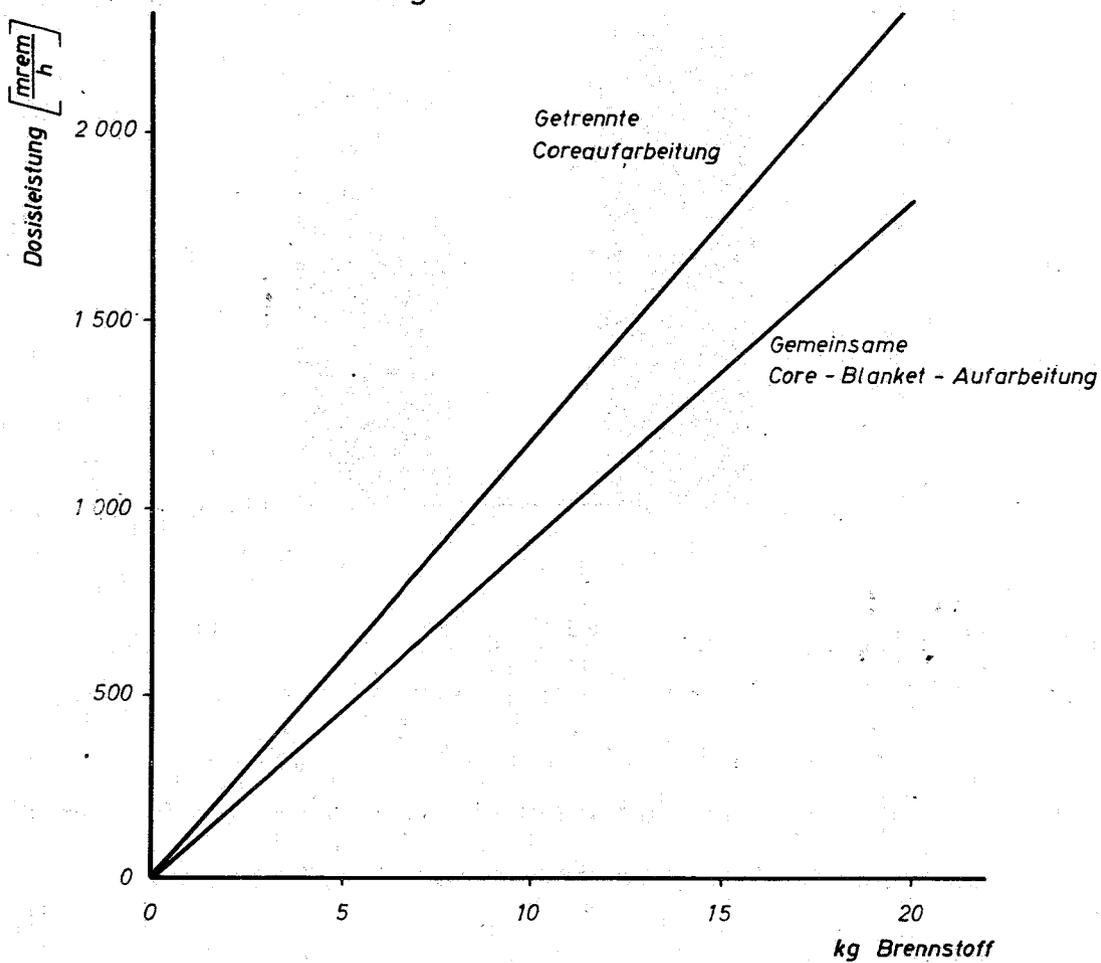


Abb. 3: Dosisleistungen des Na1-Brüterbrennstoffes bei einem Dekontaminationsfaktor 10^7 in 50 cm Abstand ohne Abschirmung bei Berechnung als Punktquelle.

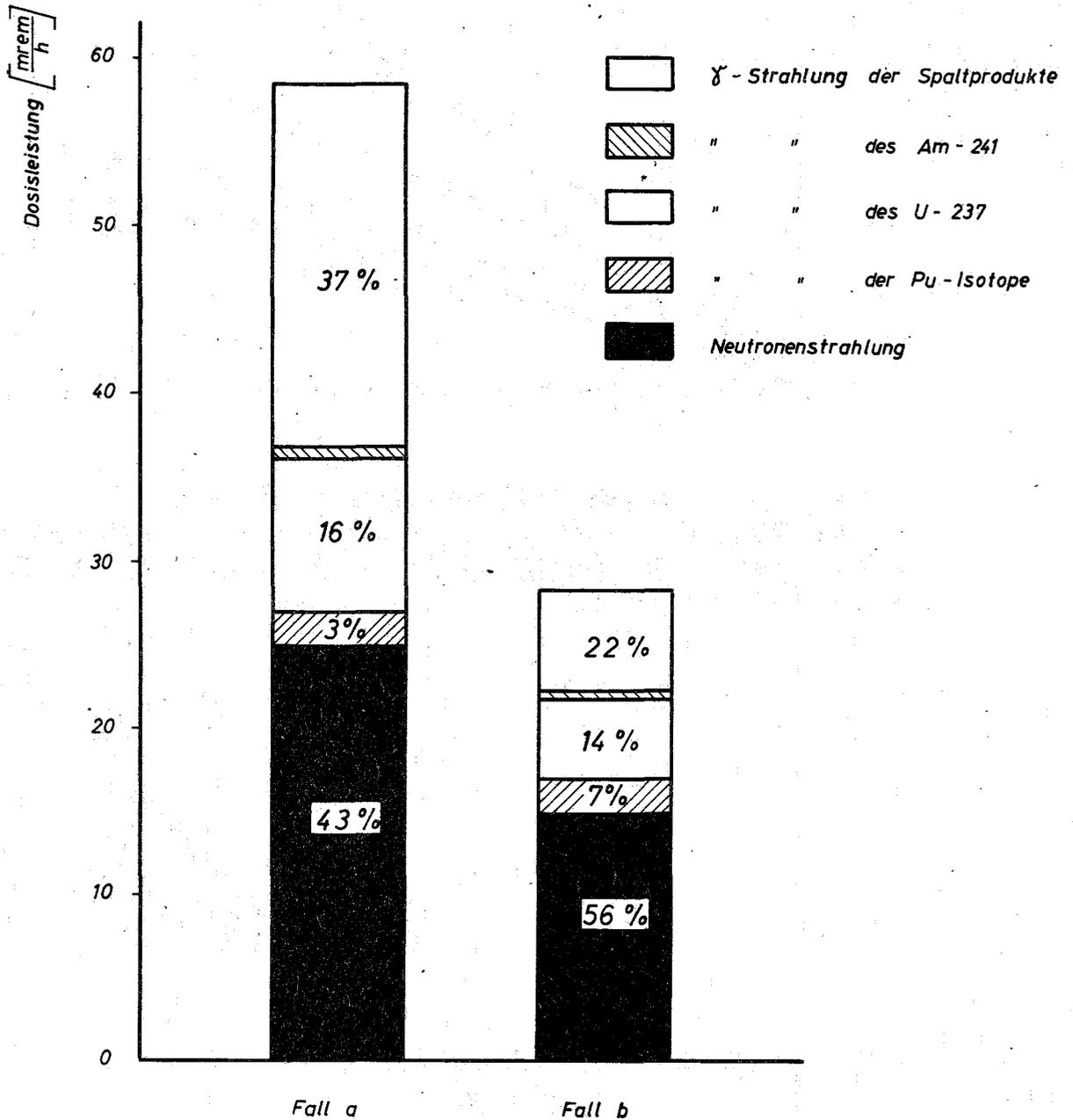


Abb. 4 : Dosisleistung eines Brennelementes des Na1 - Brütters in 50 cm Abstand bei einem Dekontaminationsfaktor 10^7

- a. Pu nach getrennter Coreaufarbeitung
- b. Pu nach gemeinsamer Core - Blanket - Aufarbeitung

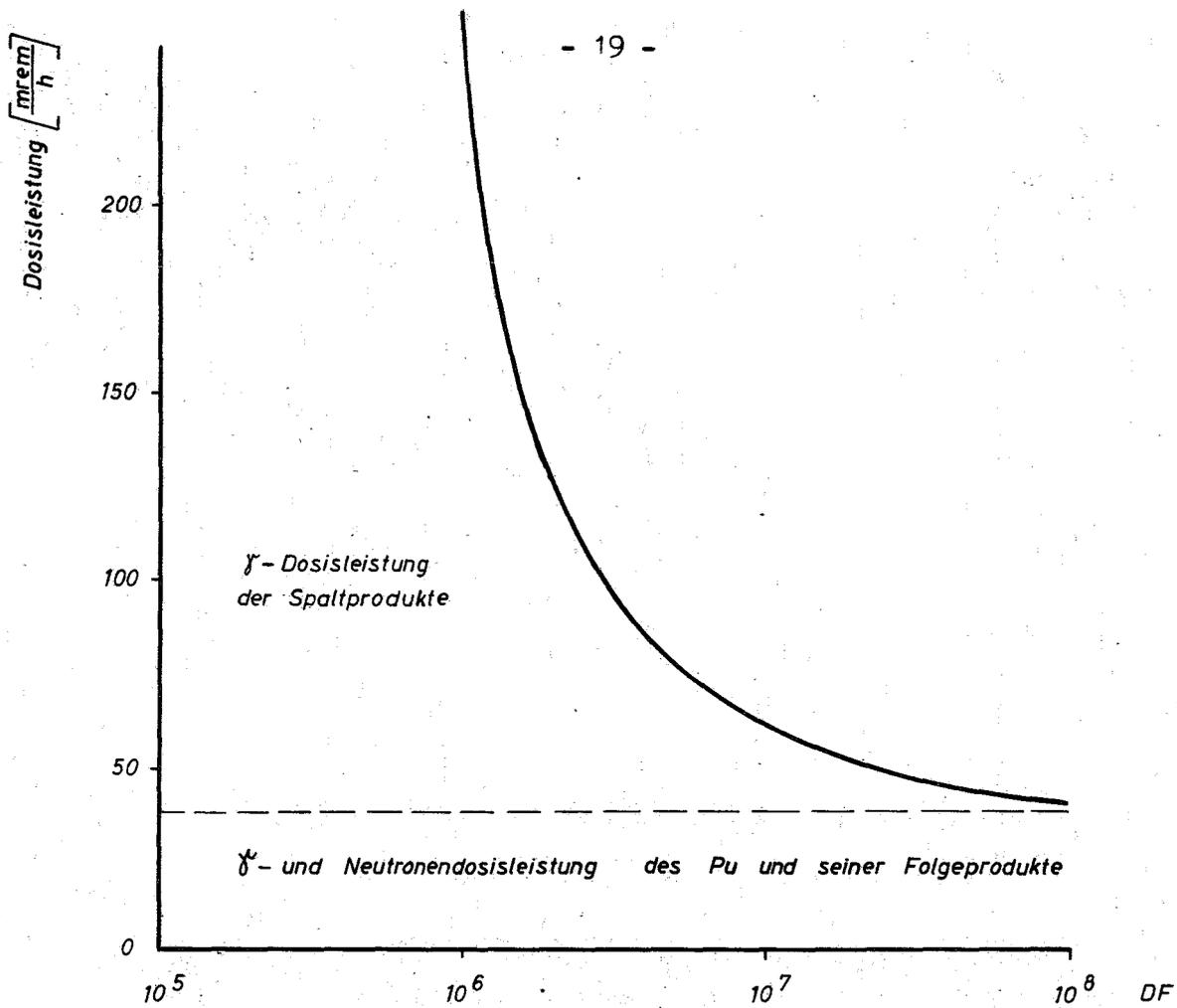


Abb. 5 : Abhängigkeit der Dosisleistung eines Brennelementes vom Dekontaminationsfaktor DF bei getrennter Coreaufarbeitung

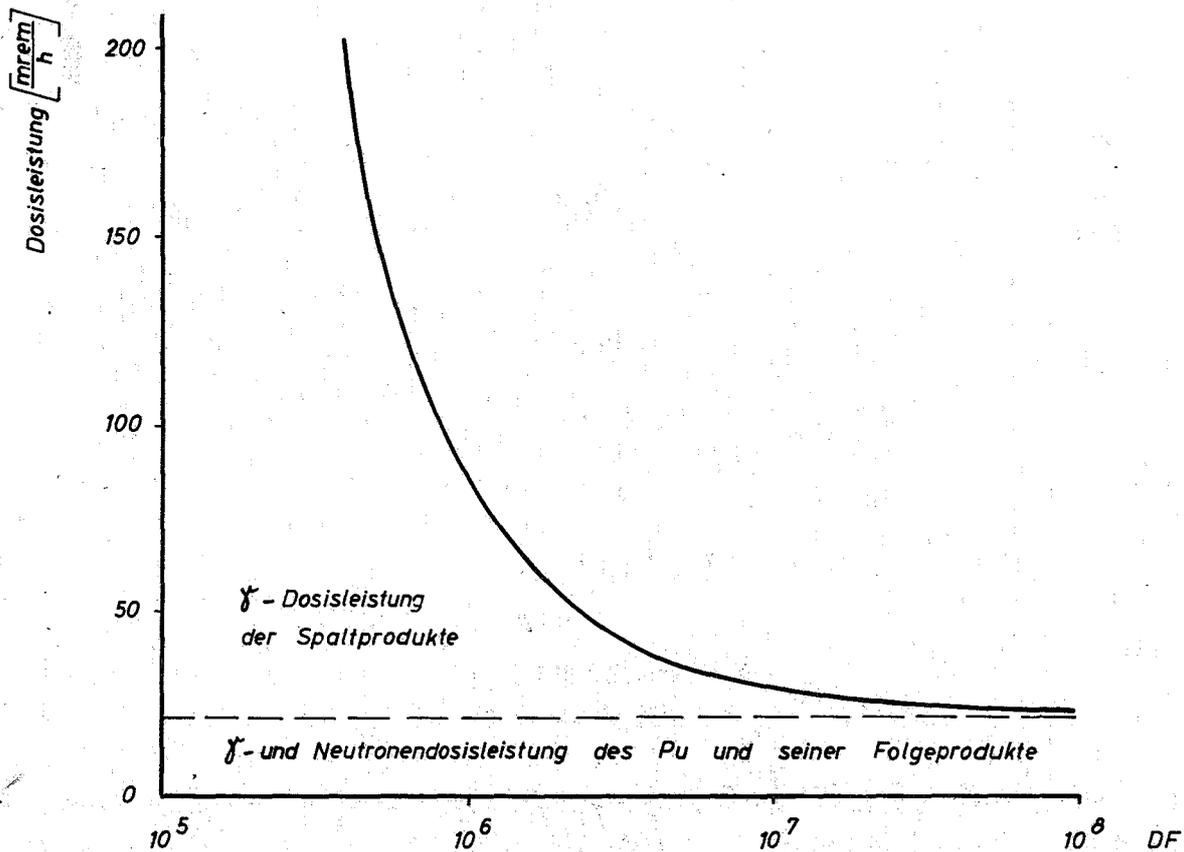


Abb. 6 : Abhängigkeit der Dosisleistung eines Brennelementes vom Dekontaminationsfaktor DF bei gemeinsamer Core-Blanket-Aufarbeitung

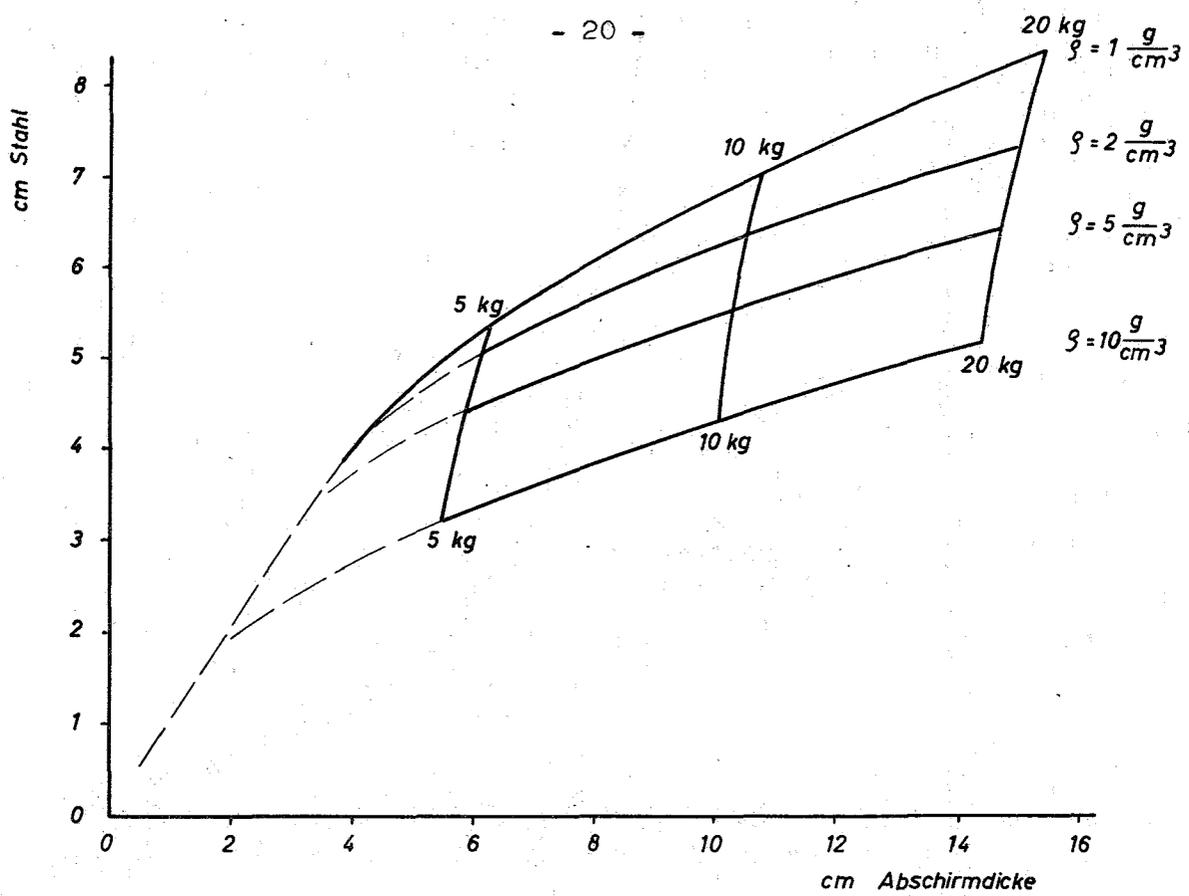


Abb. 7: Erforderliche Stahl-Paraffin-Abschirmung des Na1-Brüterbrennstoffes in Zylinderform nach getrennter Coreaufarbeitung bei $1 \frac{mrem}{h}$ in 50 cm Abstand (Dekontaminationsfaktor 10^7)

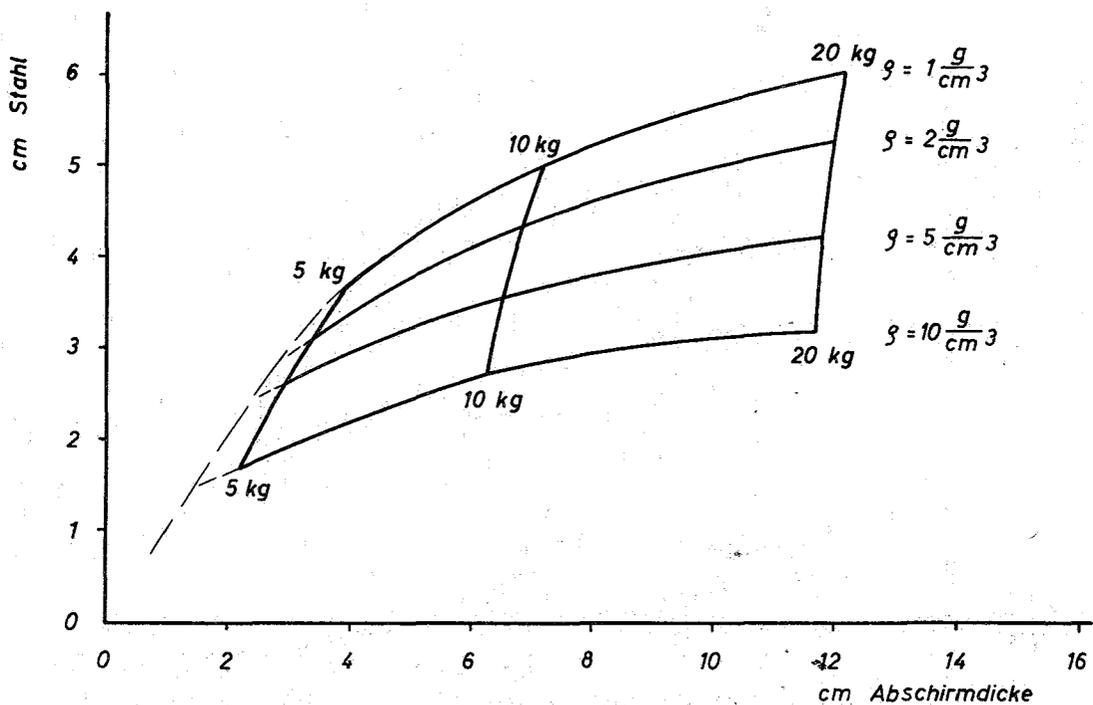


Abb. 8: Erforderliche Stahl-Paraffin-Abschirmung des Na1-Brüterbrennstoffes in Zylinderform nach gemeinsamer Core-Blanket-Aufarbeitung bei $1 \frac{mrem}{h}$ in 50 cm Abstand (Dekontaminationsfaktor 10^7)