

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM**

**KARLSRUHE**

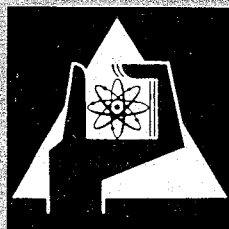
September 1967

KFK 653  
EUR 3684 d

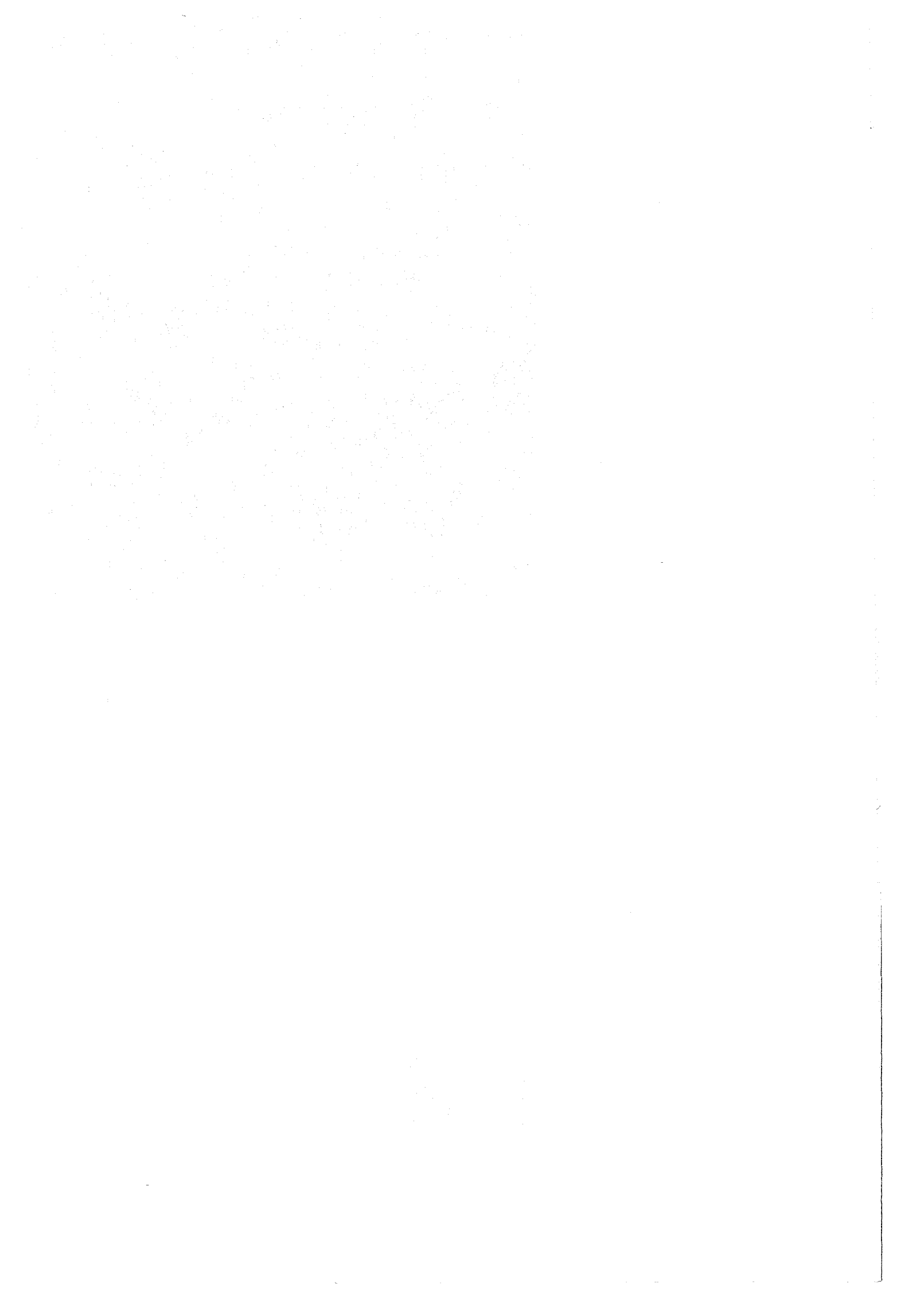
Institut für Angewandte Reaktorphysik

MUNDO - Digital Programm zur Berechnung  
von Unfalldosen in der Umgebung einer Reaktoranlage

F. Heller, W. Schikarski, A. Wickenhäuser



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.  
KARLSRUHE



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

September 1967

KFK 653  
EUR 3684 d

Institut für Angewandte Reaktorphysik

MUNDO - Digital Programm zur Berechnung  
von Unfalldosen in der Umgebung einer Reaktoranlage<sup>\*)</sup>

von

F. Heller, W. Schikarski, A. Wickenhäuser

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

<sup>\*)</sup> 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.



## Einleitung

Bei der Untersuchung der Sicherheit einer Reaktoranlage stellt sich letztlich die Frage nach den Konsequenzen großer Unfälle und nach den Wahrscheinlichkeiten für deren Eintreten. Die wichtigste Konsequenz eines großen Reaktorunfalls ist die Strahlenbelastung in der Umgebung. Um das Ausmaß der Strahlenbelastung (Unfalldosis) ermitteln zu können, müssen folgende Zusammenhänge quantitativ erfaßt werden:

1. Der physikalische Zusammenhang zwischen dem zu untersuchenden Unfallablauf und der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktorkern.
2. Die Transportvorgänge sowie das Dekontaminations-, Ablagerungs- und Filterungsverhalten der beim Unfall in das Reaktorgebäude freigesetzten radioaktiven Stoffe.
3. Die Leckage der im Reaktorgebäude vorhandenen radioaktiven Stoffe durch das Reaktor-Umschließungsgehäuse (Containment-System).
4. Die Verteilung und Ausbreitung der das Reaktorgebäude verlassenden radioaktiven Stoffe in Abhängigkeit von der Wetterlage.
5. Die Applikation der Unfalldosis an einem Ort in der Umgebung der Reaktoranlage durch äußere und innere Bestrahlung.

Das Rechenprogramm MUNDO (Maximale UnfallDosis) berechnet das am Ort  $\vec{r}$  zur Zeit  $t$  empfangene Dosisäquivalent in  $\sqrt{\text{rem}}$  als Funktion der genannten Parameter und Zusammenhänge. (Im folgenden wird der Kürze halber stets von "Dosis" gesprochen, auch wenn es sich in den meisten Fällen um das Dosisäquivalent, gemessen in rem, handelt.) Dabei können insbesondere folgende Größen berücksichtigt werden:

Brennstoff-Freisetzungsfunktion  
Brennstoff-Freisetzungsfaktoren

Dekontaminationsfaktoren  
Filterfaktoren  
Leckfunktionen  
Mehrfach-Containments  
Boden-Freisetzung  
Schornstein-Freisetzung  
Wetterbedingungen  
Äußere Bestrahlung  
Bestrahlung durch Inkorporation  
Direktstrahlung aus dem Reaktorgebäude.

Das Programm MUNDO berechnet die Beiträge zur Unfalldosis von etwa 80 Spaltprodukt- und Brennstoff-Isotopen. Aufbau, Möglichkeiten und Grenzen des Programms MUNDO werden in vier Abschnitten beschrieben, nämlich:

- I) Allgemeine Beschreibung der physikalischen Zusammenhänge
- II) Beschreibung des mathematischen Modells
- III) Aufbau des FORTRAN-Programms
- IV) Zusammenstellung wichtiger Eingabedaten und Quellen-Nachweis

Eine Beschreibung von Ein- und Ausgabe (Kurzbeschreibung für den Benutzer) liegt als interner Bericht vor.

## I. Allgemeine Beschreibung der physikalischen Zusammenhänge

Der kausale Ablauf nach einem Unfall kann kurz folgendermaßen beschrieben werden (vgl. auch das Schema Abb. 1): Radioaktive Stoffe treten im Reaktor als aktiver Brennstoff, als Spaltprodukte, als aktiviertes Kühlmittel und als aktiviertes Strukturmaterial auf. Sie bilden das von der Standzeit und dem Beladerhythmus abhängige Aktivitätsinventar des Reaktors. Bei einem schweren Unfall werden bestimmte Mengenanteile des Inventars aus dem geborstenen Primärsystem plötzlich oder verzögert freigesetzt und im Reaktorgebäude verteilt. Dieses Reaktorgebäude wird hier grundsätzlich als Containment bezeichnet, d.h. als Hüllstruktur mit einer endlichen angebbaren Leckrate bei durch

den Unfall erhöhtem Innendruck oder auch bei künstlicher Entlüftung. Während der Verweilzeit im Containment können verschiedene Prozesse eine Abnahme der Konzentration radioaktiver Stoffe in der Gebäudeluft bewirken: radioaktiver Zerfall, Leckage nach außen, Prozesse, die hier allgemein als "plate out" bezeichnet werden und die von der chemischen und physikalischen Beschaffenheit der freigesetzten Stoffe abhängen (Ablagerung, Reaktion mit Raumwänden, Sedimentation etc.) und technische Einrichtungen (Filteranlagen, Auswaschanlagen etc.)

Bei einem Einfachcontainment-System gelangt von hier aus verunreinigte Luft bei erhöhtem Druck durch Undichtigkeiten direkt ins Freie oder wird bei Unterdruckhaltung, möglicherweise über Abluftfilter, durch einen Abluftschnstein ins Freie geblasen. Bei einem Doppelcontainment-System strömt die Leckluft zunächst in einen zweiten Sammelbehälter und von dort durch sich aufbauenden Überdruck oder Absaugung ins Freie (usw. für ein mehrfaches System). In jedem Containment können Zerfalls- und plate-out Prozesse und technische Dekontaminationsmaßnahmen stattfinden.

Im Freien wird sich durch atmosphärische Diffusion eine Abluftfahne in Windrichtung ausbilden, welche an jedem Ort, den sie bestreicht, eine örtliche Konzentration an radioaktiven Stoffen erzeugt. Während des Transports in der Atmosphäre führen radioaktiver Zerfall und Ablagerung zu einer langsamen Verringerung der Konzentration. Eine Strahlenbelastung für Personen in der Umgebung des Reaktors kann nun auf verschiedene Weisen zustande kommen (nach der Wichtigkeit aufgeführt):

1. durch Einatmen von radioaktiven Schwebeteilchen und Dämpfen. Die Stoffe werden über den Atemtrakt inkorporiert und sammeln sich zum Teil bevorzugt in einzelnen Organen, wo sie radioaktiv zerfallen und mit einer bestimmten biologischen Halbwertszeit ausgeschieden werden können. Während ihres Aufenthaltes im Körper tragen sie entsprechend zur Strahlenbelastung bei.
2. durch äußere  $\beta$ - und  $\gamma$ -Bestrahlung von Nukliden, die in der Atmosphäre zerfallen. Während die  $\beta$ -Strahlung wegen ihrer

geringen Reichweite nur in allernächster Umgebung der bestrahlten Person wirksam wird, kann die  $\gamma$ -Bestrahlung aus einer erhöhten Abluftfahne auch dann erheblich sein, wenn die Konzentration am Erdboden noch gering ist.

3. durch direkte  $\gamma$ -Strahlung aus der mit radioaktiven Stoffen erfüllten Containment-Atmosphäre.
4. durch äußere Bestrahlung aus am Boden abgelagerten Stoffen, bzw. innere Bestrahlung nach Genuß von verunreinigter Nahrung. Stärkere Ablagerung wird jedoch nur dann auftreten, wenn heftige Regenfälle außerhalb des Reaktorgeländes mit dem Unfall zusammentreffen.  
Der 4. Fall wird im folgenden nicht betrachtet.

## II. Beschreibung des mathematischen Modells

Entsprechend Abb. 1 kann man innerhalb des Gesamtprogramms mehrere Recheneinheiten unterscheiden:

1. Aktivitätsinventar
2. Freisetzung, Zerfall, Ausfall und Dekontamination im  
1. Containment
3. Transport, Zerfall, Ausfall und Dekontaminations im  
2. Containment
4. Wirkung von Abluftfiltern
5. Zerfall und Ablagerung im Freien und Ausbildung der örtlichen Konzentration
6. Atmosphärische Dispersion
7. Dosis durch Inkorporation
8. Dosis durch äußere Bestrahlung aus der Wolke
9. Dosis durch Direktstrahlung aus dem Reaktorgebäude

Im folgenden sind neben den Erklärungen für die Formelzeichen jeweils in großen Buchstaben Variablennamen im Fortranprogramm angegeben, sofern sie dort explizit auftreten. Eingabegrößen bzw. Programmkonstanten sind unterstrichen, Ausgabegrößen eingerahmt. Alle anderen Größen sind nur Variable innerhalb des Programms.



1. Inventar

a) Aktivität der Spaltprodukte bei Unfallbeginn (t=0)

$$A_i(0) = \eta_i \cdot \frac{P}{E_{sp}} \cdot \frac{1}{n_t} \sum_{k=1}^{n_t} [1 - \exp(-\lambda_i t_k)] \quad (1.1)$$

$$\text{mit } t_k = (k + d_t - 1) \cdot \frac{T_f}{n_t} \cdot f_p \quad (1.2)$$

$A_i(0)$  [Curie] Aktivität der Nuklidsorte i (AO)

$\eta_i$  [ / ] Kumulative Spaltausbeute (ETA)

P [Watt] thermische Leistung (P)

$E_{sp} = 1.184$  Watt / ( $3.7 \cdot 10^{10}$  Spaltungen) (ESP)

$n_t$  [ / ] Zahl der Teilladungen im Core (NTEIL)

$\lambda_i$  [min<sup>-1</sup>] radioaktive Zerfallskonstante (RAL)  
(berechnet aus Halbwertszeit [d]) (THRA)

$t_k$  [min] Standzeit der k-ten Teilladung (TZ)

$d_t$  [ / ] Unfallzeitpunkt relativ zum (DTP)  
Beladezyklus;  $d_t = 0$ : unmittelbar nach Beladen,  $d_t = 1$ : unmittelbar vor Entladen.

$T_f$  [d → min] nominelle Standzeit des Brennstoffs (TF)

$f_p$  [ / ] Lastfaktor (PF)

b) Aktivität der Brennstoff- oder Kühlmittelisotope

$$A_i(0) = a_i \cdot M_i \quad (1.3)$$

$a_i$  [Curie/g] spezifische Aktivität (ETA)

$M_i$  [g] Menge im Core (BRR)

c) Zerfall

$$A_i(t) = A_i(0) \cdot e^{-\lambda_i t} \quad (1.4)$$

$t$  [min] Zeit nach dem Unfallbeginn (T)

2. Aktivität im 1. Containmentment

a) Differentialgleichung

$$\frac{dG_{1i}}{dt} = A_i(t) \cdot p_i \frac{d}{dt} S(t) - (\lambda_i + \Lambda_{1i}(t) + L_1(t)) \cdot G_{1i}(t) \quad (2.1)$$

$G_{1i}(t)$  [Curie] Aktivität der Nuklidsorte  $i$  im Cont. 1

$A_i(t)$  [Curie] vgl. (1.4)

$p_i$  [ / ] Freisetzungsfaktor für die chemische Gruppe des Nuklids  $i$  (PI)

$S(t)$  [ / ] Anteil der bis zur Zeit  $t$  freigesetzten Stoffmengen bezogen auf Gesamtmenge (Freisetzungs- oder Schmelzfunktion) (S)

$\Lambda_{1i}(t) = B_{1i}(t) + \gamma_{1i}(t)$  [min<sup>-1</sup>] Allgemeiner "plate-out" für die Gruppe des Nuklids  $i$  (Umluftfilterung, Auswaschen, Sedimentation, Reaktion) (BET, GAM)

$$B_{1i}(t) = \begin{cases} B_{1i} & \text{für } t \leq t_{B1i} \\ 0 & \text{für } t > t_{B1i} \end{cases} \quad \gamma_{1i}(t) : \text{entsprechend}$$

$t_{B1i}, t_{\gamma1i}$  [min] Plate-out Zeitdauern (TSB, TSG)

$L_1(t)$  [Volumenanteil · min<sup>-1</sup>] Leckrate oder Abluftdurchsatz des 1. Containments (EL1)

Der Aufbau eines Nuklids durch einen Vorgänger wird hier und im folgenden nicht berücksichtigt, da er nur bei sehr wenigen Nukliden zu größeren Abweichungen führt.

b) Lösung

$$G_{1i}(t) = p_i \cdot A_i(0) \cdot \exp \left[ -\lambda_i t - \int_0^t (\lambda_{1i}(\tau) + L_1(\tau)) d\tau \right] \times \\ \times \int_0^t \exp \left[ \int_0^{t'} (\lambda_{1i}(\tau) + L_1(\tau)) d\tau \right] \cdot \frac{ds}{dt'} dt' \quad (2.2)$$

In der Maschinenrechnung wird  $\frac{ds}{dt'} dt' = \Delta s$  gesetzt.

c) Quellstärke aus Containment 1

$$Q_{1i}(t) = L_1(t) \cdot G_{1i}(t) \quad (2.3)$$

$Q_{1i}(t)$  [Curie/min] Quellstärke der Nuklidsorte i (QI) aus Containment 1

d) Falls nur ein Containment vorgesehen ist, geht das Programm jetzt über zu Punkt (4). Bei einem Doppelcontainmentsystem folgt (3).

3. Aktivität im 2. Containment

a) Differentialgleichung

$$\frac{dG_{2i}}{dt} = Q_{1i}(t) - (\lambda_i + \lambda_{2i}(t) + L_2(t)) G_{2i}(t) \quad (3.1)$$

Bezeichnungen wie unter (2a), jetzt bezogen auf Containment 2.

b) Lösung

$$G_{2i}(t) = \exp \left[ -\lambda_i t - \int_0^t (\lambda_{2i}(\tau) + L_2(\tau)) d\tau \right] \times \\ \times \int_0^t Q_{1i}(t') \cdot \exp \left[ \lambda_i t' + \int_0^{t'} (\lambda_{2i}(\tau) + L_2(\tau)) d\tau \right] dt' \quad (3.2)$$

$G_{2i}(t)$  [ Curie ] Aktivität der Nuklidsorte  $i$  im 2. Containment

c) Quellstärke aus Containment 2

$$Q_{2i}(t) = L_2(t) \cdot G_{2i}(t) \quad (3.3)$$

d) Ein drittes Containment ist in diesem Programm noch nicht vorgesehen. In Gln. (3.1 - 3.3) wären für die Ausbreitung in einem dritten Containment nur die Indices zu ändern:  
(1  $\rightarrow$  2; 2  $\rightarrow$  3)

#### 4. Wirkung von Abluftfiltern

a)  $Q_i(t) = [1 - \alpha_i(t)] \cdot Q_{Ki}(t)$  (4.1)

$Q_i(t)$  [ Curie/min ] Quellstärke der Nuklidsorte  $i$  (QQ)  
aus dem Abluftschornstein bzw.  
aus der Containmentstruktur.

$\alpha_i(t)$  [ / ] Filterwirkungsgrad für die (ALF)  
chem. Gruppe des Nuklids  $i$

$$\alpha_i(t) = \begin{cases} \alpha_i & \text{für } t \leq t_{\alpha i} \\ 0 & \text{für } t > t_{\alpha} \end{cases}; 0 \leq \alpha_i < 1$$

$\alpha_i = 0$  : keine Filterung (TSA)

$t_{\alpha i}$  [ min ] Zeit bis zum Unwirksamwerden oder Verstopfen der Filter.

$$Q_{Ki}(t) = \begin{cases} Q_{1i}(t) & \text{für Einfachcontainmentsysteme} \\ Q_{2i}(t) & \text{für Doppelcontainmentsysteme} \end{cases}$$

b) Das Programm kann an dieser Stelle abgebrochen werden. Namen jedes Nuklids, Aktivität  $A_i(0)$  und die Funktionswerte  $Q_i(t)$  werden im gleichen Format wie die Eingabe der Funktion  $L_1(t)$  ausgedruckt. (Steuerzahl NIX = -1)  
Im Normalfall folgt (5) auf (4a).

## 5. Örtliche Konzentration

Zur Berechnung der örtlichen Konzentration wird der folgende Ansatz gemacht: Proportionalität zur momentanen (retardierten) Quellstärke und einem von der Wetterlage abhängigen Ausbreitungsfaktor, Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls und (eventuell) von Ablagerungseffekten während des Transports von der Quelle zum Aufpunkt.

$$\begin{aligned} K_i(\vec{r}, t) &= Q_i(t - X/U) \cdot k(\vec{r}) \cdot \exp \left[ - \lambda_i \frac{X}{U} - U_{di} \cdot f_{Ab}(X) \right] \\ &= Q_i(t - X/U) \cdot k'(\vec{r}) \end{aligned} \quad (5.1)$$

$K_i(\vec{r}, t)$  [Curie/m<sup>3</sup>] Konzentration der Nuklidsorte  $i$   
am Ort  $\vec{r}$  und zur Zeit  $t$  [min] nach Unfalleintritt. (Q)

$\vec{r} = (X, Y, Z)$  [m] Ortskoordinaten des Aufpunktes relativ zum Reaktorstandort (0,0,0). (X, Y, Z)

$U$  [m/s  $\rightarrow$  m/min] mittlere Windgeschwindigkeit (U)

$X/U$  [min] Transportzeit

$Q_i(t)$  [Curie/min] Quellstärke zur Zeit  $t$  nach dem Eintritt des Unfalls.  $Q_i = 0$  für  $t \leq 0$  (QQ)

$k(\vec{r})$  [min·m<sup>-3</sup>] meteorologischer Ausbreitungsfaktor (AKØ)

$k'(\vec{r})$  [min·m<sup>-3</sup>] erweiterter Ausbreitungsfaktor

$U_{di}$  [m/s  $\rightarrow$  m/min] sog. Ablagerungsgeschwindigkeit der chem. Gruppe des Nuklids  $i$  (UD)

$f_{Ab}(X)$  [min/m] Ablagerungsfaktor (FLL)

$k(\vec{r})$  und  $f_{Ab}(X)$  sind unspezifisch für die jeweiligen Nuklide und werden in einem gesonderten Programmteil außerhalb der DØ - Schleife über alle Nuklide berechnet (6.)

Das Programm läuft von hier weiter nach (7) oder (8), je nachdem ob die Dosis durch Inkorporation oder die Dosis

durch äußere Bestrahlung ermittelt werden soll.

## 6. Atmosphärische Dispersion

a) Der meteorologische Ausbreitungsfaktor für eine Punktquelle bei Vernachlässigung von Schwankungen der Windrichtung wird nach der einfachen Suttonschen Formel berechnet:

$$k(\vec{r}) = \frac{2}{\pi C_Y C_Z X^{2-n} \cdot U} \cdot \exp \left[ -X^{n-2} \left( \frac{Y^2}{C_Y^2} + \frac{Z^2}{C_Z^2} \right) \right] \quad (6.1)$$

$k(\vec{r})$  [  $\text{min} \cdot \text{m}^{-3}$  ] Ausbreitungsfaktor

$n$  [ / ] meteorologischer Exponent (EN)

$C_Y$  [  $\text{m}^{n/2}$  ] horizontaler Ausbreitungskoeffizient (CY)

$C_Z$  [  $\text{m}^{n/2}$  ] vertikaler Ausbreitungskoeffizient (CZ)

$U$  [  $\text{m/s} \rightarrow \text{m/min}$  ] mittl. Windgeschwindigkeit (U)

$X$  [  $\text{m}$  ] Entfernung vom Reaktor auf der Wolkenmittellinie (d.h. in Windrichtung) (X)

$Y$  [  $\text{m}$  ] horizontaler Abstand von der Mittellinie (Y)

$Z$  [  $\text{m}$  ] vertikaler Abstand von der Mittellinie (Z)

Bei einer erhöhten Punktquelle (Schornstein) wird  $Z=Z_s$  gesetzt ( $Z_s$  = Höhenunterschied zwischen Schornsteinspitze und Höhe von Bäumen, Gebäuden oder Unebenheiten am Aufpunkt)

b) Bei Freisetzung aus der Containmentstruktur an nicht definierten Leckstellen (Flächenquelle) wird eine modifizierte Sutton-Formel verwendet.

$$k(\vec{r}) = \frac{2}{(\pi C_Y C_Z X^{2-n} + C_g F) \cdot U} \cdot \exp \left[ -X^{n-2} \left( \frac{\tilde{Y}^2}{C_Y^2} + \frac{\tilde{Z}^2}{C_Z^2} \right) \right] \quad (6.2)$$

$F$  [m<sup>2</sup>] Fläche der Quelle (Gebäude) projiziert auf eine zur Windrichtung senkrechte Ebene (FL)

$C_g$  [ / ] Korrekturfaktor für die je nach Gebäude-Geometrie unterschiedliche Wirbelzone in Lee. (CG)

$$\tilde{Y} \text{ [m]} = \begin{cases} Y - R & \text{für } Y > R \\ 0 & \text{für } Y \leq R \end{cases}$$

$$\tilde{Z} \text{ [m]} = \begin{cases} Z - H & \text{für } Z > H \\ 0 & \text{für } Z \leq H \end{cases}$$

$R$  [m] Gebäuderadius (R)

$H$  [m] Gebäudehöhe (H)

für  $F = R = H = 0$  geht (b) in (a) über.

- c) Berücksichtigung von Schwankungen der Windrichtung. Bei Eingabe einer mittleren Schwankung  $\Delta \varphi > 0$  wird über die sich daraus ergebenden unterschiedlichen Konzentrationen am Aufpunkt gemittelt. Dies führt zur Multiplikation mit einem Faktor:

$$k^{\Delta \varphi}(\vec{r}) = k^0(\vec{r}) \cdot f(\Delta \varphi, X)$$

$$f(\Delta \varphi, X) = \begin{cases} 1 & \text{für } X \cdot \text{tg} \Delta \varphi \leq R \\ \frac{1}{X \cdot \text{tg} \Delta \varphi} \left[ R + C_Y \cdot X \frac{2-n}{2} \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \phi \left( \frac{X \cdot \text{tg} \Delta \varphi - R}{C_Y \cdot X \frac{2-n}{n}} \right) \right] & \text{für } X \cdot \text{tg} \Delta \varphi > R \end{cases}$$

für  $X \cdot \text{tg} \Delta \varphi > R$

$\Delta \varphi$  [Grad  $\rightarrow$  radian], Winkelabweichung der Windrichtung gemittelt über mehrere Stunden (PHI)

$\phi(s)$  [ / ] Gauß'sches Fehlerintegral (GFI)

d) Der Ablagerungsfaktor

Man definiert die Ablagerungsgeschwindigkeit als

$$U_d = \frac{\text{abgelagerte Teilchen } [m^{-2} \cdot \text{min}^{-1}]}{\text{Konzentration über dem Erdboden } [m^{-3}]} [m/\text{min}]$$

Für Quellen in Bodenhöhe ( $Z = 0$ ) erhält man dann den in (5.1) definierten mit  $U_{di}$  zu multiplizierende Ablagerungsfaktor:

$$f_{Ab}(X) = \frac{4X^{n/2}}{n \cdot U \cdot C_Z \cdot \pi^{n/2}} [min \cdot m^{-1}] \quad (6.3)$$

Für Schornsteinquellen ( $Z = Z_S > 0$ ) liefert dieser Ausdruck jedoch zu optimistische Werte, es sind dann alle  $U_{di} = 0$  zu setzen. (keine Ablagerung)

e)  $k(\vec{r})$  und  $f_{Ab}(X)$  werden für alle eingegebenen Koordinaten-tripel berechnet und zur späteren Verwendung gespeichert.

7. Dosis durch Inkorporation

a) Inkorporierte Aktivität

α) Differentialgleichung

$$\frac{d}{dt} jC_i(\vec{r}, t) = K_i(\vec{r}, t) \cdot \dot{V} \cdot jf_{ai} - j\lambda_{effi} \cdot jC_i(\vec{r}, t) \quad (7.1)$$

$jC_i(\vec{r}, t)$  [Curie] im Organ j inkorporierte Aktivität der Nuklidsorte i

$K_i(\vec{r}, t)$  [Curie/m<sup>3</sup>] Konzentration in der Atemluft vgl. (5.1) (Q)

$\dot{V}$  [m<sup>3</sup>/min] mittlerer Atemluftdurchsatz des Standard-Menschen. Programmkonstante  $\dot{V} = 20 \text{ m}^3/\text{d} = 1.39 \cdot 10^{-2} \text{ m}^3/\text{min}$

$jf_{ai}$  [ / ] Mengenanteil der Nuklidsorte i, der aus der Atemluft in das Organ j gelangt. (FA)



$${}^j\lambda_{\text{eff } i} = \lambda_i + j \frac{\ln 2}{T_{bi}} \quad \text{effektive Zerfallskonstante} \quad (\text{EFF})$$

des Nuklids i im Organ j

$${}^jT_{bi} \quad \text{[Tage} \rightarrow \text{min]} \quad \text{biologische Halbwertszeit des Ele-} \quad (\text{THB})$$

ments i im Organ j

B) Lösung von (7.1) bis zum Ende der Expositionszeit  
( $t \leq t_e$ ). Die Indices i und j sind  
fortgelassen zur besseren Übersicht-  
lichkeit.

$$C(\vec{r}, t) = e^{-\lambda_{\text{eff}} t} \cdot \dot{V} \cdot f_a \int_0^t K(\vec{r}, t') e^{\lambda_{\text{eff}} t'} dt' \quad (7.2)$$

mit (5.2) folgt

$$C(\vec{r}, t) = \dot{V} \cdot f_a \cdot k'(\vec{r}) \cdot e^{-\lambda_{\text{eff}} t} \int_0^t Q(t' - X/U) e^{\lambda_{\text{eff}} t'} dt' \quad (7.3)$$

$$= \dot{V} \cdot f_a \cdot k'(\vec{r}) \cdot e^{-\lambda_{\text{eff}} \bar{t}} \int_0^{\bar{t}} Q(t') e^{\lambda_{\text{eff}} t'} dt' \quad (7.4)$$

mit  $\bar{t} = t - X/U$

γ) Lösung von (7.1) nach Ende der Expositionszeit  
( $t > t_e$ ) (Indices fortgelassen):

$$C(\vec{r}, t) = C(\vec{r}, t_e) \cdot e^{-(t - t_e) \lambda_{\text{eff}}} \quad (7.5)$$

$t_e$  [min] Expositionszeit

$t$  [min] Zeit nach Unfallbeginn vor und nach Ende der  
Expositionszeit.

b) Dosisleistung durch inkorporierte Aktivität

$${}^j\dot{D}_i(\vec{r}, t) = {}^jC_i(\vec{r}, t) \cdot \frac{f_{\text{rad}}}{j_M} \cdot jS_i \quad (7.6)$$

${}^j\dot{D}_i(\vec{r}, t)$  [rem/min] Dosisleistung der Nuklidsorte i  
im Organ j

$j_{C_i}(\vec{r}, t)$  [Curie] vgl. (7.4) und (7.5)

$f_{\text{rad}} = 592 \frac{\text{rad/sec}}{\text{Ci} \cdot \text{MeV/g}} \cdot 60 \text{ sec/min}$  Umrechnungsfaktor

$j_M$  [g] Masse des Organs j (ØM)

$j_{S_i}$  [MeV ·  $\frac{\text{rem}}{\text{rad}}$ ] biologisch gewichtete effektive Energiesumme über alle Zerfallsarten und Nachfolger des Nuklids i im Organ j (SEF)

c) Dosis über die Lebenszeit (Inkorporationszeit)

$$\begin{aligned}
 j_{D_i}(\vec{r}, t_e, t_k) &= \int_0^{t_k} j_{D_i}(\vec{r}, t) dt \\
 &= \frac{f_{\text{rad}_i} \cdot j_{S_i}}{j_M} \left\{ \int_0^{t_e} j_{C_i}(\vec{r}, t) dt + \right. \\
 &\quad \left. + \frac{1 - \exp[-j_{\lambda_{\text{eff } i}}(t_k - t_e)]}{j_{\lambda_{\text{eff } i}}} \cdot j_{C_i}(\vec{r}, t_e) \right\} \quad (7.7)
 \end{aligned}$$

$j_{D_i}(\vec{r}, t_e, t_k)$  [rem] Im Organ j während der Zeit  $t_k$  DØSE deponierte Dosis durch Inkorporation der Nuklidsorte i

$t_k$  [a  $\rightarrow$  min] Inkorporationszeit = Lebenszeit der geschädigten Person nach dem Unfall. In der Regel setzt man  $t_k = 50a = 2,528 \cdot 10^7$  min;  $t_k$  erscheint im folgenden nicht mehr als Variable.

d) Gesamte Organbelastung

$$j_D(\vec{r}, t_e) = \sum_{i=1}^m j_{D_i}(\vec{r}, t_e) \quad (7.8)$$

wobei über alle m betrachteten Nuklide summiert wird.

$j_D(\vec{r}, t_e)$  [rem] Gesamte Belastung für das DØSIS Organ j, wenn ein "Standard-Mensch" sich für die Expositionszeit  $t_e$  nach Unfallbe-

ginn am Ort  $\vec{r}$  (X,Y,Z) aufhielt und danach für die Dauer der Inkorporationszeit (50a) weiterlebt.

$\dot{J}_D(\vec{r}, t_e)$  wird für alle gewünschten Organe, Ortskoordinaten und Expositionszeiten ausgedruckt.

- e) Bei positivem ganzen Wert der Steuerzahl  $n_X$  (NIX) werden für jedes Nuklid  $i$  Name, Halbwertszeit und  $\dot{J}_D(\vec{r}_{n_X}, t_e)$  ausgedruckt, wobei  $j$  und  $t_e$  alle in der Eingabe vorgesehenen Werte annehmen und  $\vec{r}_{n_X}$  das Koordinatentripel mit der laufenden Nummer  $n_X$  in der Eingabe ist.

### 8. Dosis durch äußere Bestrahlung aus der Abluftfahne.

- a) Dosisleistung im menschlichen Körper in einem unendlich ausgedehnten Halbraum mit gleichmäßiger Konzentration eines Radionuklids  $i$  in Normalluft:

$$\dot{D}_i(t) = G_{\text{rem}} \cdot E_i \cdot K_i(t) \quad (8.1)$$

$\dot{D}_i(t)$  [rem/min] Dosisleistung infolge äußerer Bestrahlung durch die Nuklidsorte  $i$

$$G_{\text{rem}} = 0.282 \frac{\text{rem/s}}{\text{MeV} \cdot \text{Curie/m}^3} \cdot 60 \text{ s/min Umrechnungsfaktor}$$

$E_i$  [MeV] mittlere  $\beta + \gamma$ -Zerfallsenergie

$K_i(t)$  [Curie/m<sup>3</sup>] ortsunabhängige Konzentration der Nuklidsorte  $i$

- b)  $\beta$ -Strahlungsdosis bei einer Abluftwolke mit endlicher Ausdehnung.

Da sich innerhalb der maximalen Reichweite der  $\beta$ -Strahlung der hier betrachteten Nuklide (einige Meter in Luft) die örtliche Konzentration (5.1) meist nur wenig ändert, läßt sich (8.1) anwenden:

$$\dot{D}_{\beta i}(\vec{r}, t) = G_{\text{rem}} \cdot \bar{E}_{\beta i} \cdot K_i(\vec{r}, t) \quad (8.2)$$

Zeitintegration:

$$D_{\beta i}(\vec{r}, t_e) = G_{\text{rem}} \bar{E}_{\beta i} \int_0^{t_e} K_i(\vec{r}, t) dt \quad (8.3)$$

Summation:

$$D_{\beta}(\vec{r}, t_e) = \sum_{i=1}^m D_{\beta i}(\vec{r}, t_e) \quad (8.4)$$

$\bar{E}_{\beta i}$  [MeV] mittlere  $\beta$ -Energie beim Zerfall des Nuklids  $i$  (EBET)

$D_{\beta}(\vec{r}, t_e)$  [rem] Ganzkörperdosis durch äußere  $\beta$ -Bestrahlung nach Aufenthalt für eine Zeitdauer  $t_e$  nach Unfallbeginn am Ort  $\vec{r}(X, Y, Z)$  DOSIS

c)  $\gamma$ -Strahlungsdosis bei einer Abluftwolke mit endlicher Ausdehnung.

Eine Vernachlässigung der endlichen Ausdehnung ist bei  $\gamma$ -Strahlung nicht mehr statthaft. Gleichung (8.1) wird modifiziert:

$$\dot{D}_{\gamma i}(\vec{r}, t) = G_{\text{rem}} \cdot \bar{E}_{\gamma i} \cdot K_i(\vec{r}, t) \cdot f_{\gamma}(\vec{r}) \quad (8.5)$$

Ermittlung der Gesamtdosis durch Integration und Summation dann wie unter (8b).

$\bar{E}_{\gamma i}$  [MeV] mittlere  $\gamma$  Energie beim Zerfall des Nuklids  $i$  (EGAM)

$f_{\gamma}(\vec{r})$  [ / ] Korrekturfaktor für die endlich ausgedehnte Wolke  $\cdot$  ( $f_{\gamma}(\vec{r}) \rightarrow 1$  für große Wolkendimensionen.)  
Diese Korrekturfaktoren müssen vorläufig noch von Hand berechnet werden (s. folgenden Abschnitt.)

d) Berechnung der Korrekturfaktoren  $f_{\gamma}(\vec{r})$ .

Die Dosis durch Bestrahlung aus einer vorüberziehenden Wolke mit Gaußscher (Suttonscher) Konzentrationsverteilung einer Nuklidsorte, die  $\gamma$ -Quanten von ca. 0.7 MeV emittiert, kann man wie folgt berechnen:

$$D_{\gamma} = A \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{f(\sigma, h_s)}{U} \quad (8.6)$$

$D_{\gamma}$  [rem] Dosis durch äußere Bestrahlung

$A$  [Curie] gesamte zur Zeit des Vorüberziehens in der Wolke enthaltene Aktivität.

$E_{\gamma}$  [MeV] Energie der  $\gamma$ -Quanten

$U$  [m/s] Windgeschwindigkeit

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{2} (C_Y C_Z X^{2-n} + C_g \cdot F)} \quad [m] \text{ mittlerer Gaußparameter der Wolke (vgl. Abschnitt 6)}$$

$k_s$  [m] Höhe der Quelle bzw. Wolkenmittellinie über dem Aufpunkt.

$f(\sigma, h_s)$  [rem / Curie] Faktor, der aus Diagrammen von Holland(/6/, /1/) entnommen werden kann. Die Energieabhängigkeit dieses Faktors wird vernachlässigt.

Führt man eine kontinuierliche Quelle sowie Ort und Zeit als Veränderliche ein, so erhält man aus (8.6) einen Ausdruck für die Dosisleistung der Nuklidsorte  $i$  (vgl. 5.1)

$$\dot{D}_{\gamma i}(\vec{r}, t) = K_i(\vec{r}, t) \cdot E_{\gamma i} \cdot \frac{f(\sigma, h_s)}{k(\vec{r})} \quad (8.7)$$

Mit dem Korrekturfaktor

$$f_{\gamma}(\vec{r}) = \frac{f(\sigma, h_s)}{G_{rem} \cdot k(\vec{r})} \quad (8.8)$$

folgt dann Gleichung (8.5)

$K_i(\vec{r}, t)$  [Curie/m<sup>3</sup>] lokale Konzentration der Nuklidsorte  $i$

$k(\vec{r})$  [min·m<sup>-3</sup>] Ausbreitungsfaktor

Die Forderungen, daß die  $\gamma$ -Energie von der Größenordnung

0,7 MeV nicht zu sehr abweichen und die Halbwertszeit groß gegen die Zeit des Vorüberziehens der Wolke (über einen Bereich von einigen 100 m) sein soll, sind für die meisten betrachteten Nuklide erfüllt.

Aus den Formeln geht hervor, daß ein Satz von Korrekturfaktoren  $f_{\gamma}$ , jeweils für einige Koordinatentripel, für jede Wetterlage und Schornsteinhöhe berechnet werden muß. Mehrere solcher Sätze liegen auf Lochkarten vor. (s.IV.5)

9. Dosis durch direkte Bestrahlung aus dem Reaktorgebäude.

Ein Programmteil, der die Direktstrahlungsdosis berechnet, kann grundsätzlich mit den übrigen Recheneinheiten (1-8) zu einem Hauptprogramm vereinigt werden. Es erwies sich jedoch als günstiger, ein getrenntes Programm hierfür anzufertigen, welches einen modifizierten Eingabeteil und die Recheneinheiten 1-3 benutzt; hierauf folgen dann die Recheneinheiten:

- a) Gesamte  $\gamma$ -Quellstärke für 4 Energiegruppen
- b) Abschirmung und Dosisaufbau
- c) Bestrahlungsdosis

- a) Gesamte  $\gamma$ -Quellstärke für 4 Energiegruppen

$${}^1Q_k(t) = \sum_{i=1}^m {}^1E_i \cdot G_{ki}(t) \quad (9.1)$$

wobei über alle m Nuklidsorten summiert wird.

${}^1Q_k(t)$  [Curie·MeV] Gesamtleistung (Quellstärke) von (QE)

$\gamma$ -Quanten aus dem l-ten Energieintervall emittiert von den im Containment k (= 1,2) schwebenden Nukliden.

${}^1E_i$  [MeV] mittlere  $\gamma$ -Energie (Energie x Häufigkeit je Zerfall) des Nuklids i in der l-ten Energiegruppe. Gruppeneinteilung: (in Klammern: Bezugsenergien): (EG)

I: < 0.5 MeV (0.5 MeV), II: 0.5-1.35 MeV (1 MeV)

III: 1.35-2.2 MeV (2 MeV), IV: > 2.2 MeV (3 MeV)

$G_{ki}(t)$  [Curie] freie Aktivität der Nuklidsorte i im Containment k. (vgl. (2) und (3))

Anmerkung: Bei einem Doppel-Containment System wird für  $k = 2$  nur der Beitrag der Nuklide im äußeren Containment berechnet (Annahme: inneres Containment ist hinreichend abgeschirmt.) Soll das innere Containment mitberücksichtigt werden, so muß ein weiterer Lauf mit  $k = 1$  durchgeführt werden. Dies ist sinnvoll, da inneres und äußeres Containment in der Regel sehr verschiedene Geometrien und Abschirmungen besitzen werden. Der Index k wird im folgenden fallengelassen.

b) Abschirmung und Dosisaufbau

α) allgemeines Verfahren

Das Containmentvolumen wird als homogen mit strahlenden Nukliden erfüllt angenommen. Die Dosisleistung am Aufpunkt wird dann:

$$\dot{D}(\vec{r}_A, t) = \sum_{l=1}^4 l_{f_{roen}} \frac{l_Q(t)}{V} \int_{(V)} \frac{l_B(\vec{r}_q, \vec{r}_A)}{4\pi |\vec{r}_q - \vec{r}_A|^2} dV \quad (9.2)$$

wobei über das gesamte Volumen integriert und über die 4 Energiegruppen summiert wird.

$\dot{D}(\vec{r}_A, t)$  [roentgen/min] Dosisleistung am Aufpunkt  $\vec{r}_A$

$l_{f_{roen}}$  [  $\frac{\text{roentgen/min}}{\text{Curie} \cdot \text{MeV/m}^2}$  ] Umrechnungsfaktor für die l-te Energiegruppe (ROEN)

$l_B(\vec{r}_q, \vec{r}_A)$  [ / / ] Schwächungs- und Aufbaufaktor für die l-te Energiegruppe, abhängig von Quellpunkt- und Aufpunktkoordinaten.

B) Standard-Geometrie (variable Maße)

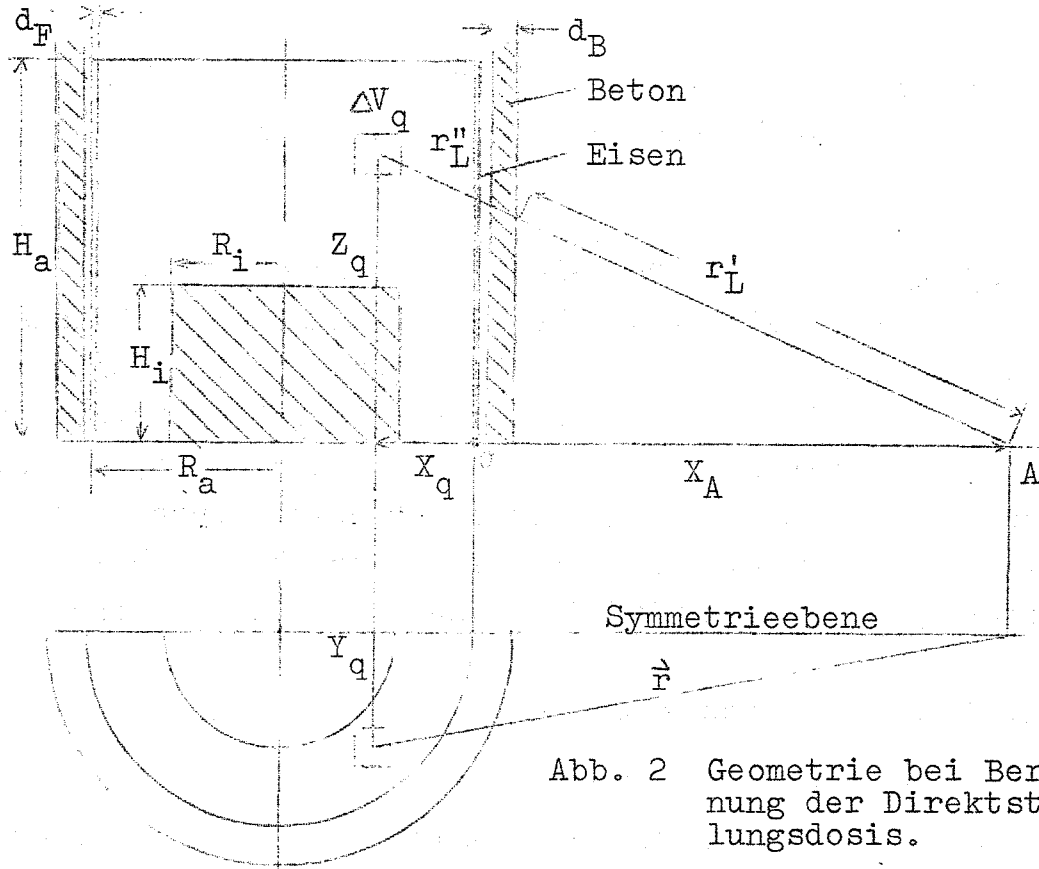


Abb. 2 Geometrie bei Berechnung der Direktstrahlungsdosis.

$H_a, R_a$  [m] Innenmaße des zylindrischen Behälters (HA, RAC)

$H_i, R_i$  [m] Außenmaße eines zylindrischen Einbaus (HI, RIC)

$d_F, d_B$  [cm] Stärke von Eisen- und Betonwand (DF, DB)

$\vec{r}_q = (X_q, Y_q, Z_q)$  [m] Quellpunkt-Koordinaten (DDX, DDY, DDZ)

$\vec{r}_A = (X_A, 0, 0)$  [m] Aufpunkt-Koordinate (X)

γ) Schwächungs- und Aufbaufaktor

Die exponentielle Darstellung des Faktors für ein einheitliches Medium lautet:

$${}^1B(\vec{r}_q, \vec{r}_A) = {}^1B(r) = e^{-{}^1\mu r} ({}^1A e^{-{}^1\alpha_1 {}^1\mu \cdot r} + (1-{}^1A) e^{-{}^1\alpha_2 {}^1\mu r}) \quad (9.3)$$

${}^1\mu$  [m<sup>-1</sup>] totaler Schwächungskoeffizient für die Energie 1



$l_A, l_{\alpha_1}, l_{\alpha_2}$  [ / ] Aufbaukonstanten für die Energie  $l$

$r = |\vec{r}_q - \vec{r}_A|$  [ m ] Abstand von Quelle und Aufpunkt im Medium

Für den hier vorliegenden Fall, daß Medien sehr unterschiedlicher mittlerer Kernladungszahl aneinandergrenzen (Luft - Eisen, Beton - Luft) wird nach Empfehlung von Goldstein /8/ eine Produktdarstellung gewählt:

(Energieindizes  $l$  zur besseren Übersichtlichkeit fortgelassen)

$$B(\vec{r}_q, \vec{r}_A) = B_L(r_L') \alpha_1 = \alpha_2 = 0 \cdot B_B(d_B' + \frac{\mu_F}{\mu_B} d_F') \cdot B_L(r_L'') \quad (9.4)$$

mit

$\mu_B, \mu_F$  [  $\frac{cm^2}{g} \rightarrow cm^{-1}$  ] Schwächungskoeffizienten für (SKB, SKF) Beton und Eisen

$B_L(s), B_B(s)$  [ / ] Schwächungs- und Aufbaufaktoren (9.4) für die Weglänge  $s$  in Luft bzw. Beton (DAFL, DAFB)

$r_L'$  [ m ] Luftweg zwischen Quellpunkt und Behälterwand (vgl. Abb. 2)

$r_L''$  [ m ] Luftweg zwischen Aufpunkt und Betonwand

$d_B'$  [ cm ] Weglänge in der Betonschicht ( $d_B' \geq d_B$ )

$d_F'$  [ cm ] Weglänge in der Stahlwand ( $d_F' \geq d_F$ )

Da Beton und Eisen sich ähnlich verhalten, zudem die Betonschicht in der Regel wirksamer sein wird, wird für beide Schichten der Faktor für Beton verwendet. Für den Luftweg  $r_L'$  im Inneren wird nur Schwächung angesetzt ( $\alpha_1 = \alpha_2 = 0$ ), da die aufgebauten vorwiegend niederenergetischen Quanten in der folgenden Schicht praktisch ganz absorbiert werden.

Im Rahmen der Genauigkeit der Näherung (9.4) sind die folgenden (ungünstigen) Vereinfachungen zulässig:

$$r_L' + r_L'' = r; \quad r_L'' = r - X_q; \quad d_{B,F}' = \frac{r}{X_A + X_q} \cdot d_{B,F}$$

d) Schwächungs-, Aufbau- und Dosiskonstanten für die Energiegruppen:

	Name	0.5 MeV	1.0 MeV	2.0 MeV	3.0 MeV	Dichte
Luft						$[g/cm^3]$
$\mu_L [cm^2/g]$	SKL	0.0868	0.0655	0.0445	0.00357	
$A_L$	AL	24	11	6.4	5.2	
$\alpha_{1L} (H_2O)$	A1L	-0.138	-0.104	-0.076	-0.062	0.00129
$\alpha_{2L}$	A2L	0.0	0.030	0.092	0.108	
<hr/>						
Beton						
$\mu_B [cm^2/g]$	SKB	0.0870	0.0635	0.0445	0.0363	
$A_B$	AB	12.5	9.9	6.3	4.7	2.25
$\alpha_{1B}$	A1B	-0.111	-0.088	-0.069	-0.062	
$\alpha_{2B}$	A2B	-0.006	0.029	0.058	0.073	
<hr/>						
Eisen						
$\mu_F [cm^2/g]$	SKF	0.0828	0.0595	0.0424	0.0361	7.8
<hr/>						
$f_{roen} \left[ \frac{r/min}{c \cdot MeV/m^2} \right]$		0.123	0.119	0.099	0.086	

Da Aufbaukonstanten für Luft nicht bekannt sind, wurden solche von Wasser, das eine vergleichbare mittlere Kernladungszahl besitzt, eingesetzt.

c) Bestrahlungsdosis (Raum- und Zeitintegration)

Eine Summation über die Beiträge von allen mit kontaminierter Luft erfüllten Volumelementen, sofern nicht durch den inneren Einbau verdeckt, führt auf die Dosisleistung (9.2). Die Zerlegung und Summation geschieht in cartesischen Koordinaten, Ursprung ist der dem Aufpunkt nächstgelegene Punkt an der

Wand des zylindrischen Gebäudes. Da Symmetrie vorliegt, wird nur über eine Hälfte integriert. Auf waagerechten Flächen liegende strahlende Teilchen werden nicht berücksichtigt. Nicht berücksichtigt wird außerdem der nach oben austretende Strahlungsfluß und dessen Rückstreuung in der Atmosphäre, auch wenn, wie häufig der Fall, die Betonschale nur aus einem senkrechten Teil mit oberer dünner Stahlkuppel besteht. Aus Messungen (z.B. in Th. Rockwell, Reactor Shielding Design Manual (1956), S. 388) geht hervor, daß sich größere Ungenauigkeiten erst dann ergeben, wenn die Betonwand mehr als den  $10^4$ -ten Teil des seitlich austretenden Flusses abschirmt. (Betondicke  $> 1$  m).

Die Gesamtdosis nach der Zeit  $t_e$  wird:

$$D(X_A, t_e) = \int_0^{t_e} \dot{D}(X_A, t) dt \quad (9.5)$$

$D(X_A, t_e)$  [ roentgen  $\hat{=}$  rem ] Ganzkörperdosis durch DOSIS  
Bestrahlung aus dem Reaktorgebäude (auf freiem Feld)

### III. Aufbau des Fortran-Programms

1. Lesen der Eingabe; Ausdruck der variablen Eingabe
2. Zuordnung von Indexzahlen (IPI) für die chemischen Gruppen zu den im konstanten Eingabeteil aufgeführten Nukliden (IPI = 0: Nuklid wird nicht berücksichtigt.)
3. Zwischenrechnungen: Zusammenziehen von häufig verwendeten Faktoren, Dimensionsänderungen, Auswahl der Organe, für welche eine Dosis berechnet werden soll.
4. "Atmosphärische Dispersion": Berechnung der Ausbreitungs- und Ablagerungsfaktoren für alle eingegebenen Koordinatentripel.
5. "Zeitachse" Die Einteilung des Zeitmaßstabs wird für das ganze Programm festgelegt. Die Zeitschritte wachsen in geometrischer Folge (Verdoppelung nach je 10 Schritten)

$$DT_1 = 0.25 \cdot (1.0717)^1 \text{ [min] } 1 = 1, LY; LY \leq 140$$

$$T(L) = \sum_{l=1}^L DT_l = \frac{(1.0717)^L - 1}{0.717} \cdot 0.25 \text{ [min]}; L \leq LY$$

$T(140) = 1.64 \cdot 10^4 \text{ min} \approx 11 \text{ Tage}$  (maximale Expositionszeit, sie kann durch Änderung der Konstanten 0.25 beliebig geändert werden.)

LY wird so bestimmt, daß  $T(LY) \geq \text{TEX}(MT)$ ,

wobei  $\text{TEX}(MT)$  die größte Expositionszeit ist, für die gerechnet werden soll.

6. Hauptteil (DØ-Schleife), Rechnen der Einheiten (s. Teil II) 1 bis 5, 7 oder 8 oder 9a für alle Nuklide, deren Indexzahl IPI  $\neq 0$  ist.
7. Im Programm MUNDØ-Inkorporation folgt anschließend Ausgabe, im Programm MUNDØ-Direktstrahlung folgen die Rechnungen 9b und c, danach Ausgabe.

#### IV Zusammenstellung wichtiger Eingabedaten und Quellennachweis

Für den praktischen Gebrauch können fünf verschiedene Arten von Eingabedaten unterschieden werden.

1. Steuerzahlen, Aufpunktkoordinaten, Expositionszeiten und Organkennzahlen, die den Rechnungsgang und die Art der Ausgabe bestimmen. Sie lassen sich anhand der Eingabebeschreibung des Programms aufstellen.
2. Reaktorauslegungsdaten, die aus jeder Kurzbeschreibung der Anlage, deren Unfall betrachtet wird, entnommen werden können.
3. Nukleare und biologische Konstanten, die mit hinreichender Genauigkeit feststehen und gegebenenfalls einzeln durch genauere Werte ersetzt werden im Laufe der Zeit. Sie sind entweder einprogrammiert oder in festen Eingabesätzen zusammengefaßt. Ein Quellennachweis wird am Ende dieses Abschnitts gegeben. Alle verfügbaren nuklidspezifischen Konstanten sind in der Tabelle S.28 ff aufgeführt.

4. Konstanten, die bisher nicht hinreichend genau bekannt sind und stark von besonderen Annahmen über den Unfallverlauf abhängen. Hierher gehören alle Daten über Freisetzung und Transportverhalten der in chemischen Gruppen zusammengefaßten Nuklide. (Vgl. den Bericht /9/, in welchem der Einfluß einiger dieser Größen auf die resultierende Bestrahlungsdosis untersucht wird).

5. Meteorologische Konstanten: Eine Wetterlage wird durch drei Parameter  $n$ ,  $C_Y$ ,  $C_Z$  und die Windgeschwindigkeit  $U$  charakterisiert. Eine etwas realistischere Beschreibung der meteorologischen Bedingungen durch empirische Kurvenscharen für 6 Wetterlagen (A-F) nach Pasquill /6/ kann hiermit jedoch nur näherungsweise im wichtigsten Entfernungsbereich (500-5000 m) wiedergegeben werden. Von den zur Wahl stehenden Wetterlagen wird man in der Regel die wählen, die zu den höchsten Dosiswerten führt.

Beispiele: (Windgeschwindigkeit stets 2 m/s)

a) Quelle in Bodennähe. Inversionswetterlage führt zu höchsten Dosiswerten.

Inversion zitiert nach /1/ "BW-I"

$$n = 0.5 \quad C_Y = 0.1 \quad C_Z = 0.06$$

Inversion "Pasquill F", approximiert nach /7/

$$n = 0.2 \quad C_Y = 0.09 \quad C_Z = 0.035$$

b) erhöhte Punktquelle (Schornstein). Instabile Wetterlage führt zu höchsten Dosiswerten.

Normalwetter nach /1/ "BW-N"

$$n = 0.25 \quad C_Y = 0.23 \quad C_Z = 0.23$$

Maximale Dosis bei 75 m-Schornstein in ca. 750 m Entfernung

Instabil "Pasquill B" approximiert nach /7/

$$n = 0.08 \quad C_Y = 0.29 \quad C_Z = 0.19$$

Maximale Dosis bei 75 m-Schornstein in ca. 300 m Entfernung

c) Korrekturfaktoren FG für  $\gamma$ -Strahlung einer Abluftwolke mit endlicher Ausdehnung für vier Fälle.

Entfernungen $[\text{m}]$	200	500	750	1000	2000	3000
Flächenquelle 1300 m <sup>2</sup> am Boden						
BW-I	0.143	0.145	0.155	0.17	0.21	0.31
Pasquill-F	0.14	0.165	0.19	0.22	0.34	0.65
Punktquelle 75 m hoch						
BW-N	440	0.65	0.51	0.64	0.98	1.0
Pasquill-B	2.05	0.82	0.72	0.88	1.1	1.0

Quellennachweis für nukleare und biologische Konstanten.

1. Spaltausbeuten (ETA) und Halbwertzeiten (THRA)  
 S. Katcoff, Nucleonics 18,11 (Nov. 1960) S. 201  
 I.F. Croall, Physics and Chemistry of Fission I, S. 355  
 IAEA Symposium Salzburg 1965  
 (Einige Ausbeuten für schnelle Spaltung)
2. Mittlere  $\beta$ - und  $\gamma$ -Energien, Emissionshäufigkeiten für Energiegruppen (EBET, EGAM, EG)  
 J.F. Perkins und R.W. King, Nucl.Sci.Eng., 3, 726 (1958)  
 W. Seelmann-Eggebert und G. Pfenning: Radionuklidtabellen (1964)
3. Energieabhängige Schwächungs-, Aufbau- und Dosiskonstanten  
 H. Goldstein: Fundamental Aspects of Reactor Shielding  
 S. 376, (New York 1959)  
 Reactor Physics Constants, ANL-5800 (1963)  
 S. 652, S. 657

4. Alle übrigen biologischen Konstanten:

International Commission of Radiological Protection,  
"Report of Committee II on Permissible Dose for Internal  
Radiation" (1959)

Übrige Literatur:

- /1/ G. Blässer und K. Wirtz, Nukleonik 3 (1961) 64 und 210
- /2/ E. Stauber, Atomkernenergie 6 (1961) 165
- /3/ H. Karwat, Atompraxis 10 (1964) 341 und 526
- /4/ E. Stauber, International Symposium on Fission Product  
Release and Transport under Accident Con-  
ditions, Oak Ridge 1965, CONF 650407, Vol.2,  
S. 970
- /5/ W.B. Cottrell und A.W. Savolainen (ed.), U.S. Reactor  
Containment Technology. ORNL NSIC-5, Vol. 1,  
Kap.4.
- /6/ C.R. McCulloch, Safety Aspects of Nuclear Reactors  
(New York 1957), S. 190, 194.
- /7/ F.A. Gifford, Nuclear Safety 2(4) (1960/61)
- /8/ H. Goldstein, Fundamental Aspects of Reactor Shielding  
(New York 1959)
- /9/ W. Häfele, F. Heller und W. Schikarski, KFK 669  
Karlsruhe 1967

A n h a n g :

Tabelle der verwendeten bzw. zur Verfügung stehenden  
nuklearen und biologischen Konstanten für 75 Nuklide



NAME	ETA U235 PU239	T1/2 (D)	GAMMAENERGIEN IN 4 GRUPPEN					E-BETA	BIOL. HALBWERTSZEIT, EFF. ENERGIE, INHALATIONSFAKTOR F. 6 DRGANE						
			0.5MEV	1MEV	2MEV	3MEV	SUMME		GANZKOERP.	KNOECHEN	SCHILDDR.	LEBER	NIERE	MUSKELN	
BR 83	5.10E-03 3.00E-03	1.000E-01	0.006	0.000	0.000	0.000	0.006	0.342	8.000E 00	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									0.372	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.750	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
KR83M	4.80E-03 2.90E-03	7.900E-02	0.030	0.000	0.000	0.000	0.030	0.008	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
BR 84	9.20E-03 4.10E-03	2.210E-02	0.006	0.601	0.412	0.830	1.849	1.227	8.000E 00	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									1.113	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.750	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
KR85M	4.80E-03 5.40E-03	1.840E-01	0.157	0.000	0.000	0.000	0.157	0.252	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
KR 85	3.00E-03 1.30E-03	3.870E 03	0.000	0.004	0.000	0.000	0.004	0.221	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
KR 87	2.70E-02 9.20E-03	5.400E-02	0.507	0.000	0.102	0.977	1.586	1.341	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
KR 88	3.70E-02 1.42E-02	1.170E-01	0.108	0.325	1.287	0.954	2.674	2.714	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
RB 88	3.57E-02 1.42E-02	1.240E-02	0.000	0.145	0.486	0.128	0.759	2.047	4.500E 01	0.	0.	6.300E 01	0.	8.000E 01	0.
									3.080	0.000	0.000	3.080	0.000	3.080	0.000
									0.750	0.000	0.000	0.040	0.000	0.340	0.000
RB 89	4.59E-02 1.80E-02	1.070E-02	0.000	1.582	0.056	0.797	2.435	0.568	4.500E 01	0.	0.	6.300E 01	0.	8.000E 01	0.
									1.180	0.000	0.000	1.180	0.000	1.180	0.000
									0.750	0.000	0.000	0.040	0.000	0.340	0.000
SR 89	4.79E-02 1.80E-02	5.050E 01	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.556	1.300E 04	1.800E 04	0.	0.	0.	0.	0.
									0.550	2.800	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.400	0.120	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
SR 90	5.77E-02 2.26E-02	1.022E 04	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	1.081	1.300E 04	1.800E 04	0.	0.	0.	0.	0.
									1.100	5.500	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.400	0.120	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
SR 91	5.81E-02 2.43E-02	4.040E-01	0.000	1.161	0.198	0.000	1.359	0.652	1.300E 04	1.800E 04	0.	0.	0.	0.	0.
									1.320	2.480	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.400	0.120	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
Y 91	5.40E-02 2.90E-02	5.800E 01	0.000	0.004	0.000	0.000	0.004	0.593	1.400E 04	1.800E 04	0.	0.	0.	0.	0.
									0.590	2.900	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.250	0.190	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
SR 92	5.30E-02 3.14E-02	1.125E-01	0.000	0.044	0.000	1.242	1.286	0.214	1.300E 04	1.800E 04	0.	0.	0.	0.	0.
									0.960	1.100	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.400	0.120	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
Y 92	6.03E-02 3.14E-02	1.500E-01	0.025	0.266	0.178	0.005	0.474	1.386	1.400E 04	1.800E 04	0.	0.	0.	0.	0.
									1.600	6.900	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
									0.250	0.190	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000

NAME	ETA U235 PU239	T1/2 (D)	GAMMAENERGIEN IN 4 GRUPPEN						E-BETA	BIOL. HALBWERTSZEIT, EFF. ENERGIE, INHALATIONSFAKTOR F. 6 ORGANE					
			0.5MEV	1MEV	2MEV	3MEV	SUMME	GANZKOERP.		KNOCHEN	SCHILDDR.	LEBER	NIERE	MUSKELN	
Y 93	6.10E-02 3.97E-02	4.290E-01	0.000	0.350	0.000	0.000	0.350	1.151	1.400E 04 1.700 0.250	1.800E 04 6.500 0.190	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
Y 94	5.40E-02 4.45E-02	1.390E-02	0.000	0.558	0.420	0.000	0.978	1.962	1.400E 04 1.000 0.250	1.800E 04 3.640 0.190	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
ZR 95	6.20E-02 5.30E-02	6.500E 01	0.235	0.739	0.000	0.000	0.974	0.111	4.500E 02 0.570 0.250	1.000E 03 0.770 0.090	0. 0.000 0.000	3.200E 02 0.320 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
NB95M	1.00E-03 5.30E-02	3.750E 00	0.235	0.000	0.000	0.000	0.235	0.000	7.600E 02 0.310 0.250	1.000E 03 0.310 0.100	0. 0.000 0.000	8.450E 02 0.300 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
NB 95	6.20E-02 5.30E-02	3.500E 01	0.000	0.765	0.000	0.000	0.765	0.045	7.600E 02 0.490 0.250	1.000E 03 0.360 0.100	0. 0.000 0.000	8.450E 02 0.250 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
ZR 97	5.90E-02 4.85E-02	7.080E-01	0.000	0.780	0.009	0.000	0.789	0.748	4.500E 02 1.200 0.250	1.000E 03 3.800 0.090	0. 0.000 0.000	3.200E 02 0.940 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
NB 97	6.00E-02 4.85E-02	5.070E-02	0.000	0.668	0.000	0.000	0.668	0.467	7.600E 02 0.870 0.250	1.000E 03 2.400 0.100	0. 0.000 0.000	8.450E 02 0.640 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
NB 98	6.00E-04 2.00E-03	3.610E-02	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	7.600E 02 0.490 0.250	1.000E 03 2.480 0.100	0. 0.000 0.000	8.450E 02 0.490 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	
MO 99	6.06E-02 6.00E-02	2.770E 00	0.162	0.104	0.000	0.000	0.266	0.405	5.000E 00 0.510 0.650	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	4.500E 01 0.480 0.065	3.000E 00 0.480 0.050	0. 0.000 0.000	
MO101	5.60E-02 5.91E-02	1.010E-02	0.073	0.895	0.693	0.000	1.661	0.418	5.000E 00 1.910 0.650	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	4.500E 01 1.910 0.065	3.000E 00 1.910 0.050	0. 0.000 0.000	
MO102	4.30E-02 5.99E-02	8.000E-03	0.000	0.364	0.000	0.000	0.364	2.096	5.000E 00 1.060 0.650	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	4.500E 01 1.060 0.065	3.000E 00 1.060 0.050	0. 0.000 0.000	
RU103	3.00E-02 6.00E-02	3.970E 01	0.460	0.040	0.000	0.000	0.500	0.104	7.300E 00 0.440 0.270	1.600E 01 0.620 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	2.500E 00 0.220 0.050	0. 0.000 0.000	
RU105	9.00E-03 3.90E-02	1.850E-01	0.130	0.726	0.000	0.000	0.856	0.414	7.300E 00 0.980 0.270	1.600E 01 2.600 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	2.500E 00 0.220 0.050	0. 0.000 0.000	
RH105	9.00E-03 3.90E-02	1.500E 00	0.096	0.000	0.000	0.000	0.096	0.148	1.040E 01 0.200 0.350	1.660E 01 0.950 0.020	0. 0.000 0.000	1.820E 01 0.190 0.014	2.800E 01 0.190 0.010	0. 0.000 0.000	
RU106	3.80E-03 4.90E-02	3.687E 02	0.000	0.292	0.026	0.010	0.328	1.368	7.300E 00 1.400 0.270	1.600E 01 6.500 0.020	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	2.500E 00 1.300 0.050	0. 0.000 0.000	

NAME	ETA U235 PU239	T1/2 (D)	GAMMAENERGIEN IN 4 GRUPPEN					E-BETA	BIOL. HALBWERTSZEIT, EFF. ENERGIE, INHALATIONSFAKTOR F. 6 ORGANE					
			0.5MEV	1MEV	2MEV	3MEV	SUMME		GANZKOERP.	KNOCHEN	SCHILDDR.	LEBER	NIERE	MUSKELN
RH107	1.90E-03 3.00E-02	1.530E-02	0.363	0.028	0.000	0.000	0.391	0.401	1.040E 01 0.700 0.350	1.660E 01 2.290 0.020	0. 0.000 0.000	1.820E 01 0.700 0.014	2.800E 01 0.700 0.010	0. 0.000 0.000
PD109	3.00E-04 1.65E-02	5.600E-01	0.008	0.000	0.000	0.000	0.008	0.080	5.000E 00 0.420 0.350	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	1.900E 01 0.420 0.030	3.000E 01 0.420 0.030	0. 0.000 0.000
TE127	3.00E-04 8.00E-04	1.050E 02	0.005	0.000	0.000	0.000	0.005	0.317	1.500E 01 0.320 0.380	3.000E 01 1.500 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 0.320 0.020	3.000E 01 0.320 0.030	0. 0.000 0.000
SN128	3.70E-03 1.50E-02	3.960E-02	0.106	0.502	0.000	0.000	0.608	1.000	3.500E 01 1.410 0.280	1.000E 02 5.240 0.080	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
TE129	3.50E-03 7.00E-03	3.700E 01	0.100	0.126	0.000	0.000	0.226	0.563	1.500E 01 1.100 0.380	3.000E 01 3.200 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 0.830 0.020	3.000E 01 0.780 0.030	0. 0.000 0.000
TE029	1.00E-02 1.40E-02	5.000E-02	0.100	0.126	0.000	0.000	0.226	0.457	1.500E 01 0.980 0.380	3.000E 01 2.800 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 0.730 0.020	3.000E 01 0.680 0.030	0. 0.000 0.000
SB131	2.60E-02 3.75E-02	1.600E-02	0.000	1.020	0.000	0.000	1.020	0.851	3.800E 01 0.490 0.270	1.000E 02 2.480 0.030	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
TE131	4.40E-03 5.40E-03	1.250E 00	0.600	1.332	0.000	0.000	1.932	0.938	1.500E 01 1.200 0.380	3.000E 01 1.900 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 0.730 0.020	3.000E 01 0.630 0.030	0. 0.000 0.000
J 131	3.10E-02 3.75E-02	8.050E 00	0.313	0.078	0.000	0.000	0.391	0.183	1.380E 02 0.410 0.750	1.400E 01 0.710 0.053	2.400E 01 0.220 0.230	7.000E 00 0.240 0.090	7.000E 00 0.180 0.030	0. 0.000 0.000
TE132	4.70E-02 5.25E-02	3.208E 00	0.231	1.816	0.268	0.046	2.361	0.546	1.500E 01 1.900 0.380	3.000E 01 3.100 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 1.100 0.020	3.000E 01 0.960 0.030	0. 0.000 0.000
J 132	4.70E-02 5.25E-02	9.580E-02	0.000	1.816	0.268	0.046	2.130	0.485	1.380E 02 1.700 0.750	1.400E 01 2.700 0.053	2.400E 01 0.650 0.230	7.000E 00 0.990 0.090	7.000E 00 0.850 0.030	0. 0.000 0.000
TE133	4.90E-02 5.00E-02	3.610E-02	0.268	1.300	0.000	0.000	1.568	0.751	1.500E 01 2.000 0.380	3.000E 01 6.890 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 2.000 0.020	3.000E 01 2.000 0.030	0. 0.000 0.000
J 133	6.90E-02 6.90E-02	8.670E-01	0.000	0.551	0.014	0.000	0.565	0.493	1.380E 02 0.840 0.750	1.400E 01 2.610 0.053	2.400E 01 0.540 0.230	7.000E 00 1.000 0.090	7.000E 00 1.600 0.030	0. 0.000 0.000
XE33M	1.60E-03 1.70E-03	2.300E 00	0.026	0.000	0.000	0.000	0.026	0.207	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
XE133	6.50E-02 6.90E-02	5.270E 00	0.027	0.000	0.000	0.000	0.027	0.155	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000

NAME	ETA U235 PU239	T1/2 (D)	GAMMAENERGIEN IN 4 GRUPPEN					E-BETA	BIOL. HALBWERTSZEIT, EFF. ENERGIE, INHALATIONSFAKTOR F. 6 ORGANE					
			0.5MEV	1MEV	2MEV	3MEV	SUMME		GANZKOERP.	KNOECHEN	SCHILDDR.	LEBER	NIERE	MUSKELN
CE143	6.00E-02 4.48E-02	1.375E 00	0.125	0.199	0.000	0.000	0.324	0.428	5.630E 02 0.660 0.250	1.500E 03 2.200 0.075	0. 0.000 0.000	2.930E 02 0.540 0.060	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
PR143	6.03E-02 4.48E-02	1.370E 01	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.315	7.500E 02 0.310 0.250	1.500E 03 1.600 0.100	0. 0.000 0.000	3.750E 02 0.310 0.050	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
CE144	6.00E-02 3.76E-02	2.800E 02	0.016	0.025	0.039	0.000	0.080	1.288	5.630E 02 1.300 0.250	1.500E 03 6.300 0.075	0. 0.000 0.000	2.930E 02 0.540 0.060	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
PR145	3.98E-02 3.12E-02	2.480E-01	0.000	0.047	0.000	0.000	0.047	0.640	7.500E 02 2.120 0.250	1.500E 03 4.490 0.100	0. 0.000 0.000	3.750E 02 2.120 0.050	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
PR146	3.07E-02 2.57E-02	1.690E-02	0.620	0.000	0.492	0.000	1.112	1.254	7.500E 02 2.000 0.250	1.500E 03 6.080 0.100	0. 0.000 0.000	3.750E 02 2.000 0.050	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
ND147	2.70E-02 2.13E-02	1.110E 01	0.014	0.095	0.000	0.000	0.109	0.271	6.560E 02 0.370 0.250	1.500E 03 1.200 0.090	0. 0.000 0.000	1.310E 02 0.290 0.130	6.560E 02 0.280 0.010	0. 0.000 0.000
PM149	1.30E-02 1.30E-02	2.200E 00	0.285	0.000	0.000	0.000	0.285	0.362	6.560E 02 0.540 0.250	1.500E 03 1.900 0.090	0. 0.000 0.000	6.560E 02 0.440 0.020	6.560E 02 0.420 0.005	0. 0.000 0.000
SM151	4.40E-03 7.80E-03	2.920E 04	0.020	0.000	0.000	0.000	0.020	0.075	6.560E 02 0.042 0.250	1.500E 03 0.130 0.090	0. 0.000 0.000	1.870E 02 0.042 0.090	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
SM153	1.50E-03 4.80E-03	1.960E 00	0.043	0.000	0.000	0.000	0.043	0.314	6.560E 02 0.300 0.250	1.500E 03 1.100 0.090	0. 0.000 0.000	1.870E 02 0.250 0.090	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
EU155	3.00E-04 2.50E-03	1.460E 03	0.090	0.000	0.000	0.000	0.090	0.040	6.350E 02 0.160 0.250	1.500E 03 0.280 0.090	0. 0.000 0.000	1.270E 02 0.100 0.060	1.480E 03 0.080 0.008	0. 0.000 0.000
EU156	1.30E-04 1.50E-03	1.540E 01	0.000	0.700	0.460	0.000	1.160	0.420	6.350E 02 1.700 0.250	1.500E 03 3.100 0.090	0. 0.000 0.000	1.270E 02 1.000 0.060	1.480E 03 0.900 0.008	0. 0.000 0.000
PU239	6.15E-02 6.15E-02	8.900E 06	0.027	0.700	0.000	0.000	0.727	0.000	6.500E 04 53.000 0.250	7.300E 04 270.000 0.200	0. 0.000 0.000	3.000E 04 53.000 0.038	3.200E 04 53.000 0.003	0. 0.000 0.000
PU240	2.26E-01 2.26E-01	2.400E 06	0.010	0.000	0.000	0.000	0.010	0.000	6.500E 04 53.000 0.250	7.300E 04 270.000 0.200	0. 0.000 0.000	3.000E 04 53.000 0.038	3.200E 04 53.000 0.003	0. 0.000 0.000
PU241	1.14E 02 1.14E 02	4.800E 03	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	6.500E 04 2.300 0.250	7.300E 04 14.000 0.200	0. 0.000 0.000	3.000E 04 2.500 0.038	3.200E 04 1.000 0.003	0. 0.000 0.000
PU242	4.40E-03 4.40E-03	1.400E 08	0.010	0.000	0.000	0.000	0.010	0.000	6.500E 04 51.000 0.250	7.300E 04 250.000 0.200	0. 0.000 0.000	3.000E 04 51.000 0.038	3.200E 04 51.000 0.003	0. 0.000 0.000

NAME	ETA U235 PU239	T1/2 (D)	GAMMAENERGIEN IN 4 GRUPPEN					E-BETA	BIOL. HALBWERTSZEIT, EFF. ENERGIE, INHALATIONSFAKTOR F. 6 ORGANE					
			0.5MEV	1MEV	2MEV	3MEV	SUMME		GANZKOERP.	KNOCHEN	SCHILDDR.	LEBER	NIERE	MUSKELN
TE134	6.90E-02 7.47E-02	2.990E-02	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.514	1.500E 01 0.490 0.380	3.000E 01 2.480 0.034	0. 0.000 0.000	3.000E 01 0.490 0.020	3.000E 01 0.490 0.030	0. 0.000 0.000
J 134	7.80E-02 7.47E-02	3.640E-02	0.000	1.005	0.018	0.000	1.023	0.941	1.380E 02 1.500 0.750	1.400E 01 3.880 0.053	2.400E 01 0.820 0.230	7.000E 00 1.500 0.090	7.000E 00 1.500 0.030	0. 0.000 0.000
J 135	6.10E-02 5.60E-02	2.790E-01	0.000	0.317	1.314	0.048	1.679	0.316	1.380E 02 1.200 0.750	1.400E 01 3.190 0.053	2.400E 01 0.460 0.230	7.000E 00 1.340 0.090	7.000E 00 1.340 0.030	0. 0.000 0.000
XE35M	1.80E-02 2.10E-02	1.100E-02	0.000	0.416	0.000	0.000	0.416	0.104	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
XE135	6.20E-02 7.17E-02	3.840E-01	0.243	0.018	0.000	0.000	0.261	0.304	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
CS137	6.15E-02 6.80E-02	1.095E 04	0.000	0.595	0.000	0.000	0.595	0.239	7.000E 01 0.590 0.750	1.400E 02 1.400 0.030	0. 0.000 0.000	9.000E 01 0.410 0.050	0. 0.000 0.000	1.400E 02 0.590 0.300
XE138	5.50E-02 6.28E-02	1.200E-02	0.235	0.000	1.045	0.000	1.280	0.579	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
CS138	5.74E-02 6.28E-02	2.240E-02	0.205	0.252	1.068	0.651	2.176	1.093	7.000E 01 1.620 0.750	1.400E 02 2.560 0.030	0. 0.000 0.000	9.000E 01 1.620 0.050	0. 0.000 0.000	1.400E 02 1.620 0.300
BA139	6.55E-02 5.78E-02	5.760E-02	0.141	0.000	0.272	0.000	0.413	0.776	6.500E 01 1.180 0.280	6.500E 01 4.230 0.190	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
BA140	6.35E-02 4.97E-02	1.280E 01	0.450	0.560	1.780	0.160	2.950	0.799	6.500E 01 2.300 0.280	6.500E 01 4.200 0.190	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
BA141	6.30E-02 5.47E-02	1.250E-02	0.180	0.000	0.000	0.000	0.180	1.059	6.500E 01 1.570 0.280	6.500E 01 5.400 0.190	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
LA141	6.40E-02 5.47E-02	1.580E-01	0.000	0.000	0.075	0.000	0.075	0.938	5.000E 02 0.790 0.250	1.000E 03 3.890 0.100	0. 0.000 0.000	4.000E 02 0.790 0.040	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
CE141	6.00E-02 4.57E-02	3.300E 01	0.097	0.000	0.000	0.000	0.097	0.146	5.630E 02 0.210 0.250	1.500E 03 0.810 0.075	0. 0.000 0.000	2.930E 02 0.180 0.060	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
BA142	6.01E-02 4.97E-02	6.940E-03	0.300	0.000	0.000	0.000	0.300	0.776	6.500E 01 2.460 0.280	6.500E 01 7.740 0.190	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000
LA142	6.01E-02 4.97E-02	5.630E-02	0.000	0.470	0.000	0.300	0.770	1.899	5.000E 02 2.160 0.250	1.000E 03 7.970 0.100	0. 0.000 0.000	4.000E 02 2.160 0.040	0. 0.000 0.000	0. 0.000 0.000

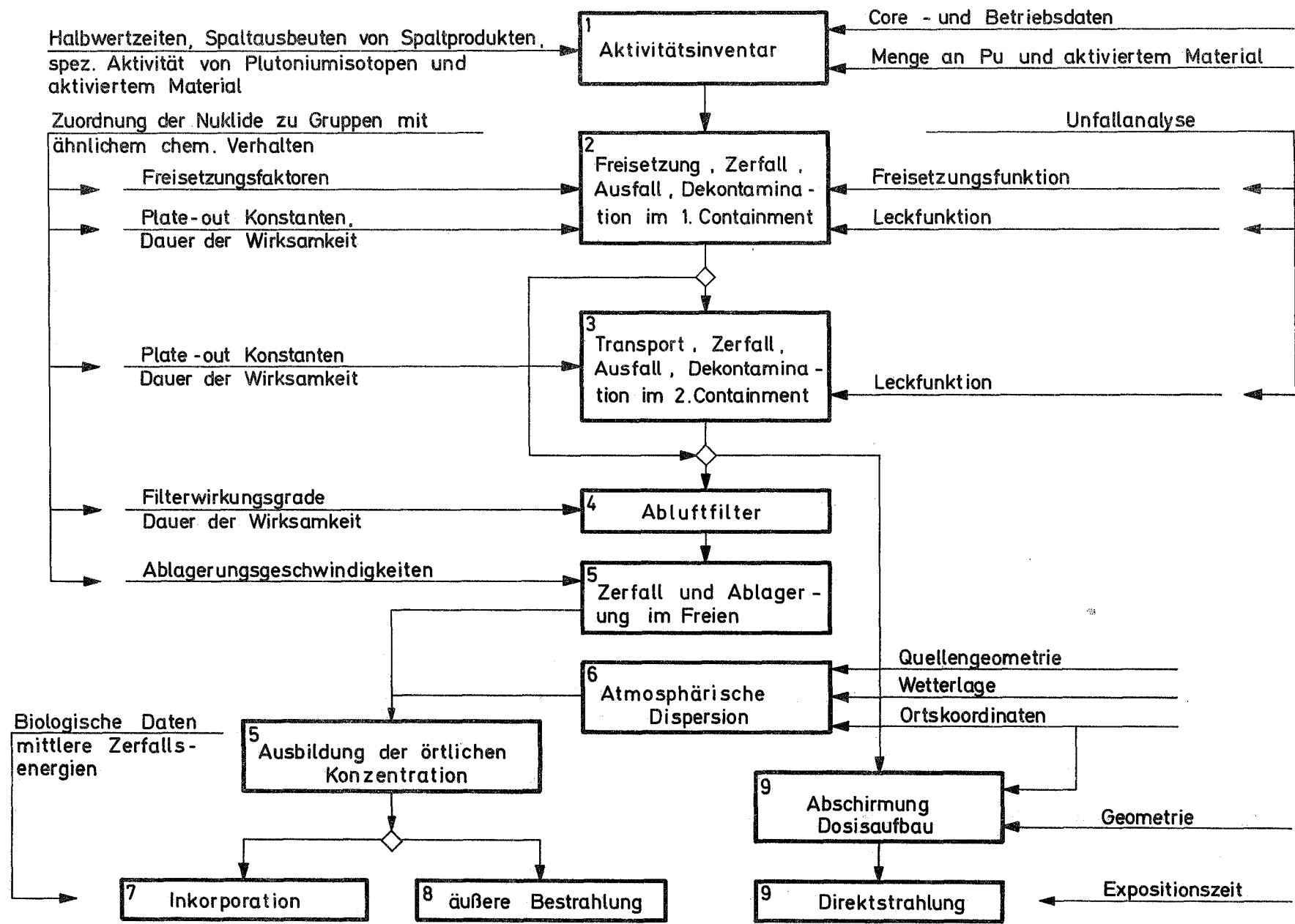


Abb.1 Recheneinheiten und zugehörige Eingabedaten bei MUNDO