

Interner Bericht
DESY D3/30
November 1979

UNTERSUCHUNG AKTIVIERTER MATERIALIEN

von

K. Amsinck
H. Dinter

Eigentum der Property of	DESY	Bibliothek Library
Zugang: Accessions:	10. DEZ. 1979	
Leihfrist: Loan period:	7	7 days



"DIE VERANTWORTUNG FOR DEN INHALT
DIESES INTERNEN BERICHTEES LIEGT
AUSSCHLIESSLICH BEIM VERFASSER."

Untersuchung aktivierter Materialien

von

K. Amsinck

H. Dinter

Summary:

Samples of the most customary materials used at particle accelerators were activated at the electron-synchrotron. From the evaluation of their gamma spectra one obtains the contribution of each radioactive isotope to the total activity of one probe. These "relative activities" may be used for an estimation of the activity of an activated object only by measuring its dose rate at a certain distance.

1. Einleitung

Wenn hochenergetische Elektronen auf Materie treffen, entwickelt sich eine Elektron-Photon-Kaskade. Die Photonen können mit den Kernen der Materie reagieren und so instabile Nuklide und neue Sekundärteilchen erzeugen, von denen insbesondere die Neutronen ebenfalls instabile Isotope produzieren können.

Nach einer gewissen Lebensdauer gehen diese instabilen Kerne im allgemeinen durch Aussendung von Elektronen und Photonen in einen stabilen Grundzustand über.

Auf diese Weise werden Teile eines Beschleunigers oder Mess- und Experimentiereinrichtungen, die mit dem Elektronenstrahl in Berührung gekommen sind, radioaktiv, was die weitere Benutzung oder Bearbeitung sehr erschweren kann.

In der Strahlenschutzverordnung ist der Umgang mit radioaktiven Stoffen geregelt. Dort stehen auch die Grenzwerte der Aktivität für den Umgang und die Beseitigung aller in der Praxis auftretenden Nuklide.

Es ist deshalb eine wichtige Aufgabe einer Strahlenschutzgruppe, die Aktivität radioaktiver Materialien bestimmen zu können.

Zur Aktivität können gamma-emittierende Nuklide, reine Beta- (oder Positronen-) Strahler und Kerne, die durch Elektroneneinfang stabil werden, beitragen. Die wichtigste Komponente beim Umgang mit aktivierten Materialien ist die der Gamma-Strahler, da diese Nuklide weitaus am häufigsten vorkommen und am meisten zur Personendosis beitragen.

Im folgenden beschränken wir uns deshalb auf die Bestimmung der Gamma-Aktivität. Der Beitrag der Nuklide, die keine Gamma-Strahlung aussenden, muß jeweils gesondert betrachtet werden.

Die beste Methode für die Bestimmung der Gamma-Aktivität ist die Identifizierung der Nuklide mit Hilfe der Gamma-Spektroskopie. Aus der Energie und der Intensität der Linien im Gamma-Spektrum kann eine Aussage über Art und Menge der vorkommenden, instabilen Nuklide gewonnen werden. Obwohl die Methode recht genau ist, ist sie in der Praxis nicht gut geeignet, da die umfangreiche Apparatur im allgemeinen nur Messungen im Labor zuläßt und die Auswertung der Spektren eine zeitraubende Prozedur ist. Außerdem können nur kleine Proben mit schwacher Aktivität analysiert werden.

Das Ziel dieser Untersuchungen ist deshalb, durch eine einfache Messung, nämlich durch Messung der Dosisleistung in einer bestimmten Entfernung, die Aktivität eines aktivierten Gegenstandes abzuschätzen.

Um eine Relation zwischen Dosisleistung und Aktivität herstellen zu können, muß man wissen, welche Isotope in welchem Maße zur Aktivität beitragen. Um diese Frage zu beantworten, wurde ein Aktivierungsexperiment durchgeführt, das in Kap. 2 beschrieben wird.

In einer Reihe von Arbeiten (zusammengefaßt in Lit. 1) werden Wirkungsquerschnitte für verschiedene Reaktionen an verschiedenen Targetkernen angegeben und Vorhersagen über die Produktion von radioaktiven Stoffen gemacht. Für den praktischen Betrieb sind diese theoretischen Werte jedoch nur bedingt nützlich, denn ein ungewollter Aktivierungsvorgang unterscheidet sich wesentlich von einem gezielten Aktivierungsexperiment.

Für die unabsichtliche Aktivierung gilt im allgemeinen:

Man hat keine Information über Teilchenart und -flüsse, die die Aktivität bewirken;
Man weiß ebensowenig über die Energie, die diese Teilchen hatten, was bei energieabhängigen Wirkungsquerschnitten zu wissen besonders wichtig wäre;
Die Beschleunigerbedingungen sind nicht konstant, d.h. Aktivierungs- und Abklingzeiten sind oft nur sehr ungenau bekannt;
Als Target liegen keine reinen Stoffe vor, sondern Werkstoffe der Praxis, die aus vielen Komponenten zusammengesetzt sein können.

Das Ergebnis unseres Experimentes sind deshalb die relativen Aktivitäten der Nuklide, die zu der Gesamtaktivität eines bestrahlten Materials beitragen. Um einen repräsentativen Mittelwert zu erhalten, wurden an vielen Orten im Synchrotron-Beschleunigerraum Aktivierungsproben ausgelegt.

2. Aktivierungsexperiment

Zur Aktivierung wurden Pakete mit je 11 Materialproben (4 x 4 cm²) an 21 Orten im Synchrotron-Beschleunigererraum und entlang des Linac 2 ausgelegt (Materialien siehe Tab. 1; bei Aluminium, Messing und V2A-Stahl handelt es sich um die bei DESY üblichen Werkstoffe). Nach einer Aktivierungszeit von 136 Tagen wurden alle Proben analysiert und nach einer Ruhezeit von 32 Tagen erneut aktiviert (130 Tage) und anschließend wieder ausgemessen.

Damit hat man alle Nuklide mit Halbwertszeiten kleiner als 5 Jahre erfaßt, falls der Wirkungsquerschnitt meßbare Pulsraten erwarten läßt.

Die Analyse erfolgte mit einem Ge(Li)-Detektor mit einem empfindlichen Volumen von 60 cm³ und einer Auflösung von 2.3 keV bei der Gamma-Energie von 1.33 MeV. Die Zählpulse des Detektors wurden mit einem 4 k-Vielkanalanalysator verarbeitet.

Für die Identifikation der Nuklide mit Hilfe der nachweisbaren Gamma-Energien stehen Tabellen zur Verfügung (z.B. Lit. 2). Durch Integration der Gamma-Linien eines Nuklids und mit Hilfe der Nachweiswahrscheinlichkeit des Detektors (die von der Gamma-Energie abhängt) erhält man die Aktivität der Probe, die von diesem speziellen Nuklid herrührt:

$$A_i = K \cdot \frac{N_j}{w_j \cdot n_j \cdot C} \quad , \text{ wobei} \quad (1)$$

- A_i = Aktivität, von Nuklid i herrührend;
- K = Umrechnungskonstante, die Aktivitätseinheiten liefert;
z.B.: K = 2.703 · 10⁻⁵ µCi · s ;
- N_j = Pulsrate der Gamma-Quanten der Energie j ;
- w_j = Wahrscheinlichkeit des Nuklidzerfalls mit Quanten der Energie j ;
- n_j = Wahrscheinlichkeit, daß das Quant der Energie j den Detektor trifft und dort total absorbiert wird;
- C = Korrektur von η für nichtpunktförmige Quellen.

Die gesamte Gamma-Aktivität einer Probe erhält man durch Summation über alle nachweisbaren Teilaktivitäten:

$$A = \sum_i A_i \quad . \quad (2)$$

Reine Elektronen- (oder Positronen-) Strahler und Gamma-Strahler mit Energien unter 50 keV sind mit dieser Methode nicht zu erfassen. Ihr Beitrag muß wie oben bereits betont, gesondert abgeschätzt werden.

Die Aktivität einer Probe hängt (unter anderem) von der Zeitdauer der Aktivierung t₁ und der anschließenden Abklingzeit t₂ ab:

$$A_i = A_{i0} (1 - e^{-\lambda_i t_1}) \cdot e^{-\lambda_i t_2} \quad . \quad (3.1)$$

Die Größe A_{i0} ist unabhängig von der Zeit und heißt "Sättigungsaktivität" (t₁ → ∞ und t₂ = 0) des Nuklids i. Sie ist jedoch abhängig von Wirkungsquerschnitt, Teilchenspektrum und der Anzahl der Targetkerne. Da alle diese Parameter mehr oder weniger unbekannt sind, ist es sinnvoll, nur eine relative Aktivität der Nuklide anzugeben:

$$a_i = \frac{A_i}{A} \quad (4.1)$$

oder eine relative Sättigungsaktivität:

$$a_{i0} = \frac{A_{i0}}{\sum A_{i0}} \quad (4.2)$$

Die Größe a_{i0} ist jetzt unabhängig sowohl von Aktivierungs- und Abklingzeiten als auch von den o.g. Parametern.

In der Tabelle 1 sind für jedes untersuchte Material die identifizierten Nuklide und ihre relativen Sättigungsaktivitäten angegeben. Dabei wurden Isotope mit Halbwertszeiten kleiner als 1 Tag weglassen. (Ausnahme: 24 Na bei Aluminium wegen des hohen Anteils.) Ebenso wurden Spuren von Isotopen mit einem Anteil, der unter 0.5 % liegt, vernachlässigt (Ausnahmen: 185 Os und 206 Bi in Blei). Die angegebenen Sättigungsaktivitäten sind Mittelwerte über alle 21 Meßpositionen. Die Einzelwerte weichen um weniger als einen Faktor vom Mittelwert ab.

Mit den Werten a_{10} kann man den Beitrag der einzelnen Nuklide zur Gesamtaktivität eines Materials für beliebige Abklingzeiten (= Zukunft) berechnen, wenn Angaben über Aktivierungs- und Abklingzeiten in der Vergangenheit des aktivierten Gegenstandes vorhanden sind.

Im einfachsten Fall gilt analog Gleichung (3.1):

$$a_1(t_1, t_2) = a_{10} (1 - e^{-\lambda_1 t_1}) \cdot e^{-\lambda_1 t_2} \quad (3.2)$$

kompliziertere Fälle von Aktivierungsvorgängen werden in Kap. 5 behandelt.

3. Abschätzung der Aktivität

Zwischen der leicht meßbaren Dosisleistung und der Aktivität einer punktförmigen Quelle (ebenfalls punktförmiger Detektor angenommen) gibt es die Beziehung

$$\dot{D}_p = \Gamma \frac{A}{r^2} \quad (5)$$

wobei Γ eine Konstante ist (Dosiskonstante), die für jedes Nuklid aus dessen Zerfallsschema berechenbar ist. Die Dosiskonstanten sind z.B. in Lit. 3 tabelliert (siehe Tabelle 2).

Bei Verwendung ausgedehnter Quellen muß Gleichung (5) modifiziert werden. Die gemessene Dosisleistung (ebenfalls punktförmiger Detektor angenommen) kann mit einem Korrekturfaktor C auf die einer Punktquelle zurückgeführt werden:

$$\dot{D} = \dot{D}_p \cdot C \quad (6)$$

Dabei gilt für eine flächenförmige Quelle mit Radius R und gleichmäßiger Aktivierung:

$$C_F = \frac{\ln(1 + (\frac{R}{r})^2)}{(\frac{R}{r})^2} \quad (7.1)$$

und für eine Linienquelle der Länge L:

$$C_L = \frac{\arctan(\frac{L}{2r})}{\frac{L}{2r}} \quad (7.2)$$

Der Meßabstand r ist jeweils vom Zentrum der Quelle aus gerechnet. Die Korrekturfaktoren sind in Fig. 1 als Funktion von r dargestellt.

Resultiert die Aktivität einer Quelle aus mehreren Nukliden, muß man mit einer effektiven Dosiskonstante rechnen, die den relativen Anteil der Nuklide berücksichtigt. Diese effektive Dosiskonstante ist ein gewogenes Mittel aus den Konstanten der einzelnen Nuklide. Als Gewichte können dabei die in Kap. 2 bestimmten relativen Aktivitäten verwendet werden. Die effektiven Dosiskonstanten hängen damit ebenfalls von den Aktivierungs- und Abklingzeiten ab:

$$\Gamma_{\text{eff}}(t_1, t_2) = \sum a_i(t_1, t_2) \cdot \Gamma_i, \quad (8)$$

mit $\sum a_i = 1$.

Setzt man die Gleichungen (6) und (8) in Gleichung (5) ein, so erhält man eine Möglichkeit der Aktivitätsbestimmung mit Hilfe der Dosisleistung:

$$A = \frac{\dot{D}_r^2}{C} (\sum a_i(t_1, t_2) \cdot \Gamma_i)^{-1} . \quad (9)$$

Für den Umgang oder die Beseitigung von radioaktiven Stoffen sind die in der Strahlenschutzverordnung Anlage IV angegebenen Werte der Freigrenzen von maßgebender Bedeutung (s.auch Tabelle 2).

Bei einem Isotopengemisch kann die effektive Freigrenze aus den angegebenen Freigrenzen mit Hilfe der relativen Aktivitäten wie in Gleichung (8) berechnet werden:

$$F_{\text{eff}}(t_1, t_2) = \sum a_i(t_1, t_2) \cdot F_i . \quad (10)$$

Mit der Kenntnis der relativen Aktivitäten hat man somit die Möglichkeit, die die einfache Messung der Dosisleistung, eine Aussage über die Aktivität einer Probe zu machen und die Aktivität mit der gesetzlichen Freigrenze zu vergleichen.

Der Nachteil in der Praxis ist die ungenaue Kenntnis der Aktivierungs- und Abklingzeiten und die oft komplizierte Geometrie der aktivierten Gegenstände. Deshalb sollte man diese Methode der Aktivitätsbestimmung nur als Abschätzung ansehen. Die Anwendung in der Praxis wird in Kap. 4 behandelt.

3.1 Anwendungsbeispiel

Mit Hilfe der relativen Sättigungsaktivitäten wurde versucht, die Beiträge der einzelnen gamma-emittierenden Nuklide zur Gesamtaktivität im Synchrotron-Beschleunigerraum näherungsweise zu ermitteln.

Dabei wurde der prozentuale Anteil jedes der 11 Materialien an der radioaktiven Gesamtmasse abgeschätzt (Material-Gewichtsfaktor; in Tab. 4, Spalte 2 eingetragen). Die relativen Aktivitäten der Nuklide eines jeden Materials (aus Tab. 1, in Verbindung mit Gleichung 3.2) wurden dann mit dem Gewichtsfaktor dieses Materials multipliziert. Die so entstandenen gewichteten, relativen Aktivitäten wurden für jedes Nuklid aufaddiert.

In Tabelle 3 sind die so erhaltenen Schätzwerte der relativen "Synchrotron-Aktivitäten" eingetragen.

Zum Vergleich wurden an 11 Orten Messungen durchgeführt zur direkten Bestimmung der relativen "Synchrotron-Aktivitäten". Die Mittelwerte dieser gemessenen Werte sind ebenfalls in Tabelle 3 zum Vergleich aufgeführt.

Es ist klar, daß die Schätzung nur eine sehr grobe Näherung sein kann und daß eine Übereinstimmung mit der Messung innerhalb eines Faktors 2 als "sehr gut" bezeichnet werden kann. Tatsächlich fallen nur 2 Werte (58 Co und 51 Cr) außerhalb dieser Marge.

Daraus kann man schliessen, daß die Methode der Aktivitätsabschätzung brauchbar ist und daß die Mittelung der gemessenen relativen Aktivitäten gut genug ist, um die meisten Fälle in der Praxis abzudecken.

Praktische Anwendungen

Die beiden wichtigsten Fälle der Praxis, bei denen die Bestimmung der Aktivität nötig ist, sind Umgang und Beseitigung radioaktiver Stoffe. Hier sind gesetzliche Grenzwerte vorgegeben oberhalb denen Umgang oder Beseitigung nur mit besonderer Genehmigung erlaubt sind.

4.1 Umgang mit radioaktiven Stoffen

Nach § 4 Abs. 2 der Strahlenschutzverordnung bedarf der Umgang mit radioaktiven Stoffen keiner Genehmigung, wenn die Aktivität kleiner ist als die Freigrenze (StrSchV, Anlage IV) oder wenn die spezifische Aktivität kleiner ist als 2 nCi g^{-1} .

Nach § 4 Abs. 2 der Strahlenschutzverordnung ist der Umgang mit einem radioaktiven Gegenstand erlaubt, wenn die gemessene Dosisleistung kleiner ist als die Grenzdosisleistung \dot{D}_{gr} . Aus den Gleichung (5) und (6) erhält man \dot{D}_{gr} .

Bei Benutzung der Freigrenze gilt:

$$\dot{D}_{gr} = \Gamma_{eff} \cdot \frac{C}{r^2} \cdot F_{eff} \quad (11.1)$$

Nach § 4 Abs. 2 der Strahlenschutzverordnung ist der Umgang mit einem radioaktiven Gegenstand erlaubt, wenn die gemessene Dosisleistung kleiner ist als die Grenzdosisleistung \dot{D}_{gr} . Aus den Gleichung (5) und (6) erhält man \dot{D}_{gr} .

$$\dot{D}_{gr} = \Gamma_{eff} \cdot \frac{C}{r^2} \cdot 2 \cdot 10^{-9} \frac{\text{Ci}}{\text{g}} \cdot M, \quad (11.2)$$

M = aktivierte Masse.

Die Selbstabsorption der Gamma-Strahlung im Material ist dabei unberücksichtigt, d.h. man liegt bei der Abschätzung auf der sicheren Seite. Die effektiven Werte von Dosiskonstante und Freigrenze erhält man aus den Gleichungen (8), (10) und (3.2) mit Hilfe der relativen Aktivitätsaktivitäten aus Tabelle 1. Der Korrekturfaktor C ist aus Fig. 1 zu entnehmen.

Bei näherer Untersuchung der Größen Γ_{eff} und F_{eff} sieht man, daß sie in weiten Bereichen von Aktivierungs- und Abklingzeit wenig variieren. Es liegt deshalb nahe, für praktische Anwendungen einen Mittelwert zu benutzen.

In der Tabelle 4 sind für die untersuchten Materialien die Mittelwerte von Γ_{eff} und F_{eff} gelistet; gemittelt wurde über Abklingzeiten zwischen 10 und 180 Tagen, bei Aktivierungszeiten von 2 mal 180 Tagen, unterbrochen von einer 25tägigen Pause. Ferner sind in der Tabelle die Grenzwerte der spezifischen Dosisleistung, \dot{D}_{gr}/M , angegeben, die sich mit den gemittelten Γ_{eff} -Werten aus Gleichung (11.2) ergeben (Meßabstand 10 cm; punktförmige Quelle).

4.2 Beseitigung von radioaktiven Stoffen

Nach § 4 Abs. 2e der Strahlenschutzverordnung dürfen radioaktive Stoffe ohne besondere Genehmigung beseitigt werden, wenn die spezifische Aktivität kleiner ist als 10^{-4} mal Freigrenze pro Gramm.

Radioaktive Stoffe mit einer spezifischen Aktivität über dieser Marke müssen als solche gekennzeichnet sein.

Die Grenzdosisleistung ergibt sich analog Punkt 3.1:

$$\dot{D}_{gr} = \Gamma_{eff} \cdot \frac{C}{r^2} \cdot \frac{10^{-4}}{\text{g}} F_{eff} \cdot M \quad (12)$$

Wie in Punkt 3.1 sind in Tabelle 4 die Grenzwerte der spezifischen Dosisleistung, \dot{D}_{gr}/M , für die Abfallbeseitigung angegeben, mit den gleichen Annahmen über die Mittelung und den Meßabstand.

Für die Praxis ist es sinnvoll, die Dosisleistungsgrenzwerte in 4 Masseklassen anzugeben. Im einzelnen ergeben sich folgende Möglichkeiten der Beurteilung radioaktiver Stoffe hinsichtlich ihrer Beseitigung:

1. Möglichkeit:

Man bildet aus den Grenzwerten der Tabelle 4 Spalte 6 ein gewogenes Mittel. Als Gewichte der Mittelung können die Schätzwerte der aktivierten Massen im Synchrotron verwendet werden (s. Kap. 3). Diese Gewichte sind in Tabelle 4 Spalte 2 eingetragen.

Das Ergebnis ist der Grenzwert $\dot{D}_{gr}/M = 0.025 \mu R h^{-1} g^{-1}$ mit 20 % Reserve:

$$\frac{\dot{D}_{gr}}{M} = 0.03 \frac{\mu R}{h \cdot g}$$

oder aufgeschlüsselt nach Gewichtsklassen wie in Tabelle 5, Teil 1.

2. Möglichkeit:

Man teilt alle Materialien in 2 Gruppen ein. Mitglieder der Gruppe 1 sind die Stoffe, die eine höhere spezifische Grenzdosisleistung als $0.03 \mu R h^{-1} g^{-1}$ haben. Das sind: Blei, Constantan, Eisen, Kupfer, Messing.

Alle anderen Materialien gehören zur Gruppe 2 und werden mit einem Grenzwert von $0.01 \mu R h^{-1} g^{-1}$ behandelt. Dazu gehören: Aluminium, Kautschuk, Keramik, PVC, Titan, rostfreier Stahl und alle nicht genannten Stoffe. Aufteilung nach Massenklassen, siehe Tabelle 5, Teil 2.

3. Möglichkeit:

Eine weitere Verbesserung des Verfahrens ist die individuelle Behandlung jedes Materials. Das ist aufwendiger und infolge von Meßungenauigkeiten, geometrischer Schwierigkeiten oder ähnlichem in der Praxis nicht lohnend.

Die individuellen Grenzwerte wie sie in Tabelle 4, Spalte 6, stehen, sind in Tabelle 5, Teil 3, nach Masseklassen aufgeschlüsselt.

4. Möglichkeit:

Die exakteste Möglichkeit ist die Berechnung der Dosisleistungsgrenzwerte nach Gleichung (12). Dazu kann man das Programm AMAT benutzen (s. Kap. 5), das die Größen r_{eff} und F_{eff} für alle Aktivierungs- und Abklingzeiten berechnet. Die exakte Berechnung ist jedoch nur dann sinnvoll, wenn die Vergangenheit des aktivierten Materials gut bekannt ist. Außerdem muß der aktivierte Gegenstand eine einfache geometrische Form besitzen.

5. Das Auswerteprogramm AMAT

5.1 Grundlagen

Der Zweck des Programmes ist, für ein Material (der Tabelle 1) mit bekannter Vergangenheit (Aktivierungs- und Abklingzeiten) die relativen Aktivitäten der gamma-emittierenden Nuklide für eine gewisse Zeitspanne der Zukunft (Abklingzeit) zu berechnen. Aus den relativen Aktivitäten ergeben sich nach den Gleichungen (8) und (10) die Werte für die effektive Dosiskonstante und für die effektive Freigrenze. Für eine Punktquelle wird ferner das Verhältnis Aktivität zu Dosisleistung in 10 cm Entfernung berechnet.

Die relativen Aktivitäten stehen jeweils normiert ($\Sigma a_i = 1$ für jeden Zeitpunkt der Abklingkurve) und unnormiert ($\Sigma a_i = 1$ nur für den Beginn der Abklingkurve) zur Verfügung.

Zur Berechnung der "Gegenwart" aus den relativen Sättigungsaktivitäten und den vergangenen Aktivierungs- und Abklingzeiten wird ein rekursives Schema benutzt. Für die Vergangenheit sei

$$t_1 = 1. \text{ Aktivierungszeit; } t_2 = 1. \text{ Abklingzeit;}$$

$$t_3 = 2. \text{ Aktivierungszeit; } t_4 = 2. \text{ Abklingzeit}$$

oder allgemein

$$t_{ungerade} = \text{Aktivierungszeiten;}$$

$$t_{gerade} = \text{Abklingzeiten}$$

(s. Fig. 2)

Die relative Aktivität der Gegenwart eines Nuklids erhält man durch Anbringen eines Zeitfaktors P an die relative Sättigungsaktivität (aus Tabelle 1).

Der Zeitfaktor wird rekursiv aus allen Zeitfaktoren der Vergangenheit berechnet:

$$P_n = (P_{n-1} - 1) e^{-\lambda t_n} + 1$$

für n = ungerade (Aktivierungen),

$$P_n = P_{n-1} \cdot e^{-\lambda t_n}$$

für n = gerade (Abklingvorgänge),

$$P_0 = 0.$$

Um die relative Aktivität der "Gegenwart" zu erhalten, muß dann der P-Wert mit dem höchsten Index an die relative Sättigungsaktivität angebracht werden (Beispiel der Fig. 2: $P = P_5$).

2. Benutzung des Programms

Das Programm steht in den Bibliotheken

DO3DIN.AKTIV.S und
DO3DIN.AKTIV.L

bereit.

Der JCL-Teil mit den Dateneingaben steht im Member JAKTF.
Eine kurze Beschreibung der Handhabung des Programms steht im Member MANUAL.

Die Dateneingabe erfolgt über Unit 5:

Materialname

Der Materialname muß mit einem Namen der Tabelle 1 identisch sein.

FORMAT: 3 A 4

Vergangenheit: 1. Aktivierungszeit, 1. Abklingzeit,
2. Aktivierungszeit, 2. Abklingzeit, usf.

Maximal sind je 8 Zeiten möglich.

Zeit in Tagen

FORMAT: 16 I 5

Zukunft: Zu berechnender Abklingvorgang in Tagen.

FORMAT: I 5

ABKLINGVERHALTEN UND ANALYSE AKTIVERTEN MATERIALS

MATERIAL: KUPFER

VERGANGENHEIT: AKTIVIERUNGSZEITEN ABKLINGZEITEN (IN TAGEN)

180	25
180	0

ZUKUNFT: 180

UNTERSUCHTE NUKLIDE:

NR	NUKLID	HWZ (TAGE)	ZERF.K. (1/TAGE)	DOS.KONST. (RM**2/(HC{))	FREIGRENZE (CI)
1	46SC	84.10	6.242E-03	1.084	1.0E-06
2	49V	16.20	4.279E-02	1.569	1.0E-05
3	51CR	27.70	2.502E-02	.5000	1.0E-05
4	54MN	297.0	2.334E-03	.4680	1.0E-06
5	56CO	77.20	8.584E-03	1.678	1.0E-06
6	57CO	269.0	2.577E-03	.9700E-01	1.0E-05
7	58CO	71.40	9.708E-03	.5510	1.0E-05
8	59FE	44.90	1.544E-02	.6270	1.0E-06
9	60CO	1909.	3.631E-04	1.298	1.0E-06

*** ACHTUNG ***

NICHTIDENTIFIZIERTE NUKLIDE OHNE GAMMA-STRAHLUNG:

55FE	985.5	1.0 E-5
------	-------	---------

ABKLINGTABELLE 1
(RELATIVE INTENSITAETEN, NORMIERT)

ZEIT IN TAGEN

A/DL, AKTIVITAET PRO DOSISLEISTUNG IN CI/(RAD/H) FUER 10 CM MESSABSTAND

GEFF, EFFEKTIVE DOSISKONSTANTE IN R*MM**2/(H*CI)

FGR, FREIGRENZE IN CI

ZEIT	46SC	48V	51CR	54MN	56CO	57CO	58CC	59FE	60CO	SUMME	A/DL	GEFF	FGR
0	0.011	0.011	0.050	0.048	0.035	0.105	0.499	0.187	0.053	1.000	1.64E-02	.6075	7.0E-06
8	0.011	0.038	0.048	0.052	0.036	0.111	0.501	0.175	0.058	1.000	1.65E-02	.6055	7.0E-06
16	0.012	0.006	0.039	0.055	0.036	0.118	0.501	0.171	0.062	1.000	1.66E-02	.6037	7.0E-06
24	0.012	0.005	0.035	0.058	0.036	0.124	0.500	0.163	0.067	1.000	1.66E-02	.6022	7.0E-06
32	0.012	0.004	0.031	0.061	0.036	0.131	0.498	0.155	0.072	1.000	1.66E-02	.6011	7.0E-06
40	0.012	0.003	0.027	0.065	0.036	0.138	0.495	0.147	0.077	1.000	1.67E-02	.6002	7.0E-06
48	0.012	0.002	0.024	0.068	0.036	0.145	0.491	0.140	0.082	1.000	1.67E-02	.5995	7.0E-06
56	0.012	0.002	0.021	0.071	0.036	0.152	0.487	0.132	0.086	1.000	1.67E-02	.5991	6.9E-06
64	0.012	0.001	0.018	0.075	0.036	0.159	0.481	0.125	0.093	1.000	1.67E-02	.5988	6.9E-06
72	0.012	0.001	0.016	0.078	0.036	0.166	0.475	0.117	0.099	1.000	1.67E-02	.5986	6.9E-06
80	0.012	0.001	0.014	0.082	0.035	0.173	0.467	0.110	0.105	1.000	1.67E-02	.5987	6.9E-06
88	0.012	0.001	0.012	0.085	0.035	0.180	0.460	0.104	0.112	1.000	1.67E-02	.5989	6.9E-06
96	0.012	0.000	0.010	0.089	0.034	0.187	0.451	0.097	0.118	1.000	1.67E-02	.5993	6.8E-06
104	0.012	0.000	0.009	0.093	0.034	0.195	0.442	0.091	0.125	1.000	1.67E-02	.5993	6.8E-06
112	0.011	0.000	0.008	0.096	0.033	0.202	0.433	0.085	0.131	1.000	1.67E-02	.5997	6.8E-06
120	0.011	0.000	0.007	0.100	0.033	0.209	0.423	0.079	0.138	1.000	1.67E-02	.6003	6.7E-06
128	0.011	0.000	0.006	0.103	0.032	0.215	0.413	0.074	0.144	1.000	1.66E-02	.6011	6.7E-06
136	0.011	0.000	0.005	0.106	0.032	0.222	0.402	0.068	0.151	1.000	1.66E-02	.6019	6.7E-06
144	0.011	0.000	0.004	0.110	0.031	0.229	0.391	0.064	0.158	1.000	1.66E-02	.6029	6.6E-06
152	0.011	0.000	0.004	0.113	0.030	0.235	0.380	0.059	0.164	1.000	1.66E-02	.6041	6.6E-06
160	0.010	0.000	0.003	0.116	0.029	0.242	0.368	0.055	0.171	1.000	1.65E-02	.6053	6.5E-06
168	0.010	0.000	0.003	0.120	0.029	0.248	0.357	0.051	0.183	1.000	1.65E-02	.6067	6.5E-06
176	0.010	0.000	0.002	0.123	0.028	0.254	0.345	0.047	0.191	1.000	1.64E-02	.6083	6.4E-06
184	0.010	0.000	0.002	0.126	0.027	0.260	0.334	0.043	0.199	1.000	1.64E-02	.6100	6.4E-06
192	0.010	0.000	0.002	0.129	0.026	0.265	0.322	0.040	0.206	1.000	1.63E-02	.6118	6.3E-06
200	0.009	0.000	0.001	0.132	0.025	0.271	0.310	0.037	0.214	1.000	1.63E-02	.6138	6.3E-06
208	0.009	0.000	0.001	0.134	0.025	0.276	0.299	0.034	0.222	1.000	1.62E-02	.6160	6.2E-06
216	0.009	0.000	0.001	0.137	0.024	0.281	0.287	0.031	0.230	1.000	1.62E-02	.6182	6.1E-06
224	0.009	0.000	0.001	0.140	0.023	0.285	0.276	0.029	0.238	1.000	1.61E-02	.6207	6.1E-06
232	0.008	0.000	0.001	0.142	0.022	0.290	0.264	0.026	0.246	1.000	1.60E-02	.6232	6.0E-06
240	0.008	0.000	0.001	0.144	0.021	0.294	0.253	0.024	0.254	1.000	1.60E-02	.6259	5.9E-06

ABKLINGTABELLE 2
RELATIVE INTENSITAETEN, NICHT NORMIERT)

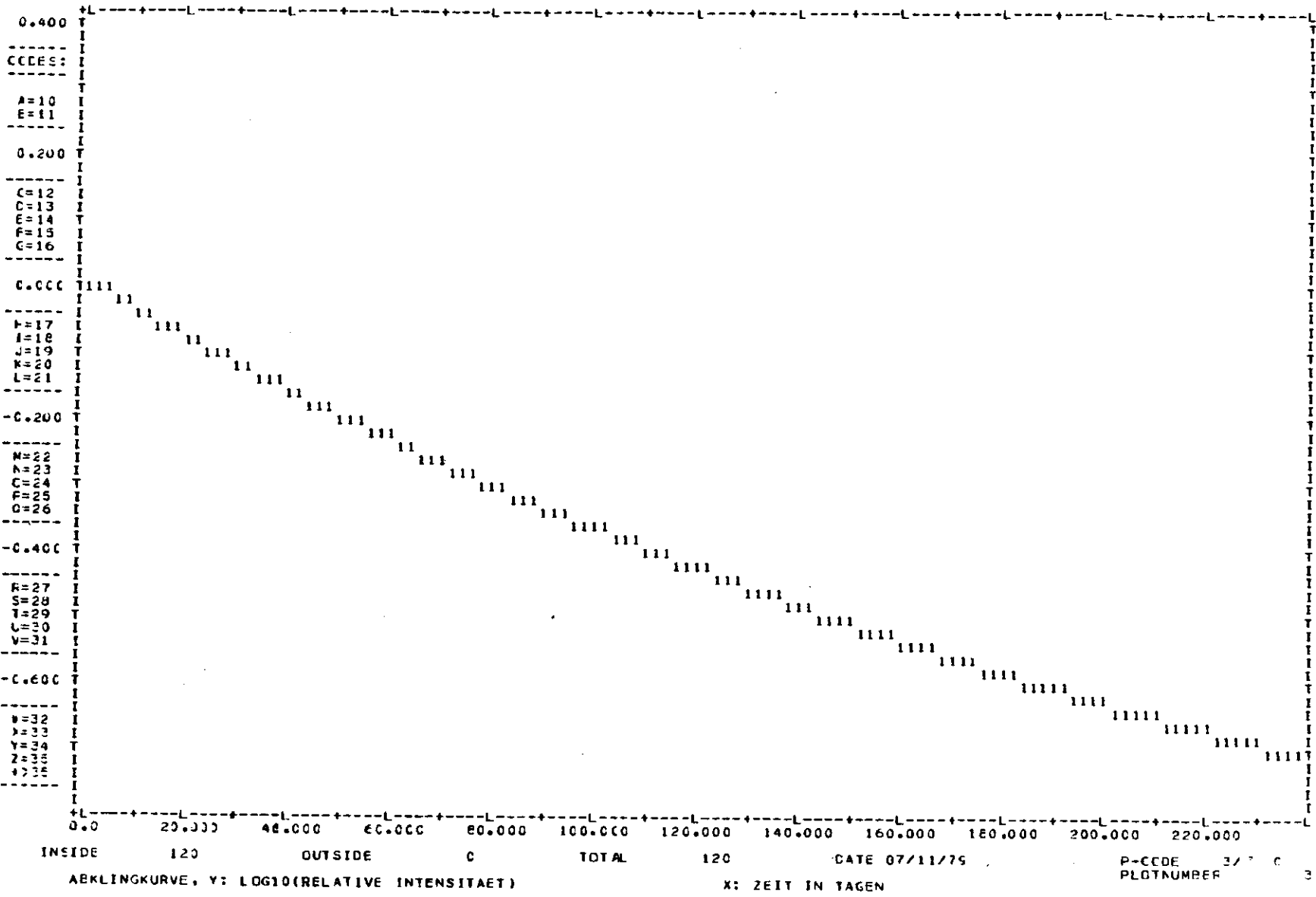
ZEIT IN TAGEN

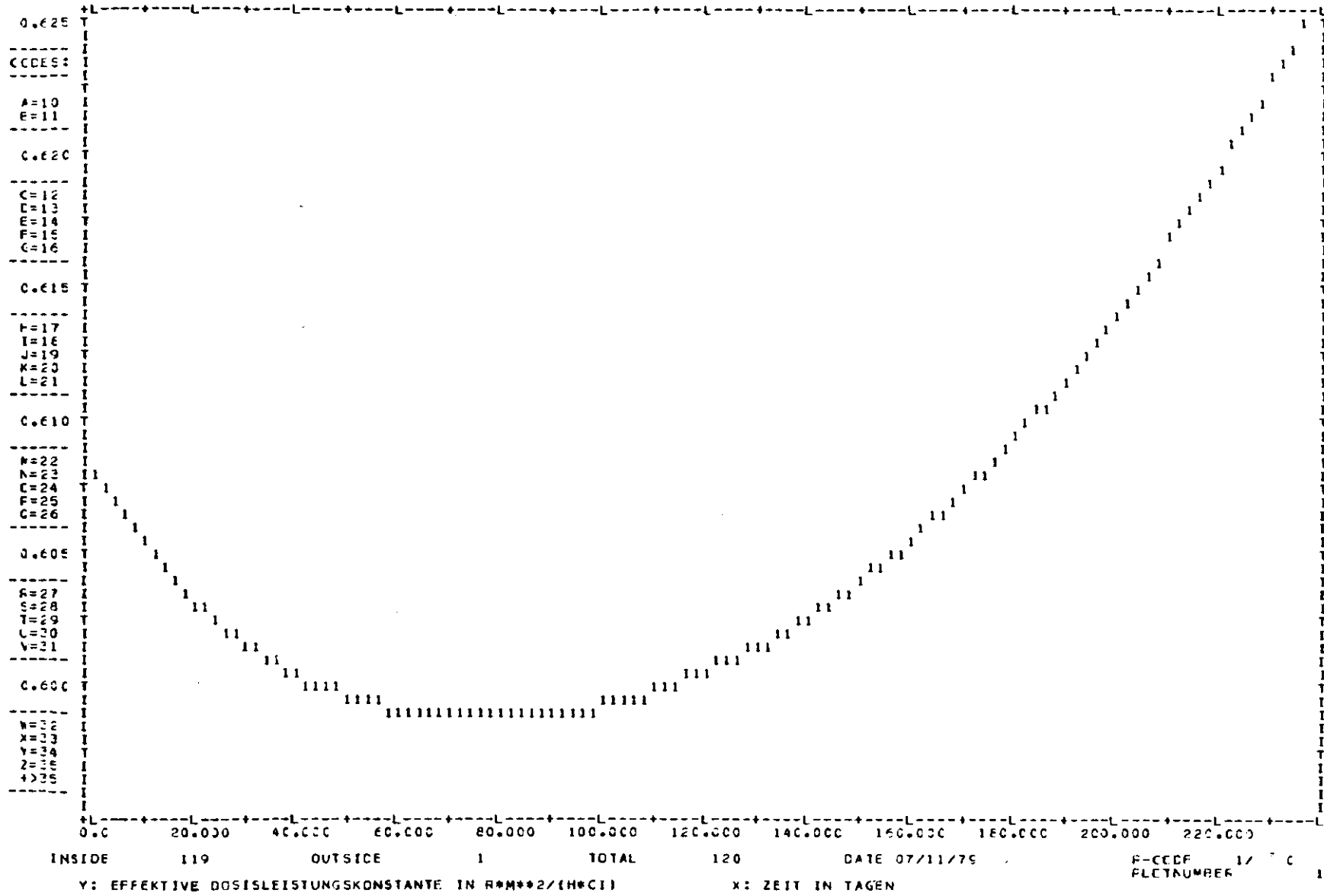
A/DL, AKTIVITAET PRO DOSISLEISTUNG IN CI/(RAD/H) FUER 10 CM MESSABSTAND

GEFF, EFFEKTIVE DOSISKONSTANTE IN R*H**2/(H*CI)

FGR, FREIGRENZE IN CI

ZEIT	46SC	48V	51CR	54MN	56CO	57CO	58CO	59FE	60CO	SUMME	A/DL	GEFF	FGR
0	0.011	0.011	0.050	0.048	0.035	0.105	0.499	0.187	0.053	1.000	1.64E-02	.6079	7.0E-06
8	0.011	0.008	0.041	0.048	0.033	0.102	0.462	0.165	0.053	0.522	1.65E-02	.6055	7.0E-06
16	0.010	0.006	0.034	0.047	0.031	0.100	0.427	0.146	0.053	0.453	1.66E-02	.6037	7.0E-06
24	0.009	0.004	0.028	0.046	0.029	0.098	0.395	0.129	0.053	0.391	1.66E-02	.6022	7.0E-06
32	0.009	0.003	0.023	0.045	0.027	0.096	0.366	0.114	0.053	0.374	1.66E-02	.6011	7.0E-06
40	0.008	0.002	0.018	0.044	0.025	0.094	0.339	0.101	0.052	0.363	1.67E-02	.6002	7.0E-06
48	0.008	0.001	0.015	0.043	0.023	0.092	0.313	0.089	0.052	0.347	1.67E-02	.5995	7.0E-06
56	0.007	0.001	0.012	0.043	0.021	0.091	0.290	0.079	0.052	0.336	1.67E-02	.5991	6.9E-06
64	0.007	0.001	0.010	0.042	0.020	0.089	0.266	0.069	0.052	0.328	1.67E-02	.5988	6.9E-06
72	0.006	0.001	0.008	0.041	0.019	0.087	0.243	0.061	0.052	0.323	1.67E-02	.5986	6.9E-06
80	0.006	0.000	0.007	0.040	0.017	0.085	0.230	0.054	0.052	0.319	1.67E-02	.5986	6.9E-06
88	0.005	0.000	0.006	0.039	0.016	0.083	0.212	0.048	0.052	0.316	1.67E-02	.5987	6.9E-06
96	0.005	0.000	0.005	0.039	0.015	0.082	0.197	0.042	0.051	0.313	1.67E-02	.5999	6.8E-06
104	0.005	0.000	0.004	0.038	0.014	0.080	0.182	0.037	0.051	0.311	1.67E-02	.5997	6.8E-06
112	0.004	0.000	0.003	0.037	0.013	0.078	0.168	0.033	0.051	0.309	1.67E-02	.5997	6.8E-06
120	0.004	0.000	0.002	0.037	0.012	0.077	0.156	0.029	0.051	0.308	1.67E-02	.6003	6.7E-06
128	0.004	0.000	0.002	0.036	0.011	0.075	0.144	0.026	0.051	0.309	1.66E-02	.6011	6.7E-06
136	0.004	0.000	0.002	0.035	0.010	0.074	0.133	0.023	0.051	0.312	1.66E-02	.6019	6.7E-06
144	0.003	0.000	0.001	0.035	0.010	0.072	0.122	0.020	0.051	0.315	1.66E-02	.6029	6.6E-06
152	0.003	0.000	0.001	0.034	0.009	0.071	0.114	0.018	0.050	0.300	1.66E-02	.6041	6.6E-06
160	0.003	0.000	0.001	0.033	0.008	0.069	0.106	0.016	0.050	0.287	1.65E-02	.6053	6.5E-06
168	0.003	0.000	0.001	0.033	0.008	0.068	0.098	0.014	0.050	0.274	1.65E-02	.6067	6.5E-06
176	0.003	0.000	0.001	0.032	0.007	0.066	0.090	0.012	0.050	0.262	1.64E-02	.6083	6.4E-06
184	0.002	0.000	0.001	0.032	0.007	0.065	0.084	0.011	0.050	0.251	1.64E-02	.6100	6.4E-06
192	0.002	0.000	0.000	0.031	0.006	0.064	0.077	0.010	0.050	0.240	1.63E-02	.6118	6.3E-06
200	0.002	0.000	0.000	0.030	0.006	0.062	0.072	0.009	0.050	0.231	1.63E-02	.6138	6.2E-06
208	0.002	0.000	0.000	0.030	0.005	0.061	0.066	0.008	0.049	0.222	1.62E-02	.6160	6.2E-06
216	0.002	0.000	0.000	0.029	0.005	0.060	0.061	0.007	0.049	0.214	1.62E-02	.6182	6.1E-06
224	0.002	0.000	0.000	0.029	0.005	0.059	0.057	0.006	0.049	0.206	1.61E-02	.6207	6.1E-06
232	0.002	0.000	0.000	0.028	0.004	0.058	0.053	0.005	0.049	0.199	1.60E-02	.6232	6.0E-06
240	0.002	0.000	0.000	0.028	0.004	0.056	0.049	0.005	0.049	0.192	1.60E-02	.6259	5.9E-06





Dank

Wir bedanken uns bei Herrn K. P. Klimek für die gute Abschätzung der aktivierten Materialien im Synchrotron-Beschleunigerraum.

Literatur

1. M. Barbier, Induced Radioactivity, North Holland Printing Company, 1969
2. M. A. Wakat, Nucl. Data Tables A8 (1971) 445
3. D. Nachtigall, Table of specific gamma ray constants, Thiemig Taschenbücher Bd. 34, 1969

Bildunterschriften

Fig. 1 Korrekturfaktor, der ausgedehnte Quellen auf eine Punktquelle zurückführt. Voraussetzung ist eine gleichmäßige Aktivierung.

Fig. 2 Schematische Darstellung eines mehrfachen Aktivierungs- und Abklingvorgangs.

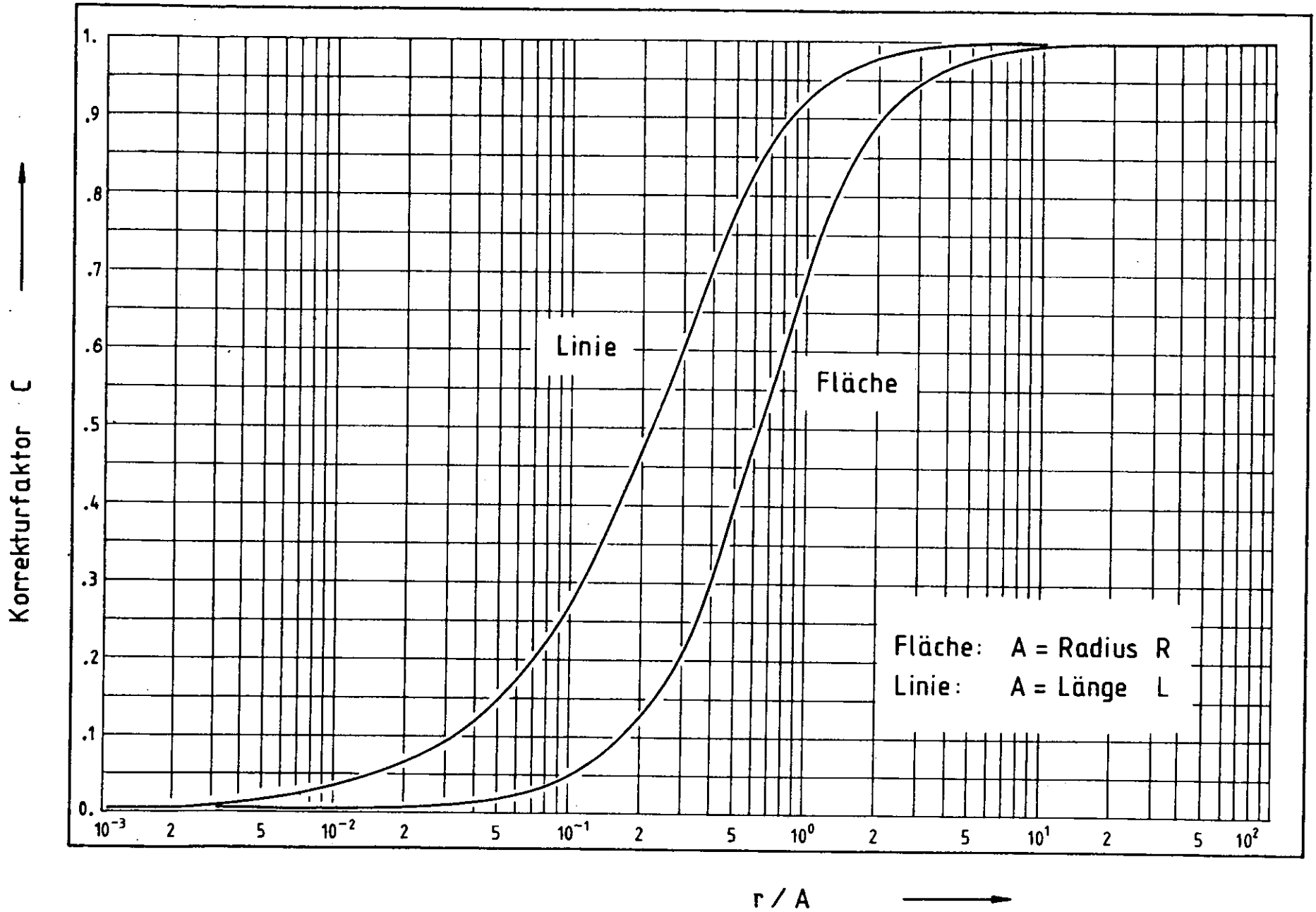


Fig. 1

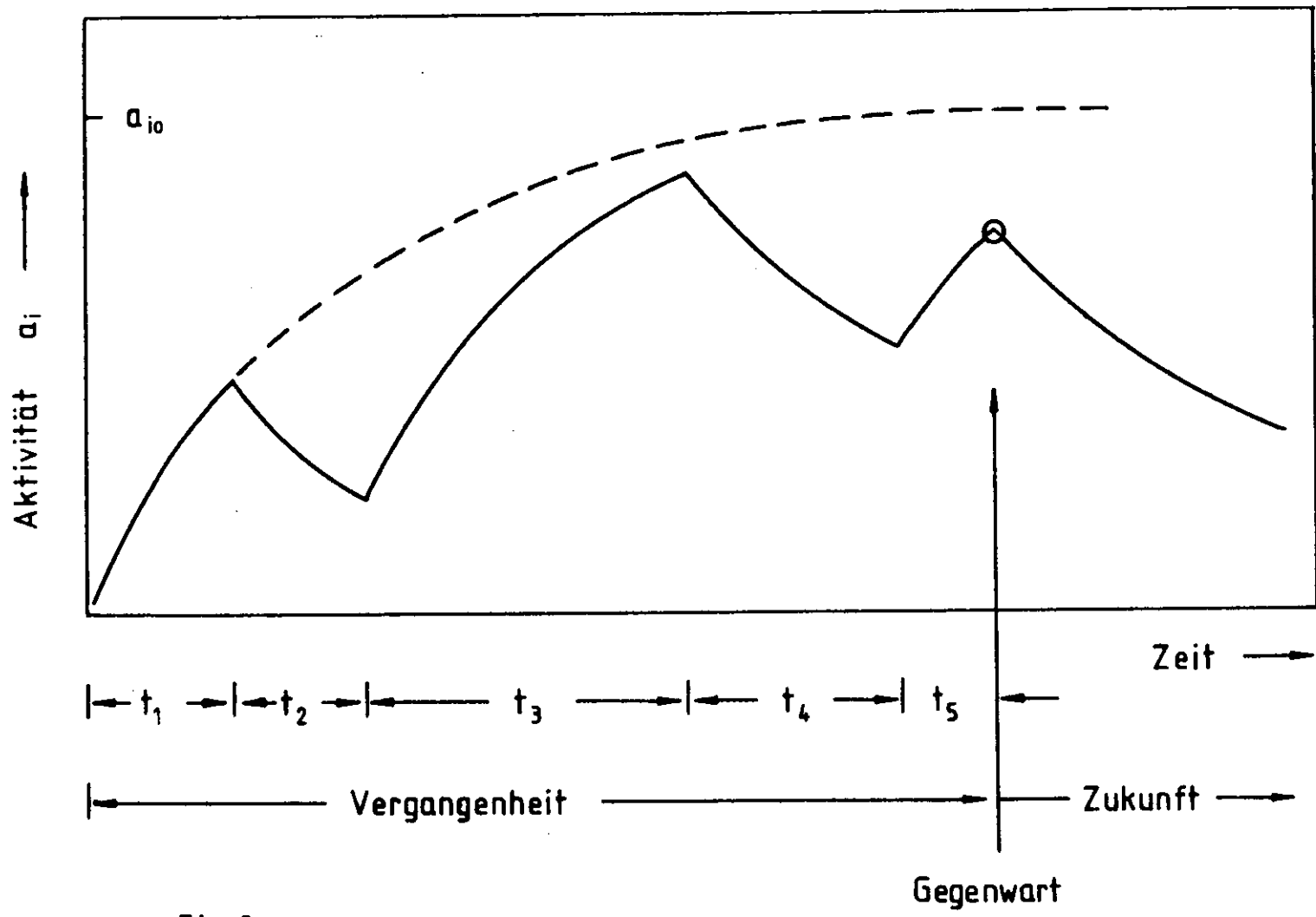


Fig.2

TABELLE 1

MATERIAL	ZUSAMMENSETZUNG		IDENTIF. NUKLIDE		MOEGLICHE NUKLIDE OHNE GAMMA-STR.
	ELEMENT	GEW. X	NAME	REL. SAETT. AKTIVITAET	
ALUMINIUM	AL	0.96	22Na	0.440	KEINE
	Mg	0.03	24Na	0.450	
	Mn	0.01	54Mn	0.100	
BLEI	Pb	0.97	185Po	0.0006	204Tl
	Sb	0.03	201Tl	0.0260	
	Bi	?	202Tl	0.0030	
			203Pb	0.5700	
			208Bi	0.0004	
CONSTANTAN	CU	0.60	51Cr	0.008	SSFE
			54Mn	0.047	
			56Co	0.044	
			57Co	0.680	
			58Co	0.160	
			60Co	0.061	
EISEN	FE	0.97	46Sc	0.006	49U SSFE
			48U	0.022	
			51Cr	0.120	
			54Mn	0.026	
			56Co	0.006	
			57Co	0.013	
KAUTSCHUK	SI	0.65	78E	0.230	KEINE
			22Na	0.140	
			46Sc	0.021	
			47Sc	0.470	
			54Mn	0.019	
			65Zn	0.120	
KERAMIK	AL	0.50	78E	0.082	KEINE
			22Na	0.860	
			47Sc	0.004	
			54Mn	0.054	
KUPFER	CU	0.98	46Sc	0.009	SSFE
			48U	0.008	
			51Cr	0.037	
			54Mn	0.064	
			56Co	0.028	
			57Co	0.130	
			58Co	0.390	
			59Fe	0.014	
			60Fe	0.320	
MESSING	Zn	0.55	51Cr	0.007	SSFE
			54Mn	0.012	
			56Co	0.005	
			57Co	0.020	
			58Co	0.047	
			60Co	0.055	
			65Zn	0.780	
			67Cu	0.050	
PVC	Cl	0.55	78E	0.730	32P 33P 35S
			22Na	0.270	
TITAN	TI	0.99	46Sc	0.630	KEINE
			47Sc	0.390	
			48Sc	0.040	
V2A	Fe	0.71	46Sc	0.007	49U SSFE
			48U	0.008	
			51Cr	0.320	
			54Mn	0.270	
			56Co	0.018	
			57Co	0.250	
			58Co	0.042	
60Co	0.065				

IDENTIFIZIERTE NUKLIDE UND DEREN RELATIVE SAETTIGUNGSAKTIVITAET
FUER DIE UNTERSUCHTEN MATERIALIEN.

TABELLE 2

NUKLID	MATERIAL	HALBWERTS-	DOSIS-	FREIGRENZE
		ZEIT	KONSTANTE	10m(-6)CI
		TAGE	Reflex2/HeCI	
7BE	KAUTSCHUK KERAMIK PVC	53.2	0.0015	10.
22NA	ALUMINIUM KAUTSCHUK KERAMIK PVC	949 (=2.6 A)	1.192	1.
24NA	ALUMINIUM	0.625 (=15. H)	1.828	10.
46SC	EISEN KAUTSCHUK KUPFER TITAN U2A	84.1	1.084	1.
47SC	KAUTSCHUK KERAMIK TITAN	3.42	0.0577	10.
48SC	TITAN	1.83	1.775	10.
48U	EISEN KUPFER U2A	16.2	1.569	10.
51CR	CONSTANTAN EISEN KUPFER MESSING U2A	27.7	0.5	10.
54MN	ALUMINIUM CONSTANTAN EISEN KAUTSCHUK KERAMIK KUPFER MESSING U2A	297.	0.468	1.
56CO	CONSTANTAN EISEN KUPFER MESSING U2A	77.2	1.578	1.
57CO	CONSTANTAN EISEN KUPFER MESSING U2A	269.	0.097	10.
58CO	CONSTANTAN EISEN KUPFER MESSING U2A	71.4	0.551	10.
59FE	KUPFER	44.9	0.627	1.
60CO	CONSTANTAN KUPFER MESSING U2A	1909. (=5.2 A)	1.298	1.
65ZN	KAUTSCHUK MESSING	246.	0.298	10.
67CU	MESSING	2.44	0.0474	1.
185OS	BLEI	93.6	0.366	10.
201TL	BLEI	3.04	0.008	10.
202TL	BLEI	12.0	0.241	10.
203PB	BLEI	2.17	0.5	10.
206BI	BLEI	6.24	1.762	1.

PARAMETER DER IDENTIFIZIERTEN NUKLIDE.

TABELLE 3

NUKLID	HALBWERTS- ZEIT TAGE	RELATIVE INTENSITAET DER AKTIVITAET IM SYNCHROTRON	
		SCHAETZUNG	MESSUNG
58CO	71.4	0.35	0.06
54MN	297.	0.23	0.32
57CO	269.	0.14	0.07
22NA	949.	0.13	0.05
51CR	27.7	0.06	0.38
60CO	1909.	0.05	0.04
56CO	77.2	0.02	0.03
65ZN	246.	0.01	0.03
48U	16.2	0.01	0.02

VERGLEICH DER GESCHAETZTEN UND DER GEMESSENEN RELATIVEN
AKTIVITAET IM SYNCHROTRON-BESCHLEUNIGERRAUM.

TABELLE 4

MATERIAL	GEH.	GEFF $R_{eff} = 2 /$ (H_{eff})	FEFF MUCI	(DL/M)GR MUREM/(HMG)	
				UMGANG	ABFALL
ALUMINIUM	0.09	0.93	1.	0.20	0.01
BLEI	0.02	0.39	10.	0.08	0.04
CONSTANTAN	0.002	0.30	9.	0.06	0.03
EISEN	0.09	0.50	2.	0.10	0.05
KAUTSCHUK	0.03	0.33	7.	0.07	0.02
KERAMIK	0.08	0.68	2.	0.15	0.007
KUPFER	0.48	0.60	7.	0.10	0.03
MESSING	0.004	0.33	10.	0.07	0.03
PVC	0.01	0.23	8.	0.05	0.002
TITAN	0.01	1.00	1.	0.20	0.01
RF-STAHL	0.14	0.42	6.	0.08	0.02

GRENZWERTE DER SPEZIFISCHEN DOSISLEISTUNG (MESSABSTAND 10 CM) FUER DEN
UMGANG UND DIE BESEITIGUNG VON RADIOAKTIVEN STOFFEN.

GEH = HAEUFIGKEIT, MIT DER DAS MATERIAL IN STRAHLENAEHE AUFTRITT
GEFF = MITTLERE, EFFEKTIVE DOSISKONSTANTE
FEFF = MITTLERE, EFFEKTIVE FREIGRENZE
(DL/M)GR = SPEZIFISCHE GRENZDOSISLEISTUNG IN 10 CM ABSTAND

TABELLE 5

	MATERIAL	DOSISLEISTUNG (10 CM) IN MUREM/H			
		< 0.1 KG	0.1...1 KG	1...10 KG	> 10 KG
1	ALLE	20 *	30	150	300
2	BLEI CONSTANTAN EISEN KUPFER MESSING	20 *	30	150	300
	ALUMINIUM KAUTSCHUK KERAMIK PVC TITAN RF STAHL ALLE ANDEREN	20 *	100 *	50	100
3	ALUMINIUM	20 *	100 *	50	100
	BLEI	20 *	40	200	400
	CONSTANTAN	20 *	30	150	300
	EISEN	20 *	50	250	500
	KAUTSCHUK	20 *	20	100	200
	KERAMIK	20 *	40 *	35	70
	KUPFER	20 *	30	150	300
	MESSING	20 *	30	150	300
	PVC	20 *	50 *	100 *	20
	TITAN	20 *	100 *	50	100
	RF STAHL	20 *	20	100	200
	ALLE ANDEREN	20 *	100 *	50	100

GRENZWERTE DER DOSISLEISTUNG FUER VERSCHIEDENE MASSEKLASSEN
AKTIVIERTER MATERIALIEN.

* * GEMESSEN AN DER OBERFLAECHE