

JAERI-M
91-148

中性子と2次ガンマ線1cm線量当量計算のための
点減衰核積分遮蔽計算コード：PKN

1991年9月

小手川 洋・田中 俊一

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申し込みください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-
ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

中性子と2次ガンマ線1cm線量当量計算のための
点減衰核積分遮蔽計算コード：PKN

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部
小手川 洋・田中 俊一

(1991年8月21日受理)

3次元的に分布した中性子体積線源に対して、水、コンクリート、鉄の遮蔽体を透過した中性子と2次ガンマ線の線量当量を計算できる点減衰核積分計算コードPKN及びそのためのデータライブラリーを作成した。典型的な遮蔽体系についてのPKNコードの計算結果を、1次元輸送計算コードANISN-JR、及び2次元輸送計算コードDOT4.2の計算結果と比較したところ、計算精度について良い結果が得られる事が分かり、コードの適用性が確認された。

A Point-kernel Shielding Code for Calculations of Neutron
and Secondary Gamma-ray lcm Dose Equivalentents: PKN

Hiroshi KOTEGAWA and Shun-ichi TANAKA

Department of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 21, 1991)

A point-kernel integral technique code, PKN, and the related data library have been developed to calculate neutron and secondary gamma-ray dose equivalentents in water, concrete and iron shields for neutron sources in 3-dimensional geometry. The comparison between calculational results of the present code and those of the 1-dimensional transport code ANISN=JR, and the 2-dimensional transport code DOT4.2 showed a sufficient accuracy, and the availability of the PKN code has been confirmed.

Keywords: Neutron Source, Point-kernel Integral Technique, lcm Dose Equivalentent, Water, Concrete, Iron, PKN

目 次

1. 序	1
2. 点減衰核積分法の解析式	2
2.1 基本式	2
2.2 多重層計算法	3
3. 減衰率データと減衰核パラメータ	5
3.1 減衰率データの作成	5
3.2 減衰率データのパラメータ化	5
4. 計算例と計算精度	6
4.1 ^{252}Cf 線源が水中にある場合の線量当量の減衰率計算	6
4.2 多数個の ^{252}Cf 中性子棒状線源を囲むポリエチレン遮蔽容器中での線量 当量減衰率計算	7
4.3 ^{252}Cf 中性子棒状線源を囲うポリエチレン遮蔽容器の外にコンクリート 遮蔽がある場合の線量当量減衰率計算	7
5. PKNコードの使用上の問題点	8
6. まとめ	9
参考文献	9
付 録	23

Contents

1. Introduction	1
2. Analytical Formulation of Point-kernel Code PKN	2
2.1 Basic Formula	2
2.2 Calculational Method of Multilayer Shield	3
3. Data of Attenuation Factors and Attenuation Parameters	5
3.1 Attenuation Factors	5
3.2 Attenuation Parameters	5
4. Sample Calculations and Accuracy	6
4.1 Dose Equivalent Calculation for a ^{252}Cf Volume Source in Water	6
4.2 Dose Equivalent Calculation for Distributed ^{252}Cf Sources in Polyethylene Container	7
4.3 Dose Equivalent Calculation for a ^{252}Cf Source in Facility .	7
5. Discussion for the Use of PKN Code	8
6. Summary	9
References	9
Appendices	23

1. 序

中性子線源の遮蔽材中での中性子と2次ガンマ線の減衰を計算するためには、多くの場合ディスクリット・オーディネイト輸送計算コードやモンテカルロ輸送計算コードを用いなければならない。しかし輸送計算コードを利用するためには専門的な知識と経験、さらには大型の計算機を必要とする。

他方、原子力に限らず、工業、医療生物等の多分野で、中性子線源の利用が年々増える傾向にあり、より簡便な遮蔽設計計算法に対する需要が急増している。

そこでこうした要求に応えるため、単色エネルギー中性子線源からの水、コンクリート、鉄中での中性子と2次ガンマ線の線量当量の減衰率を利用した、点減衰核積分計算コードPKN (Point Kernel Integral Technique Code for Neutron Shielding Calculation) の作成を試みた。

点減衰核法による中性子計算コードとしては、QAD-P5A¹⁾が有名である。QAD-P5Aは、1966年LANLで開発されたガンマ線、中性子線の点減衰核積分計算コードであるが、中性子線源に対しては、モーメント法から求めた点減衰核、もしくは修正されたAlbert-Welton減衰核を用いて速中性子スペクトル及び線量率計算を行う。しかし、適用できる線源は、核分裂中性子線源に限定され、また2次ガンマ線の線量計算はできない。

QAD-P5A以外のこの種のコードとしては、他に中性子線源からの高速中性子束と高速中性子線量率を計算する、USAECで1959年に開発されたSPANコード²⁾がある。SPANでは、水素含有物質については、実験的に求められた点減衰核を用いており、そのほかの物質については除去断面積を用いている。

しかし、いずれのコードも、適応できる中性子線源の条件が限定され、また実際の遮蔽計算では無視できない2次ガンマ線も考慮されていない等、中性子線源からの線量を計算する簡易計算コードとしては、利用価値が低く現在ではあまり利用されていない。

PKNコードの特徴は、14 MeVから0.01 MeVまでの単色中性子もしくは、²⁵²Cfまたは、²⁴¹Am-Be中性子の点等方線源の集合体で表される体積線源に対し、2次曲面で表現できる3次元体系での水、コンクリート、鉄の単層もしくは、多重層中での、中性子と2次ガンマ線の1 cm線量当量計算が可能であり、このコードで計算した線量当量は1次元輸送計算コードANISN-JRで計算した計算精度とほぼ同程度の計算精度を有している。さらにPKNでは、General Geometry (GG) 法により3次元形状を表現できるので、1次元輸送計算コードでは計算できない3次元体系での計算が可能である。

以下第2章では、計算条件、計算手順、計算手法に付いて記述し、第3章では、PKNコードによる計算結果と、ANISN-JR³⁾、DOT4.2⁴⁾輸送計算コードによる計算結果の比較をし、その計算精度について言及している。さらに第

4章には、PKNコードをより汎用的なものにするための課題が述べられる。なおPKNコードの入出力形式を付録に掲げた。

2. 点減衰核積分法の解析式

2.1 基本式

点減衰核法では単一の遮蔽体中のある任意の点(測定点) r_R での線量当量 $H(r_R)$ は、次式で表現される。

$$H(r_R) = \int dE \int dV S(E, r) \times h(E, r, r_R) / 4\pi |r - r_R|^2 \quad (1)$$

ここで、 S は線源スペクトルで、 h は減衰核を表す。2つの積分は、線源エネルギーと線源体積全体に亘っている。この2つの積分を離散分点の和の形にすると、

$$= \sum_j \sum_i S_{j,i} \times h_j(r_i, r_R) / 4\pi |r_i - r_R|^2 \quad (2)$$

ところで、

i = 線源座標に関する指標

j = 線源エネルギーに関する指標

$S_{j,i}$ = 線源座標 i 、線源エネルギー j に対する線源強度

r_i = 線源の座標

となる。

ここで、減衰核 $h_j(r_i, r_R)$ は、幾何学的な減衰 $1/4\pi |r_i - r_R|^2$ 以外の線量当量の減衰を表して、線源中性子エネルギー(E_j)、線源位置座標(r_i)、測定点の座標(r_R)の関数である。

ところで、線源 $S_{j,i}$ は、エネルギーに依存する部分 s_j と、空間座標に依存する部分 s_i に変数分離できるとして、(2)式は、

$$H(r_R) = \sum_j s_j \times \sum_i s_i \times h_j(r_i, r_R) / 4\pi |r_i - r_R|^2 \quad (3)$$

と書きかえられる。ここで $S_{j,i} = s_j \times s_i$ である。

さらに、PKNコードでは減衰核 $h_j(r_i, r_R)$ を以下に示す距離 $|r_i - r_R|$ の多項式を有する指数関数の形で表している。

$$h_j(r_i, r_R) = \exp \left(\sum_{m=1}^N a_{m,j}^N \times |r_i - r_R|^{m-1} \right) \quad (4)$$

$a_{m,j}^N$ = 線源エネルギー j に対する N 個のパラメータからなる系の m 番目のパラメータ

4章には、PKNコードをより汎用的なものにするための課題が述べられる。なおPKNコードの入出力形式を付録に掲げた。

2. 点減衰核積分法の解析式

2.1 基本式

点減衰核法では単一の遮蔽体中のある任意の点(測定点) r_R での線量当量 $H(r_R)$ は、次式で表現される。

$$H(r_R) = \int dE \int dV S(E, r) \times h(E, r, r_R) / 4\pi |r - r_R|^2 \quad (1)$$

ここで、 S は線源スペクトルで、 h は減衰核を表す。2つの積分は、線源エネルギーと線源体積全体に亘っている。この2つの積分を離散分点の和の形にすると、

$$= \sum_j \sum_i S_{j,i} \times h_j(r_i, r_R) / 4\pi |r_i - r_R|^2 \quad (2)$$

ところで、

i = 線源座標に関する指標

j = 線源エネルギーに関する指標

$S_{j,i}$ = 線源座標 i 、線源エネルギー j に対する線源強度

r_i = 線源の座標

となる。

ここで、減衰核 $h_j(r_i, r_R)$ は、幾何学的な減衰 $1/4\pi |r_i - r_R|^2$ 以外の線量当量の減衰を表して、線源中性子エネルギー(E_j)、線源位置座標(r_i)、測定点の座標(r_R)の関数である。

ところで、線源 $S_{j,i}$ は、エネルギーに依存する部分 s_j と、空間座標に依存する部分 s_i に変数分離できるとして、(2)式は、

$$H(r_R) = \sum_j s_j \times \sum_i s_i \times h_j(r_i, r_R) / 4\pi |r_i - r_R|^2 \quad (3)$$

と書きかえられる。ここで $S_{j,i} = s_j \times s_i$ である。

さらに、PKNコードでは減衰核 $h_j(r_i, r_R)$ を以下に示す距離 $|r_i - r_R|$ の多項式を有する指数関数の形で表している。

$$h_j(r_i, r_R) = \exp \left(\sum_{m=1}^N a_{mj}^N \times |r_i - r_R|^{m-1} \right) \quad (4)$$

a_{mj}^N = 線源エネルギー j に対する N 個のパラメータからなる系の m 番目のパラメータ

(4)式を(3)式に代入して、PKNコードで計算する線量当量 $H(r_R)$ の最終式は、

$$H(r_R) = \sum_j s_j \times \sum_i s_i \times \exp\left(\sum_{m=1}^N a_{m,i} \times |r_i - r_R|^{m-1}\right) / 4\pi |r_i - r_R|^2 \quad (5)$$

となる。

2.2 多重層計算法

単一層物質に対する点減衰核データを利用して、2重層の遮蔽体の線量当量を得るため、PKNコードでは第1層遮蔽体による減衰を第2層物質での減衰等価距離と置き換えている。即ち、Fig. 1に示されるように、単色エネルギー中性子点線源の周りに、半径 r_1 (cm)の厚さで遮蔽材M1が存在し、さらにその周りに遮蔽材M2が r_2 (cm)の外径の位置まで存在する場合を考える。

$H_n(r)_M$ を、線源から r (cm)の距離での遮蔽材Mの中での中性子の線量当量とすると、

(i) $r \leq r_1$ の位置の中性子の線量当量は、 $H_n(r)_{M1}$ であるが、

(ii) $r_1 \leq r \leq r_2$ の位置のM2遮蔽材中での中性子の線量当量は、

$$H_n(r_{EQ,1} - r_1 + r)_{M2}$$

として計算している。ここで、等価距離 $r_{EQ,1}$ は点線源の周りにある第1層での遮蔽材M1を第2層の遮蔽材M2で置き換えたときに、中性子線量当量に対して、同じ遮蔽性能を得るのに必要な距離である。つまり、等価距離 $r_{EQ,1}$ は、

$$H_n(r_{EQ,1})_{M2} \equiv H_n(r_1)_{M1}, \quad (6)$$

より、

$$r_{EQ,1} \equiv H_n^{-1}(H_n(r_1)_{M1})_{M2}, \quad (7)$$

として求められる。

多重層の計算をするときは、この接続計算を繰り返して減衰率を計算する。

(iii)一般的に、Fig. 1のように線源と測定点の間に n 重の多重層があり、線源から数えて n 重層目の遮蔽材 M_n の中での位置 r ($r_{n-1} \leq r \leq r_n$)に測定点があるときの中性子の線量当量は、

$$H_n(r_{EQ,n-1} - r_{n-1} + r)_{Mn}$$

であり、ここで等価距離 $r_{EQ, n-1}$ は、中性子の線量当量に対し、

$$H_n (r_{EQ, n-1})_{Mn} \equiv H_n (r_{EQ, n-2} - r_{n-2} + r_{n-1})_{Mn-1} \quad (8)$$

より、

$$r_{EQ, n-1} \equiv H_n^{-1} (H_n (r_{EQ, n-2} - r_{n-2} + r_{n-1})_{Mn-1})_{Mn} \quad (9)$$

である。

以上のようにして求めた中性子線量当量接続用等価距離を、2次ガンマ線の線量当量の接続にも利用した。ただし境界位置で線量当量が連続になるように、後の領域の線量当量を前の領域の線量当量と境界位置で一致させている。具体的には、 $H_\gamma(r)_M$ を、線源から r (cm) の距離での遮蔽材 M 中での2次ガンマ線の線量当量とすると、

(i) $r \leq r_1$ の位置の2次ガンマ線の線量当量は、 $H_\gamma(r)_{M1}$ であるが、

(ii) $r_1 \leq r \leq r_2$ の位置の M_2 遮蔽材中での2次ガンマ線の線量当量は、

$$H_\gamma(r_1)_{M1} \times H_\gamma(r_{EQ, 1} - r_1 + r)_{M2} / H_\gamma(r_{EQ, 1})_{M2}$$

であり、ここで $r_{EQ, 1}$ は、(7)式より与えられる。

(iii) 一般に第 n 層目の領域内、線源から r (cm) の位置での、つまり、

$r_{n-1} \leq r \leq r_n$ の位置の M_n 遮蔽材中での2次ガンマ線の線量当量は、

$$H_\gamma(r_{EQ, n-2} - r_{n-2} + r_{n-1})_{Mn-1} \times H_\gamma(r_{EQ, n-1} - r_{n-1} + r)_{Mn} /$$

$$H_\gamma(r_{EQ, n-1})_{Mn}$$

であり、ここで $r_{EQ, n-1}$ は、(9)式より与えられる。

この等価距離を使った接続方法に従って、水とコンクリートと鉄のいくつかの組み合わせに付いて2重層における中性子と2次ガンマ線の線量当量の減衰率を計算してみると、その結果は、Fig. 2~9に示したようになる。Fig. 2~5は、1 MeV中性子線源で、Fig. 2、3は、半径42 cmの水の周りにそれぞれコンクリート、と鉄がある場合。Fig. 4、5は、それぞれコンクリートと鉄の外に水遮蔽がある場合。Fig. 6~9は、それぞれFig. 2~5に対応して、14 MeV中性子線源の場合である。

Fig. 2及びFig. 4に見られるように、水-コンクリートの組み合わせに対しては、この等価距離による線量当量の接続は、ほぼ満足できる精度でANSI SN-JRによる直接計算結果を再現している。他方、Fig. 3及びFig. 5に示すように、鉄を有する2重層に対しては、境界領域付近で、熱中性子が急激に変化し、それにともなって生じる2次ガンマ線も著しく変化するため、単純

な等価距離による接続方法だけでは、実際の線量当量の振る舞いをうまく再現できない事が分かる。現時点でのPKNコードは、この単純な等価距離を使った接続法を多重層計算に用いているので、ここで見たように、鉄を含む多重層中での計算に対しては、今後解決すべき問題点がある事を認識して置く必要がある。

3. 減衰率データと減衰核パラメータ

3.1 減衰率データの作成

点等方単色エネルギー中性子線源の水、コンクリート、鉄遮蔽材に対する減衰率は、著者等⁵⁾が先に求めたデータを利用した。この減衰率データは、ANISN-JRコードで、中性子100群、2次ガンマ線44群で計算したものである。その計算条件は、Table.1の通りである。なお、各遮蔽材の原子組成をTable.2に示す。なお、コンクリートは標準組成として広く引用されているType 02a-concrete⁶⁾を使ったが、コンクリートの減衰率は含有される水の量即ち水素の含有量によって大きく変化するので注意を要する。

単色エネルギー中性子の線源エネルギーと群の番号の対応はTable.3の通りである。単色エネルギー中性子源としては、14MeVから0.01MeVまでの59群のデータがライブラリーとして準備されている。さらに、利用度の高い中性子源である²⁵²Cf、²⁴¹Am-Be中性子線源に対する減衰率データも新たに求めこれらを、第0群として²⁵²Cfを、第-1群に²⁴¹Am-Be中性子線源を対応させ、²⁵²Cf、²⁴¹Am-Be中性子線源については、単色エネルギー中性子線源の減衰パラメータを使用しなくても簡単に線量当量計算ができるようにした。

²⁵²Cf分裂中性子のスペクトルは、Wattの式⁷⁾に基づいて、

$$S(E) \sim \exp(-0.88 \times E) \times \sinh \sqrt{2 \times E} \quad (10)$$

とした。また²⁴¹Am-Be(α, n)中性子スペクトルはGreiss達の測定値⁸⁾を用いた。²⁵²Cfと²⁴¹Am-Be中性子線源の計算に使ったスペクトルを付録A.4に載せた。

また、ANISN-JRで計算した²⁵²Cfと²⁴¹Am-Be中性子の、水、コンクリート、鉄中での中性子と、2次ガンマ線の減衰率を表にして付録A.5に示す。PKNコードではこれをパラメータ化して使っている。

3.2 減衰率データのパラメータ化

参考文献(5)では中性子と2次ガンマ線の線量当量の減衰率は、多項式を有する指数関数の形に近似され、最小自乗法を用いて減衰率を再現するパラメータ $a^N_{m_i}$ が2次式、4次式、6次式の場合に付いて求められているが、PKNコードでは全体の減衰率を最も効率良く近似できる $N=5$ 、つまり $a^5_{m_i}$ ($m=1 \sim 5$)の5つのパラメータからなる4次多項式を有する指数関数の形をした減衰核を利

な等価距離による接続方法だけでは、実際の線量当量の振る舞いをうまく再現できない事が分かる。現時点でのPKNコードは、この単純な等価距離を使った接続法を多重層計算に用いているので、ここで見たように、鉄を含む多重層中での計算に対しては、今後解決すべき問題点がある事を認識して置く必要がある。

3. 減衰率データと減衰核パラメータ

3.1 減衰率データの作成

点等方単色エネルギー中性子線源の水、コンクリート、鉄遮蔽材に対する減衰率は、著者等⁵⁾が先に求めたデータを利用した。この減衰率データは、ANISN-JRコードで、中性子100群、2次ガンマ線44群で計算したものである。その計算条件は、Table.1の通りである。なお、各遮蔽材の原子組成をTable.2に示す。なお、コンクリートは標準組成として広く引用されているType 02a-concrete⁶⁾を使ったが、コンクリートの減衰率は含有される水の量即ち水素の含有量によって大きく変化するので注意を要する。

単色エネルギー中性子の線源エネルギーと群の番号の対応はTable.3の通りである。単色エネルギー中性子源としては、14 MeVから0.01 MeVまでの59群のデータがライブラリーとして準備されている。さらに、利用度の高い中性子源である²⁵²Cf、²⁴¹Am-Be中性子線源に対する減衰率データも新たに求めこれらを、第0群として²⁵²Cfを、第-1群に²⁴¹Am-Be中性子線源を対応させ、²⁵²Cf、²⁴¹Am-Be中性子線源については、単色エネルギー中性子線源の減衰パラメータを使用しなくても簡単に線量当量計算ができるようにした。

²⁵²Cf分裂中性子のスペクトルは、Wattの式⁷⁾に基づいて、

$$S(E) \sim \exp(-0.88 \times E) \times \sinh \sqrt{2 \times E} \quad (10)$$

とした。また²⁴¹Am-Be(α, n)中性子スペクトルはGreiss達の測定値⁸⁾を用いた。²⁵²Cfと²⁴¹Am-Be中性子線源の計算に使ったスペクトルを付録A.4に載せた。

また、ANISN-JRで計算した²⁵²Cfと²⁴¹Am-Be中性子の、水、コンクリート、鉄中での中性子と、2次ガンマ線の減衰率を表にして付録A.5に示す。PKNコードではこれをパラメータ化して使っている。

3.2 減衰率データのパラメータ化

参考文献(5)では中性子と2次ガンマ線の線量当量の減衰率は、多項式を有する指数関数の形に近似され、最小自乗法を用いて減衰率を再現するパラメータ $a_{m_i}^N$ が2次式、4次式、6次式の場合に付いて求められているが、PKNコードでは全体の減衰率を最も効率良く近似できる $N=5$ 、つまり $a_{m_i}^5$ ($m=1 \sim 5$)の5つのパラメータからなる4次多項式を有する指数関数の形をした減衰核を利

用している。参考文献(5)には載っていないPKNコードで使っている ^{252}Cf 、 $^{241}\text{Am-BE}$ からの水、コンクリート、鉄中での減衰パラメータを付録A.6に示す。

4. 計算例と計算精度

計算精度を確認するため、PKNコードの計算結果と、ANISN-JRコードの直接計算結果、2次元輸送計算コードDOT4.2を使った計算結果とさらに、QAD-P5Aコードによる計算結果を比較した。

4.1 ^{252}Cf 線源が水中にある場合の線量当量の減衰率計算

計算体系をFig.10に示す。線源は、半径25cm高さ50cmの円筒形状で、 ^{252}Cf 線源が一様に分布し全体として毎秒1個の中性子を出すとし、この線源が水プールの中に浸っているとした。計算位置は、線源中央高さ(Aライン)、線源中央高さから下方50cm(Bライン)、線源中央高さから下方150cmの高さ位置(Cライン)とした。Fig.11とFig.12は、各々中性子と2次ガンマ線の1cm線量当量計算結果で、縦軸は $4\pi r^2$ (r は円筒体系の中心軸からの距離)の掛かった1cm線量当量 $[(Sv \times hr^{-1} / n \times sec^{-1}) \times cm^2]$ 、横軸は中心軸からの距離(cm)を表している。

DOT4.2コードは、Table.1に示すエネルギー144群、 $S_{16}-P_6$ の計算条件で、線源中央高さで、反射境界条件を使って計算している。

ANISN-JRコードによる直接計算は、円筒体系で、線源は半径25cm高さ50cmの円筒形状で計算している。

中性子の場合、Fig.11で見ると、PKNコードの計算結果とANISN-JRの比較では、線源の近くでの一致が余り良くない。これは(5)式の形で減衰率を表現した場合に線源近くの r^2 の減衰の大きいところでのパラメータによる再現性の誤差が大きい事による。しかし全体的によく一致している。

PKNコードとDOT4.2の比較では、線源に近いところでは、ANISN-JRの場合と同じように、少々不一致がみられる。また線源から遠いところでは、A、Bライン共に減衰の傾きもDOT4.2の方が少し急で、不一致の程度もやや大きい。そして、Cラインでは、PKNの計算結果がDOT4.2の結果を3~8倍ほど大きく過大評価している。このように線源から遠ざかるに従って、PKNはDOT4.2と比べて過大な評価となるが、AラインのANISN-JRと比べてもDOT4.2が過小評価になる傾向があるのでDOT4.2の結果が必ずしも真の値かどうかは分からない。特にCラインではDOT4.2の減衰にレイエフェクトによる揺らぎが見られる。

QAD-P5Aの値は、線源中央から25cmあたりまでPKN、DOT4.2、ANISN-JRのどの値よりもさらに少々小さな値を示している。線源中央から40cm位置あたりで4者はほぼ一致しているが、それより遠方ではQAD-P5Aは、DOT4.2を過大評価しているPKNよりもさらに過大評価傾向に

用している。参考文献(5)には載っていないPKNコードで使っている ^{252}Cf 、 ^{241}Am -Beからの水、コンクリート、鉄中での減衰パラメータを付録A.6に示す。

4. 計算例と計算精度

計算精度を確認するため、PKNコードの計算結果と、ANISN-JRコードの直接計算結果、2次元輸送計算コードDOT4.2を使った計算結果とさらに、QAD-P5Aコードによる計算結果を比較した。

4.1 ^{252}Cf 線源が水中にある場合の線量当量の減衰率計算

計算体系をFig. 10に示す。線源は、半径25 cm高さ50 cmの円筒形状で、 ^{252}Cf 線源が一様に分布し全体として毎秒1個の中性子を出すとし、この線源が水プールの中に浸っているとした。計算位置は、線源中央高さ(A-ライン)、線源中央高さから下方50 cm(B-ライン)、線源中央高さから下方150 cmの高さ位置(C-ライン)とした。Fig. 11とFig. 12は、各々中子と2次ガンマ線の1 cm線量当量計算結果で、縦軸は $4\pi r^2$ (r は円筒体系の中心軸からの距離)の掛かった1 cm線量当量 [$(Sv \times hr^{-1} / n \times sec^{-1}) \times cm^2$]、横軸は中心軸からの距離(cm)を表している。

DOT4.2コードは、Table. 1に示すエネルギー144群、 S_{16} - P_6 の計算条件で、線源中央高さで、反射境界条件を使って計算している。

ANISN-JRコードによる直接計算は、円筒体系で、線源は半径25 cm高さ50 cmの円筒形状で計算している。

中子の場合、Fig. 11で見ると、PKNコードの計算結果とANISN-JRの比較では、線源の近くでの一致が余り良くない。これは(5)式の形で減衰率を表現した場合に線源近くの r^2 の減衰の大きいところでのパラメータによる再現性の誤差が大きい事による。しかし全体的によく一致している。

PKNコードとDOT4.2の比較では、線源に近いところでは、ANISN-JRの場合と同じように、少々不一致がみられる。また線源から遠いところでは、A-、B-ライン共に減衰の傾きもDOT4.2の方が少し急で、不一致の程度もやや大きい。そして、C-ラインでは、PKNの計算結果がDOT4.2の結果を3~8倍ほど大きく過大評価している。このように線源から遠ざかるに従って、PKNはDOT4.2と比べて過大な評価となるが、AラインのANISN-JRと比べてもDOT4.2が過小評価になる傾向があるのでDOT4.2の結果が必ずしも真の値かどうかは分からない。特にCラインではDOT4.2の減衰にレイエフェクトによる揺らぎが見られる。

QAD-P5Aの値は、線源中央から25 cmあたりまでPKN、DOT4.2、ANISN-JRのどの値よりもさらに少々小さな値を示している。線源中央から40 cm位置あたりで4者はほぼ一致しているが、それより遠方ではQAD-P5Aは、DOT4.2を過大評価しているPKNよりもさらに過大評価傾向に

ある。

2次ガンマ線に関しては、Fig. 12に見るように、PKNの計算結果は、A-、B-、C-ライン共、DOT 4.2、ANISN-JRと良い一致を示している。

4.2 多数個の ^{252}Cf 中性子棒状線源を囲むポリエチレン遮蔽容器中での線量当量減衰率計算

PKNコードの特徴である3次元形状の取扱いを評価するため、Fig. 13に示すように半径2 cm長さ15 cmの ^{252}Cf 中性子棒状線源4本が正方形の頂点の位置にあり、これを囲むように半径25 cm高さ57.5 cmのポリエチレン容器がある場合の、内と外の線量当量率を計算した。計算では、PKN、ANISN-JRコード共にポリエチレンは、水で代用した。計算位置のA-ライン、A'-ラインは、線源中央高さで、互いに45度の角度をなしている。B-ライン、B'-ラインは、A-ライン、A'-ラインよりも20 cm下方に位置する高さであり、C-ラインは、体系の中心（線源中央高さ）から鉛直上方に計算点を取ったものである。

Fig. 14は中性子の、Fig. 15は、2次ガンマ線の1 cm線量当量率の計算結果である。同時に、ANISN-JRの直接計算結果も載せている。ただし、ANISN-JRの計算は、球体系で、半径25 cmの水容器の中に内径10 cm、外径11 cmの ^{252}Cf 球殻線源を仮定している。PKN計算では、無限媒質中での計算結果を利用しているので、ANISN-JR直接計算のものと比較して、境界の所で、2割ほど過大評価しておりこれがそのまま空気中での過大評価になっている。

しかし、PKNによる計算は、ANISN-JRコードでは不可能である線源近傍での3次元形状の影響を細かく評価できる事が示されている。

4.3 ^{252}Cf 中性子棒状線源を囲うポリエチレン遮蔽容器の外にコンクリート遮蔽がある場合の線量当量減衰率計算

Fig. 16とFig. 17に示すように、4.2の計算例とほぼ同様の中性子線源を有する放射線遮蔽容器が施設の隅に置かれている場合の計算を行った。線源は、水で置き換えられたポリエチレン容器の中心に、半径2 cm、高さ15 cmの棒状の形であるとした。計算は、線源中央高さである床上32.5 cmの高さで、Y方向に一方のコンクリート壁から、容器、線源を通して空気層の後、反対側のコンクリート壁までの計算をしている。Fig. 18は中性子の1 cm線量当量、Fig. 19は2次ガンマ線の1 cm線量当量を示している。（横軸のスケールが一樣でない事に注意）。ANISN-JRでの計算は、球殻体系で、線源中心から+Y方向側と-Y方向側の2つの体系に分けて計算した結果を一つのグラフに載せている。DOT 4.2の計算では、やはり+Y方向側と-Y方向側の2つの円筒体系にモデル化し、分けて計算した結果を一つの図に載せた。

Fig. 18では、PKN、QAD-P5A、ANISN-JR、DOT 4.2コードによる結果を示した。DOT 4.2の計算結果には、空気層領域でレイエフェクトによるフラックスの揺らぎが認められた。ANISN-JR計算は、

球殻体系での計算結果であるが、PKNとよく一致している。QAD-P5AもPKNと良く一致している。4.1の計算例で見られるようにQAD-P5Aは、水中では、線源から遠ざかるに従って、PKNより緩い減衰傾向を示したが、ここでの計算例でみるようにコンクリート中ではPKNより少々より急な減衰を示している。そのためFig. 18のコンクリート中では、PKNと比較的良く一致している。

また次のFig. 20は、PKNコードによる、Z方向（上下方向）に、床下の地下の空気層から、床のコンクリート、容器、線源を通過して空気層、天井コンクリート、屋外という様に一直線上に測定点を設け計算した結果を示している。

5. PKNコードの使用上の問題点

(1) 無限媒質効果

PKNコードで使用している点減衰核データは無限厚の遮蔽体に対して得られたもので、実際の体系に見られる有限厚の遮蔽体と比べると付録A.7(1)の ^{252}Cf 線源の例にみられるように後方散乱線（アルベド）の分だけ過大な評価を与える⁵⁾。

遮蔽体と線源の条件でこの後方散乱の影響（無限媒質効果）はかなり異なるが、PKNコードによる評価値は、数倍の過大評価となる事がある。

(2) 多重層

PKNコードで多重層の計算に用いている「等価距離」による接続は、水、コンクリート等、含水素物質同士からなる多重層の場合、比較的うまく減衰率を再現でき有効である。しかし、鉄など非含水素物質が加わると、この接続法では、多重層の減衰率には大きな誤差が生じる。これは、含水素物質では、中性子の減衰効果が大きく、熱、熱外中性子成分が大きいスペクトルとなる。他方、鉄は、熱外中性子や熱中性子の吸収断面積が大きいため数10～数100keVの中性子成分が大きくなる。このため、含水素物質と非含水素物質の境界では、熱中性子束が大きく変化し、熱中性子の吸収によって発生する2次ガンマ線も大きく変化する。単層での計算から導き出した減衰パラメータでは、多重層の境界付近のこのような線量当量の激しい変化を再現できない。これが、「等価距離」接続法のうまくいかない理由である。

(3) 空気層

実際の中性子源の貯蔵施設の形状や取扱い施設の遮蔽形状はそれぞれPKNコードで用いている完全な点等方ジオメトリーでもなければ、また完全な垂直入射ジオメトリーでもない。このため、PKNコードの計算結果は実際の値に対しこれらの形状に対する近似を原因とするかなりの過大評価を場合によっては与える。この過大評価は、線源の周りに空気層がある場合に顕著となる。

球殻体系での計算結果であるが、PKNとよく一致している。QAD-P5AもPKNと良く一致している。4.1の計算例でみられるようにQAD-P5Aは、水中では、線源から遠ざかるに従って、PKNより緩い減衰傾向を示したが、ここでの計算例でみるようにコンクリート中ではPKNより少々より急な減衰を示している。そのためFig. 18のコンクリート中では、PKNと比較的良く一致している。

また次のFig. 20は、PKNコードによる、Z方向（上下方向）に、床下の地下の空気層から、床のコンクリート、容器、線源を通過して空気層、天井コンクリート、屋外という様に一直線上に測定点を設け計算した結果を示している。

5. PKNコードの使用上の問題点

(1) 無限媒質効果

PKNコードで使用している点減衰核データは無限厚の遮蔽体に対して得られたもので、実際の体系に見られる有限厚の遮蔽体と比べると付録A.7(1)の ^{252}Cf 線源の例にみられるように後方散乱線（アルベド）の分だけ過大な評価を与える⁵⁾。

遮蔽体と線源の条件でこの後方散乱の影響（無限媒質効果）はかなり異なるが、PKNコードによる評価値は、数倍の過大評価となる事がある。

(2) 多重層

PKNコードで多重層の計算に用いている「等価距離」による接続は、水、コンクリート等、含水素物質同士からなる多重層の場合、比較的うまく減衰率を再現でき有効である。しかし、鉄など非含水素物質が加わると、この接続法では、多重層の減衰率には大きな誤差が生じる。これは、含水素物質では、中性子の減衰効果が大きく、熱、熱外中性子成分が大きいスペクトルとなる。他方、鉄は、熱外中性子や熱中性子の吸収断面積が大きいため数10～数100keVの中性子成分が大きくなる。このため、含水素物質と非含水素物質の境界では、熱中性子束が大きく変化し、熱中性子の吸収によって発生する2次ガンマ線も大きく変化する。単層での計算から導き出した減衰パラメータでは、多重層の境界付近のこのような線量当量の激しい変化を再現できない。これが、「等価距離」接続法のうまくいかない理由である。

(3) 空気層

実際の中性子源の貯蔵施設の形状や取扱い施設の遮蔽形状はそれぞれPKNコードで用いている完全な点等方ジオメトリーでもなければ、また完全な垂直入射ジオメトリーでもない。このため、PKNコードの計算結果は実際の値に対しこれらの形状に対する近似を原因とするかなりの過大評価の場合によっては与える。この過大評価は、線源の周りに空気層がある場合に顕著となる。

6. まとめ

中性子体積線源からの水、コンクリート、鉄からなる3次元体系中での中性子と2次ガンマ線の線量当量を計算する点減衰核計算コードPKNを作成した。

PKNコードによる典型的な体系に対する計算結果は、ANISN-JRやDOT4.2さらにQAD-P5Aによる計算結果を、満足できる精度で再現し、第5章で述べた点を注意して用いれば、PKN計算コードに適用性のある事が確かめられた。

参考文献

- 1) Malenfant, R. E. ; "QAD: A Series of Point-Kernel General Purpose Shielding Programs", LA-3573(1967).
Solomito E. and Stockton J. ; "Modification of the Point-Kernel Code QAD-P5A: Conversion to the IBM-360 Computer and Incorporation of Additional Geometry Routines," ORNL- H -181(1968).
- 2) Gillis, P. A., Lawton, T. T., Brand, K. W. ; "SPAN-2 An IBM-704 Code to Calculate Uncollided Flux Outside a Circular Cylinder", WAPD-TM-176, (1959).
Gillis, P. A. ; "SPIC-1-An IBM-704 Code to Calculate the Neutron Distribution Outside a Right-Circular Cylindrical Source", WAPD-TM-196, (1959).
- 3) Engle, W. W., Jr. "ANISN: A one Dimensional Discrete Ordinates Transport Code" CCC-82(1967).
Koyama K. et. al ; "ANISN-JR: A One Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculation," JAERI-M 6954(1977).
Koyama K. et. al ; "Multi-Group Cross Section Sets for Shield Materials -100 Neutron Group and 20 Gamma-ray Groups in P5 approximation-," JAERI-M 6928(1977).
- 4) Rhoades, W. A. ; "DOT-IV Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System," CCC-320(1979).
- 5) 小手川洋、田中俊一"点等方中性子線源の水、コンクリート、鉄遮蔽材による減衰データ" JAERI-M 90-174(1990).
- 6) "Reactor Physics Constants", ANL-5800, p. 660. (1963).
- 7) Hyde, E. K., "The Nuclear Properties of the Heavy Elements", Vol. III, p. 240, Prentice Hall, Englewood Cliffs, N. J. (1964).
- 8) ICRU REPORT 13, "neutron Fluence, Neutron Spectra and Kerma", p. 20(1969).
.Greiss, H. B., "Das Neutronenspektrum einer Am-Be-Quelle", Nukleonik 10, 283(1968).

6. まとめ

中性子体積線源からの水、コンクリート、鉄からなる3次元体系中での中性子と2次ガンマ線の線量当量を計算する点減衰核計算コードPKNを作成した。

PKNコードによる典型的な体系に対する計算結果は、ANISN-JRやDOT4.2さらにQAD-P5Aによる計算結果を、満足できる精度で再現し、第5章で述べた点を注意して用いれば、PKN計算コードに適用性のある事が確かめられた。

参考文献

- 1) Malenfant, R. E.; "QAD: A Series of Point-Kernel General Purpose Shielding Programs", LA-3573(1967).
Solomito E. and Stockton J.; "Modification of the Point-Kernel Code QAD-P5A: Conversion to the IBM-360 Computer and Incorporation of Additional Geometry Routines," ORNL-H-181(1968).
- 2) Gillis, P. A., Lawton, T. T., Brand, K. W.; "SPAN-2 An IBM-704 Code to Calculate Uncollided Flux Outside a Circular Cylinder", WAPD-TM-176, (1959).
Gillis, P. A.; "SPIC-1-An IBM-704 Code to Calculate the Neutron Distribution Outside a Right-Circular Cylindrical Source", WAPD-TM-196, (1959).
- 3) Engle, W. W., Jr. "ANISN: A one Dimensional Discrete Ordinates Transport Code" CCC-82(1967).
Koyama K. et al.; "ANISN-JR: A One Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculation," JAERI-M 6954(1977).
Koyama K. et al.; "Multi-Group Cross Section Sets for Shield Materials -100 Neutron Group and 20 Gamma-ray Groups in P5 approximation-," JAERI-M 6928(1977).
- 4) Rhoades, W. A.; "DOT-IV Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System," CCC-320(1979).
- 5) 小手川洋、田中俊一"点等方中性子線源の水、コンクリート、鉄遮蔽材による減衰データ" JAERI-M 90-174(1990).
- 6) "Reactor Physics Constants", ANL-5800, p. 660. (1963).
- 7) Hyde, E. K., "The Nuclear Properties of the Heavy Elements", Vol. III, p. 240, Prentice Hall, Englewood Cliffs, N. J. (1964).
- 8) ICRU REPORT 13, "neutron Fluence, Neutron Spectra and Kerma", p. 20(1969).
Greiss, H. B., "Das Neutronenspektrum einer Am-Be-Quelle", Nukleonik 10, 283(1968).

Table 1 Calculational conditions of ANISN-JR and DOT4.2

Name	ANISN-JR	DOT4.2
Type	1-dimensional spherical geometry transport calculation (S ₁₅ -P ₅)	2-dimensional cylindrical geometry transport calculation (S ₁₅ -P ₅)
Original data	ENDF/B-IV <RADHEAT-V3> JSD-100, JFT-100 (POPOP4-JR) POPBIN2 (GAMLEG-JR) (P ₅) .	
Group structure	neutron 100 groups gamma-ray 44 groups	
Source	point isotropic 59 mono energetic neutrons (from 14MeV to 0.01MeV). ²⁵² Cf and ²⁴¹ Am-Be neutrons	

Table 2 Atomic number densities

	water	concrete ^{*)}	iron
H	6.6738-2 ⁺⁺⁾	1.3851-2	
C		1.1542-4	
O	3.3369-2	4.5921-2	
Mg		1.2388-4	
Al		1.7409-3	
Si		1.6621-2	
K		4.6205-4	
Ca		1.5025-3	
Fe		3.4510-4	8.4869-2
density (g/cm ³)	1.00	2.27	7.87

^{*)} Type 02a concrete^{*)}

⁺⁺⁾ read as 6.6738×10⁻²

unit(10²⁴/cm³)

Table 3 Group numbers and energy group structure of source neutrons in units of MeV

Group	Energy Range	Group	Energy Range
-1	$^{241}\text{Am-Be}$	29	9.0718E-01 - 8.2085E-01
0		30	8.2085E-01 - 7.4274E-01
1	^{252}Cf	31	7.4274E-01 - 6.7206E-01
2		32	6.7206E-01 - 6.0810E-01
3	1.4918E+01 - 1.3499E+01	33	6.0810E-01 - 5.5023E-01
4	1.3499E+01 - 1.2214E+01	34	5.5023E-01 - 4.9787E-01
5	1.2214E+01 - 1.1052E+01	35	4.9787E-01 - 4.5049E-01
6	1.1052E+01 - 1.0000E+01	36	4.5049E-01 - 4.0762E-01
7	1.0000E+01 - 9.0484E+00	37	4.0762E-01 - 3.6883E-01
8	9.0484E+00 - 8.1873E+00	38	3.6883E-01 - 3.3373E-01
9	8.1873E+00 - 7.4082E+00	39	3.3373E-01 - 3.0197E-01
10	7.4082E+00 - 6.7032E+00	40	3.0197E-01 - 2.7324E-01
11	6.7032E+00 - 6.0653E+00	41	2.7324E-01 - 2.4724E-01
12	6.0653E+00 - 5.4881E+00	42	2.4724E-01 - 2.2371E-01
13	5.4881E+00 - 4.9659E+00	43	2.2371E-01 - 2.0242E-01
14	4.9659E+00 - 4.4933E+00	44	2.0242E-01 - 1.8316E-01
15	4.4933E+00 - 4.0657E+00	45	1.8316E-01 - 1.6573E-01
16	4.0657E+00 - 3.6788E+00	46	1.6573E-01 - 1.4996E-01
17	3.6788E+00 - 3.3287E+00	47	1.4996E-01 - 1.3569E-01
18	3.3287E+00 - 3.0119E+00	48	1.3569E-01 - 1.2227E-01
19	3.0119E+00 - 2.7253E+00	49	1.2227E-01 - 1.1109E-01
20	2.7253E+00 - 2.4660E+00	50	1.1109E-01 - 8.6617E-02
21	2.4660E+00 - 2.2313E+00	51	8.6617E-02 - 6.7379E-02
22	2.2313E+00 - 2.0190E+00	52	6.7379E-02 - 5.2475E-02
23	2.0190E+00 - 1.8268E+00	53	5.2475E-02 - 4.0868E-02
24	1.8268E+00 - 1.6530E+00	54	4.0868E-02 - 3.1828E-02
25	1.6530E+00 - 1.4957E+00	55	3.1828E-02 - 2.4788E-02
26	1.4957E+00 - 1.3534E+00	56	2.4788E-02 - 1.9305E-02
27	1.3534E+00 - 1.2246E+00	57	1.9305E-02 - 1.5034E-02
28	1.2246E+00 - 1.1080E+00	58	1.5034E-02 - 1.1709E-02
	1.1080E+00 - 1.0026E+00	59	1.1709E-02 - 9.1188E-03
	1.0026E+00 - 9.0718E-01		

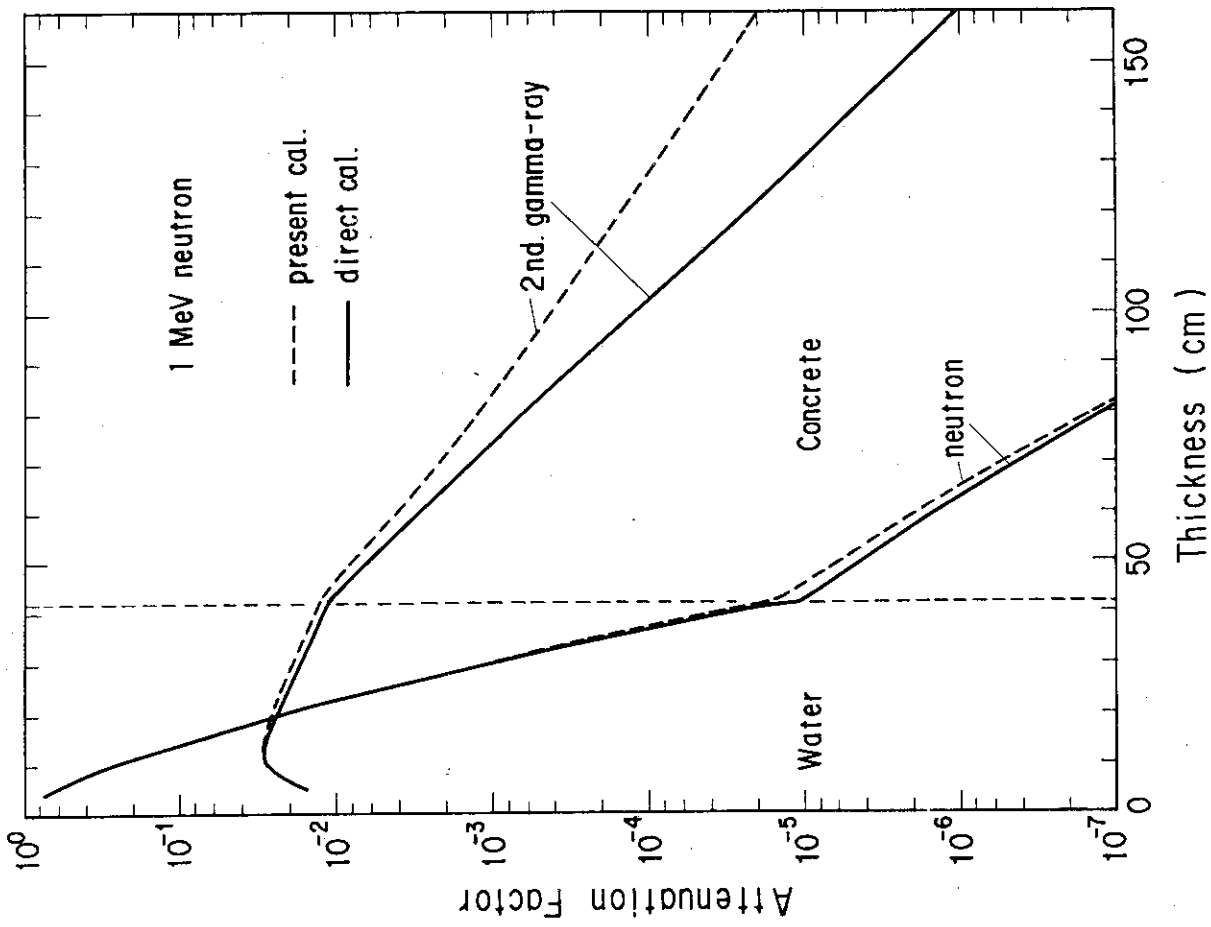


Fig. 2 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 1 MeV neutrons in water-concrete shield. --- ANISN-JR, --- PKN.

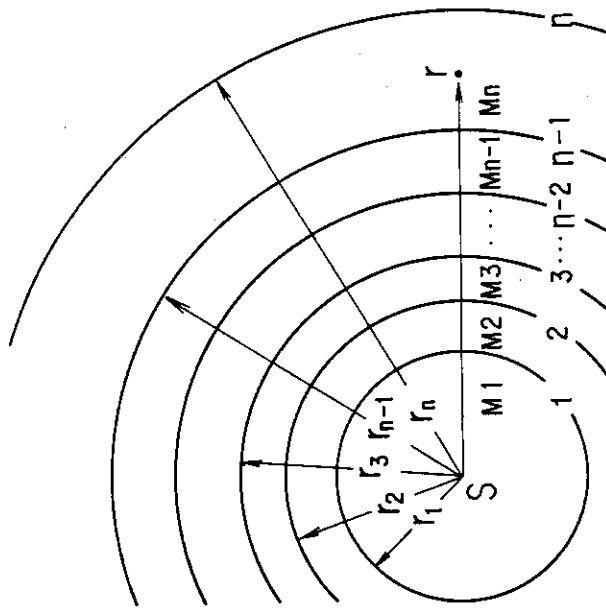


Fig. 1 The definition of equivalent length for neutron and secondary gamma ray dose equivalent calculation in multilayer.

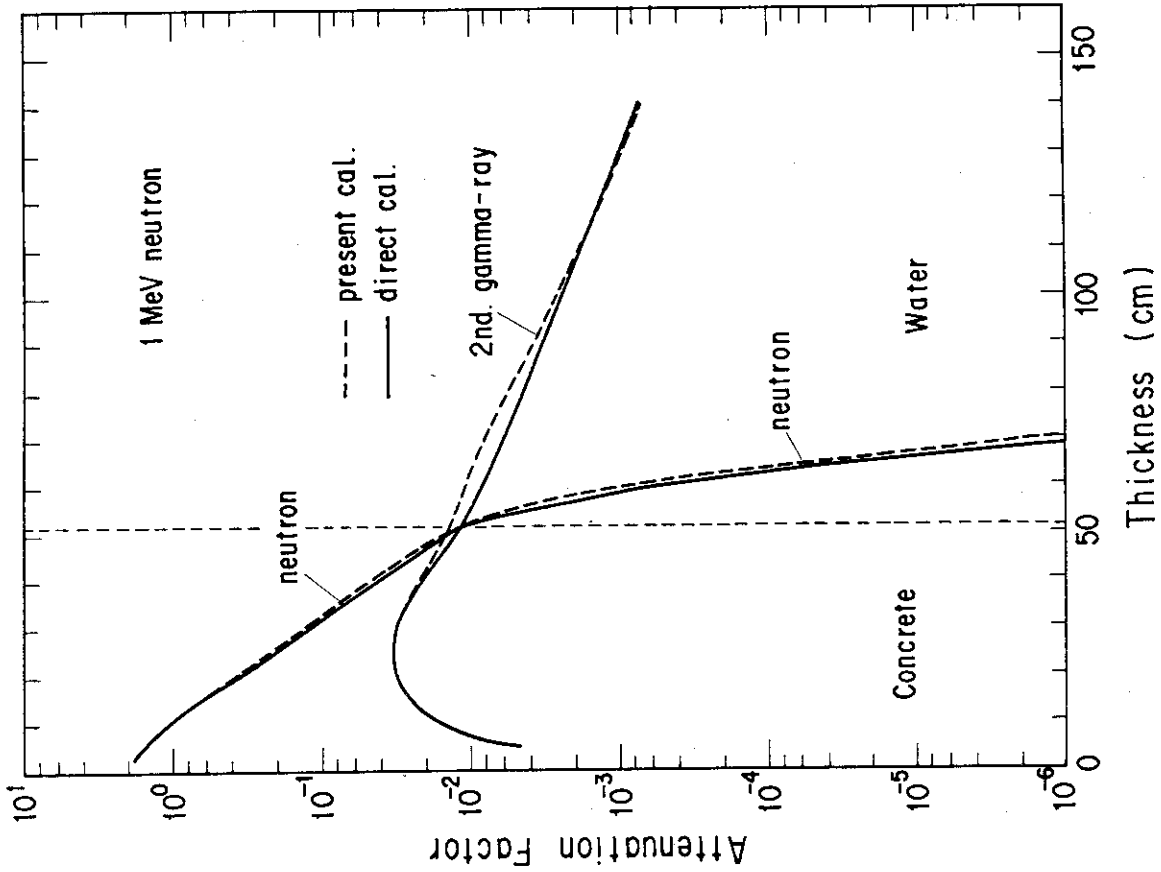


Fig. 4 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 1 MeV neutrons in concrete-water shield. — ANISN-JR, --- PKN.

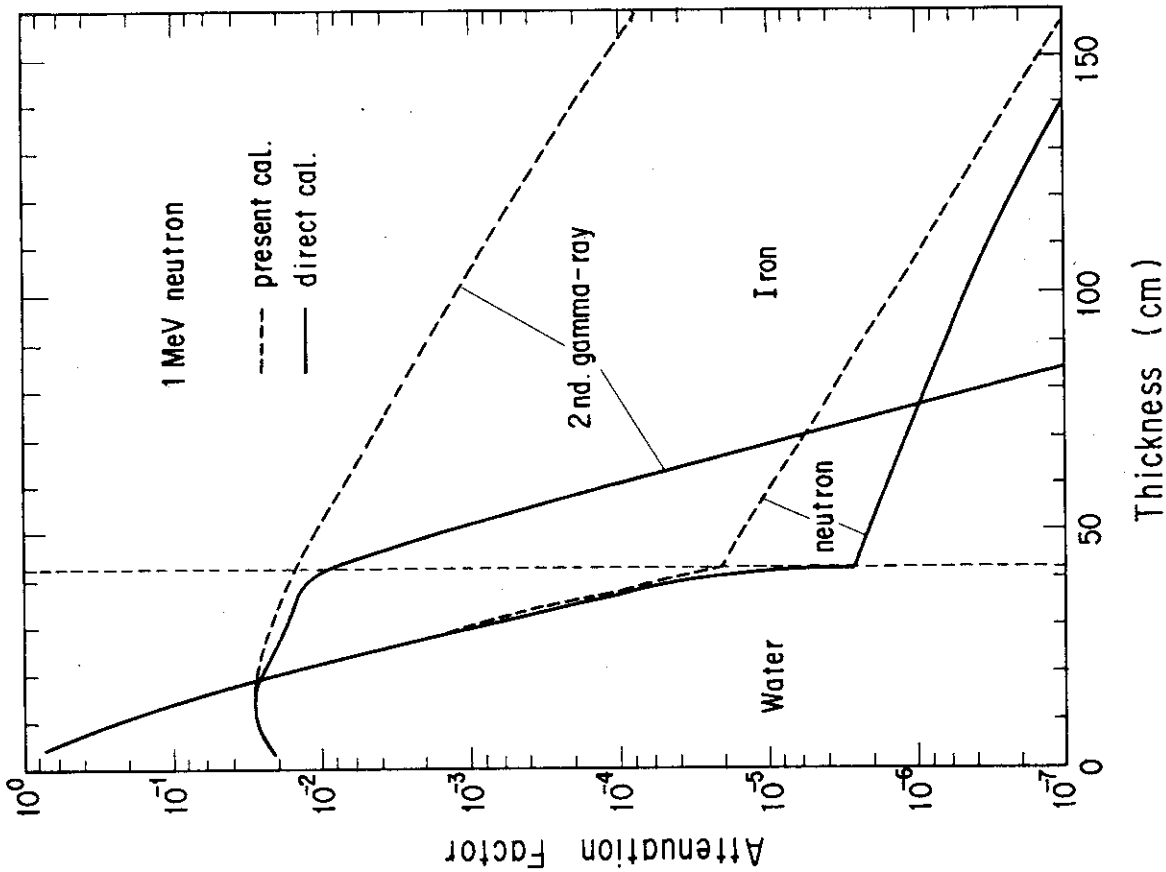


Fig. 3 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 1 MeV neutrons in water-iron shield. — ANISN-JR, --- PKN.

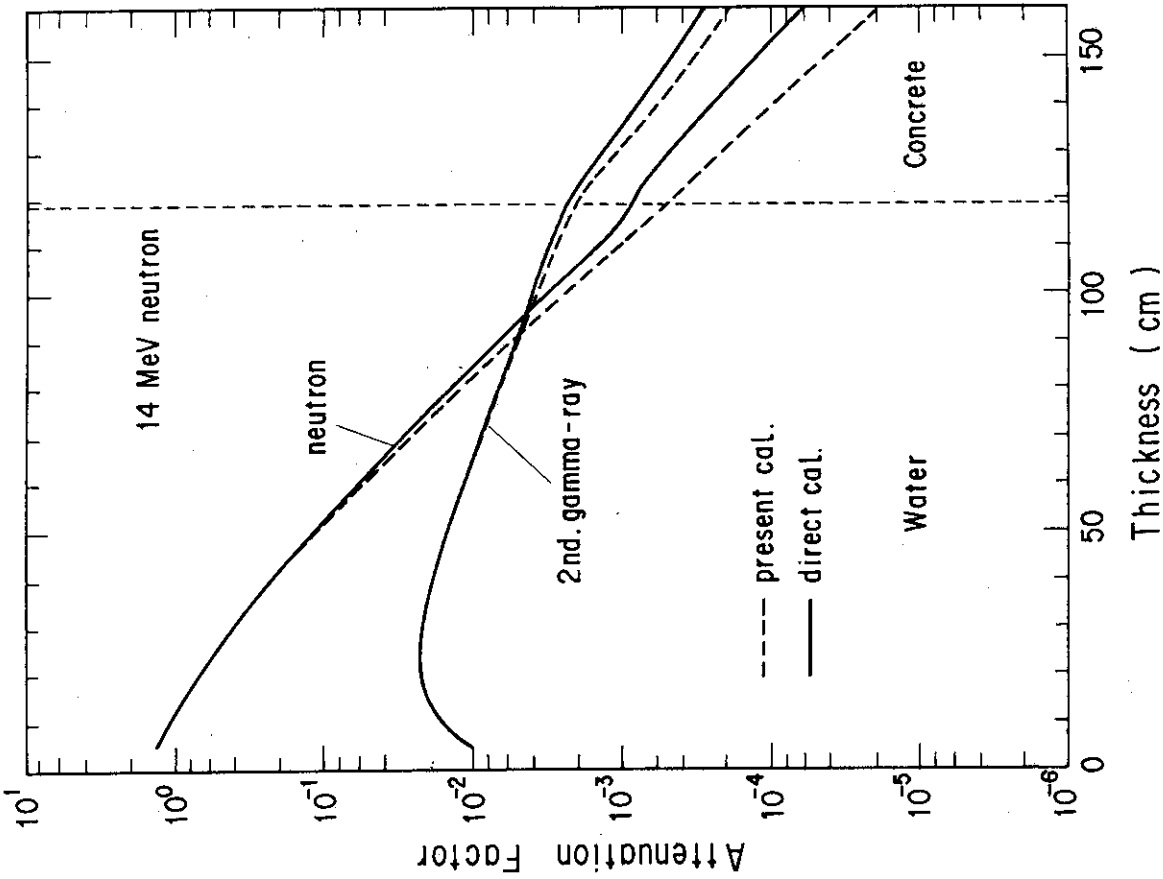


Fig. 6 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 14 MeV neutrons in water-concrete shield. --- ANISN-JR, --- PKN.

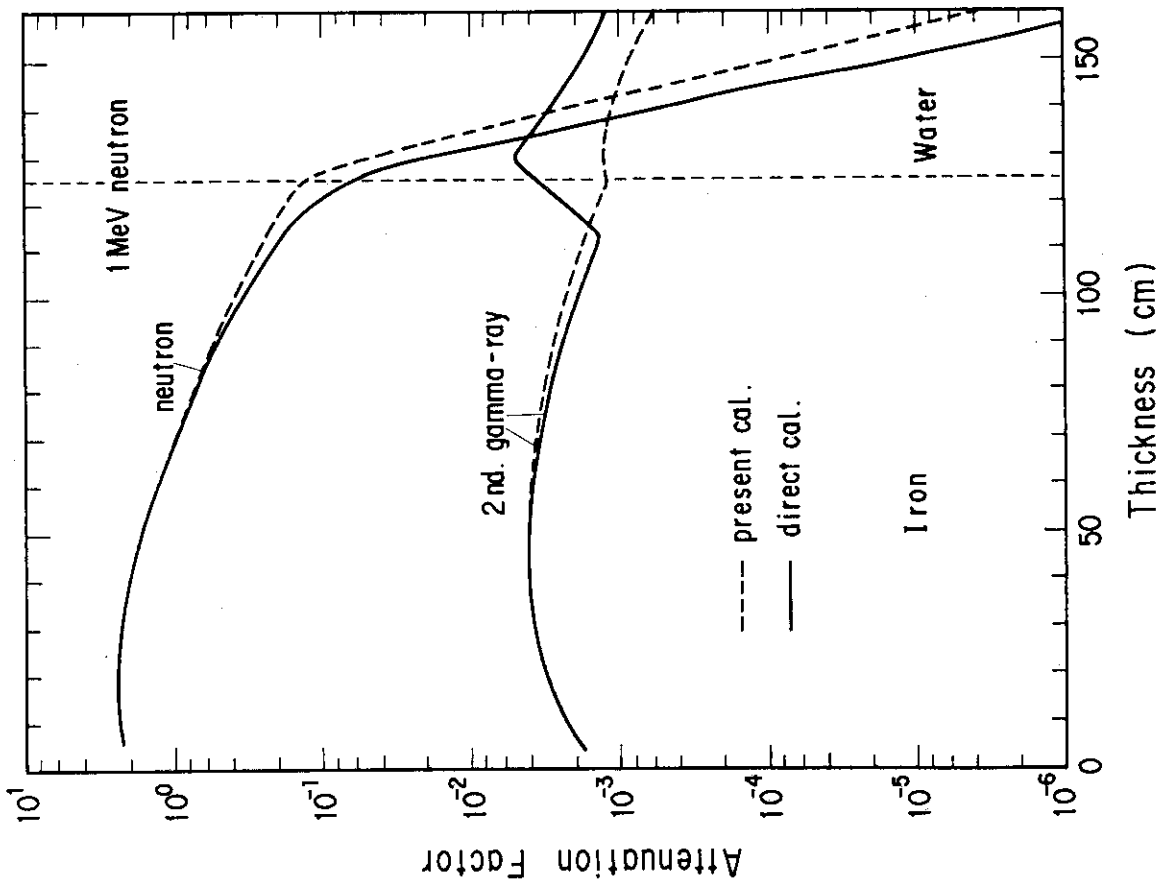


Fig. 5 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 1 MeV neutrons in iron-water shield. --- ANISN-JR, --- PKN.

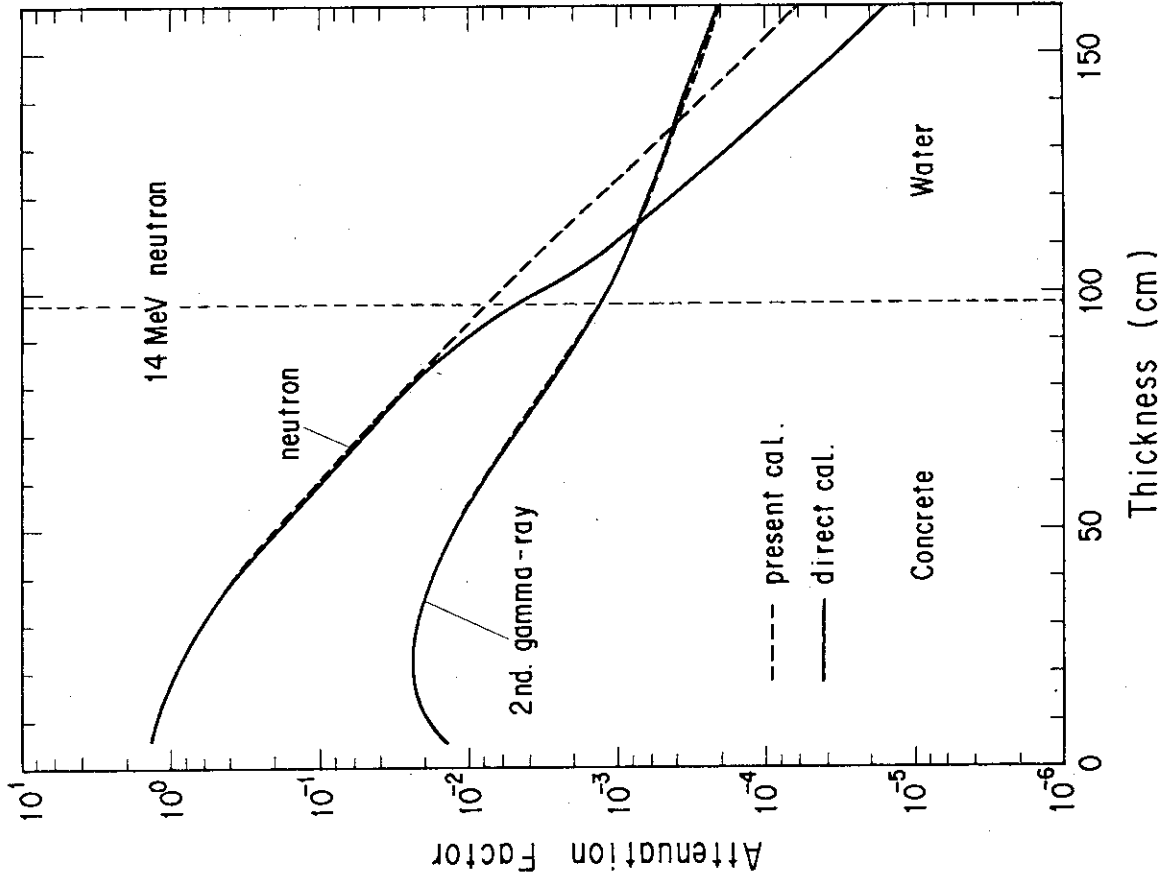


Fig. 8 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 14 MeV neutrons in concrete-water shield. --- ANISN-JR, --- PKN.

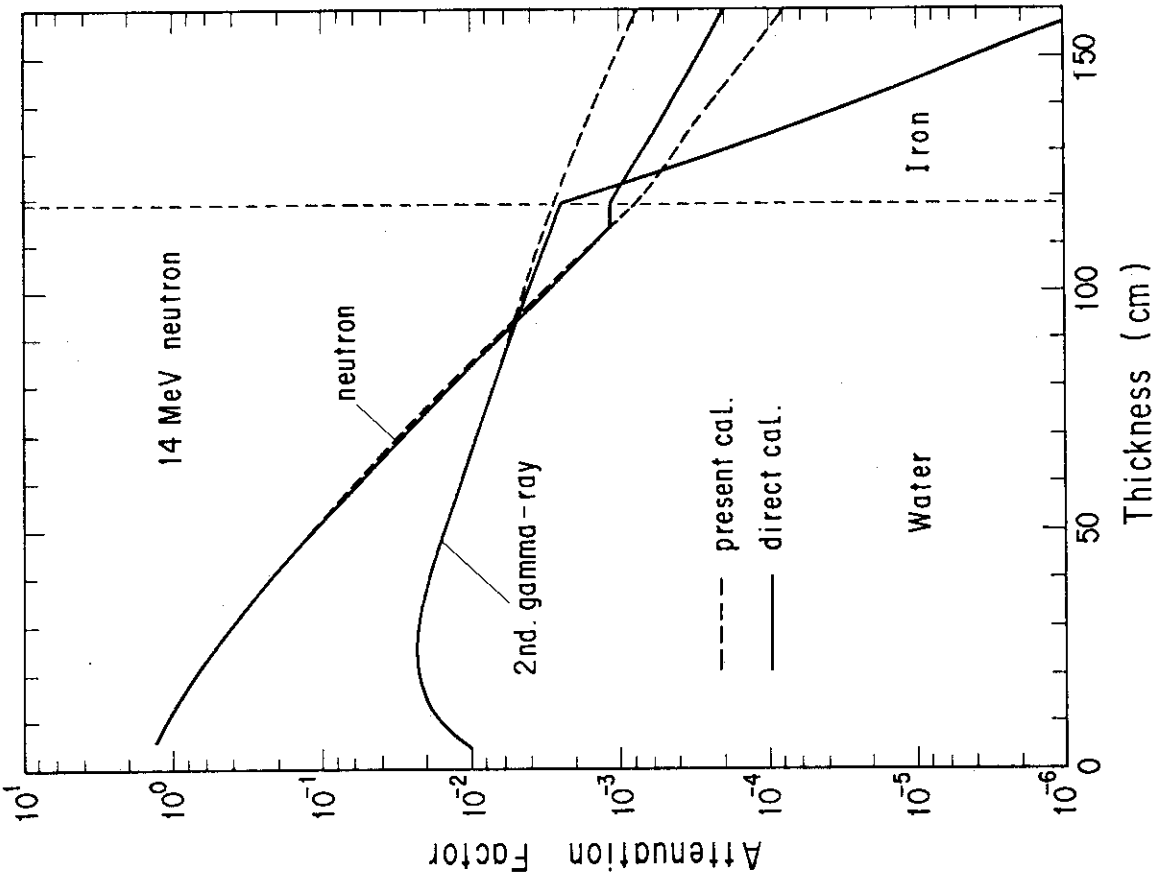


Fig. 7 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 14 MeV neutrons in water-iron shield. --- ANISN-JR, --- PKN.

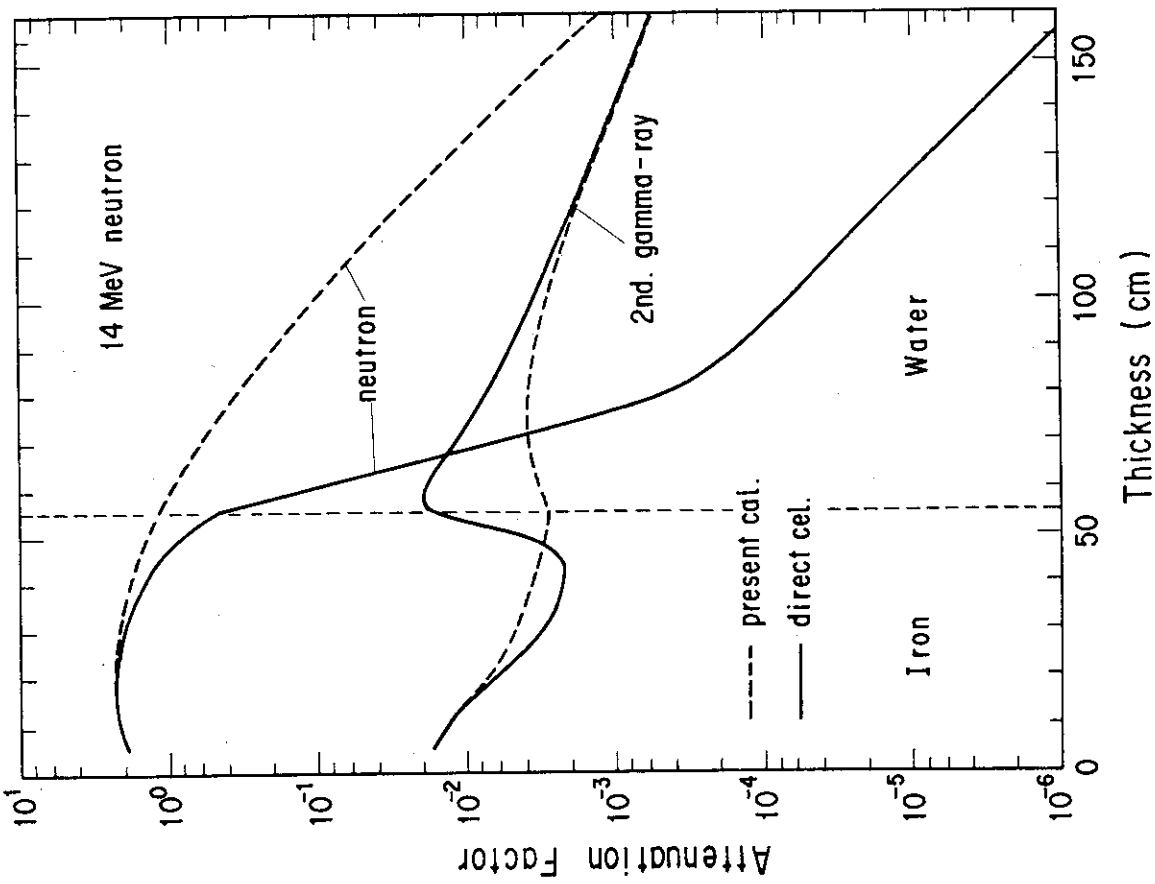


Fig. 9 Attenuation factor of neutron and secondary gamma ray 1 cm dose equivalent for point isotropic 14 MeV neutrons in iron-water shield. --- ANISN-JR, --- PKN.

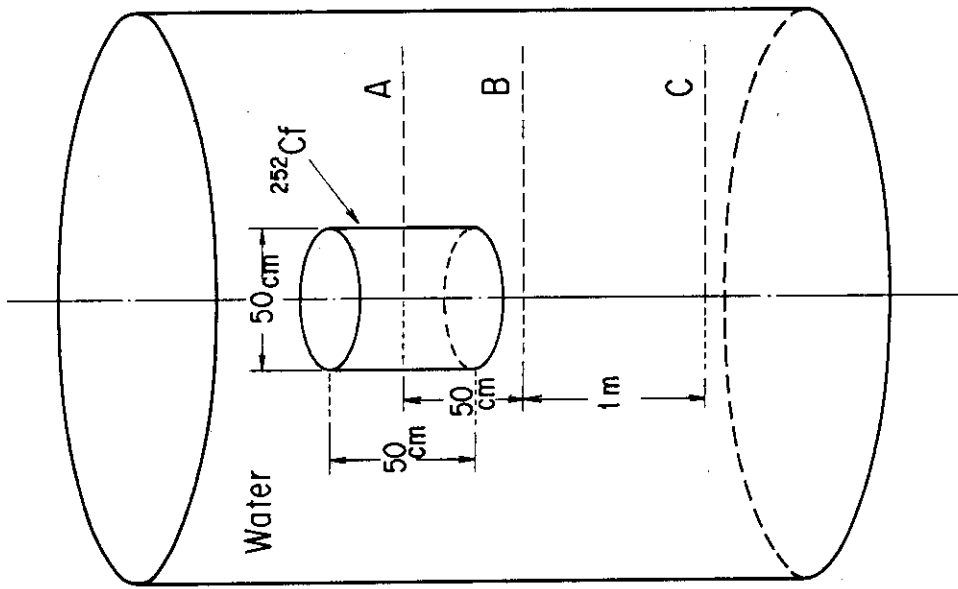


Fig. 10 Computational model of sample problem 4.1.

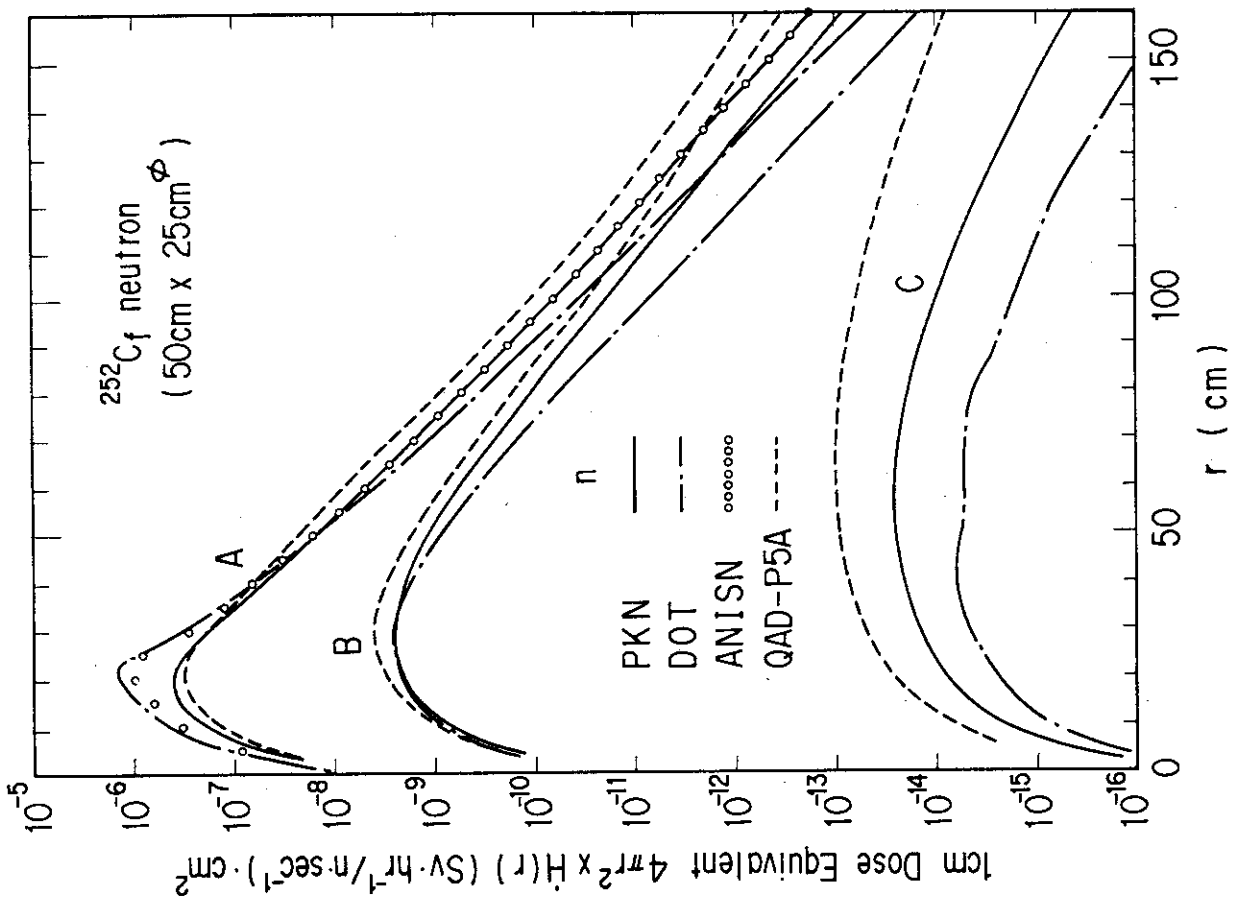


Fig. 11 Calculational result of neutron dose equivalent for sample problem 4.1.

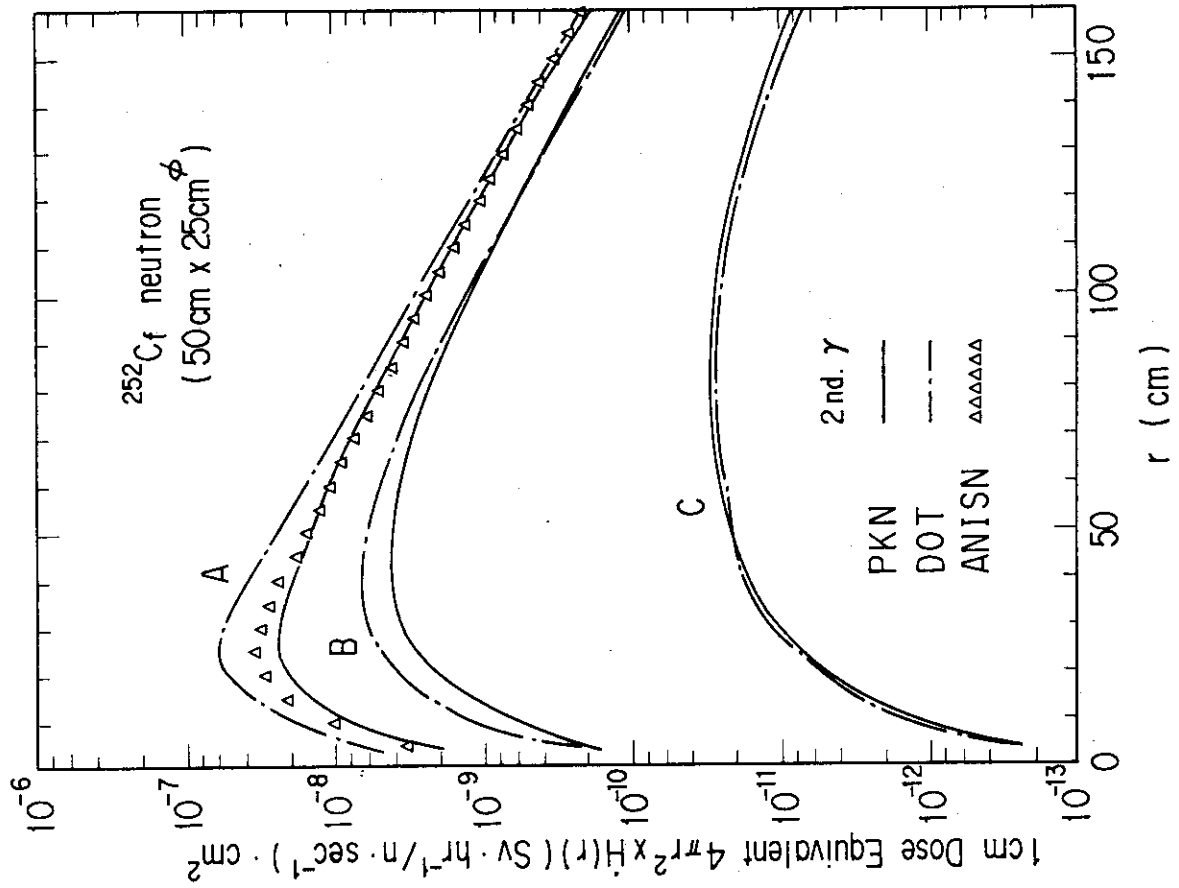


Fig. 12 Calculational result of secondary gamma ray dose equivalent for sample problem 4.1.

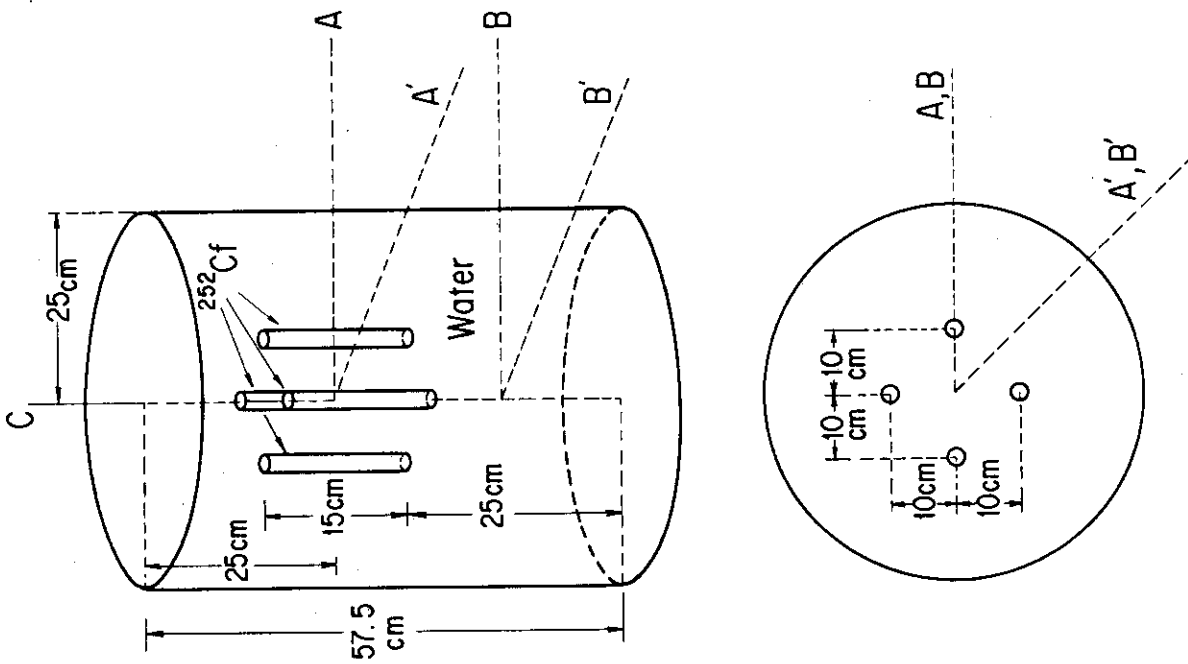


Fig. 13 Calculational model of sample problem 4.2.

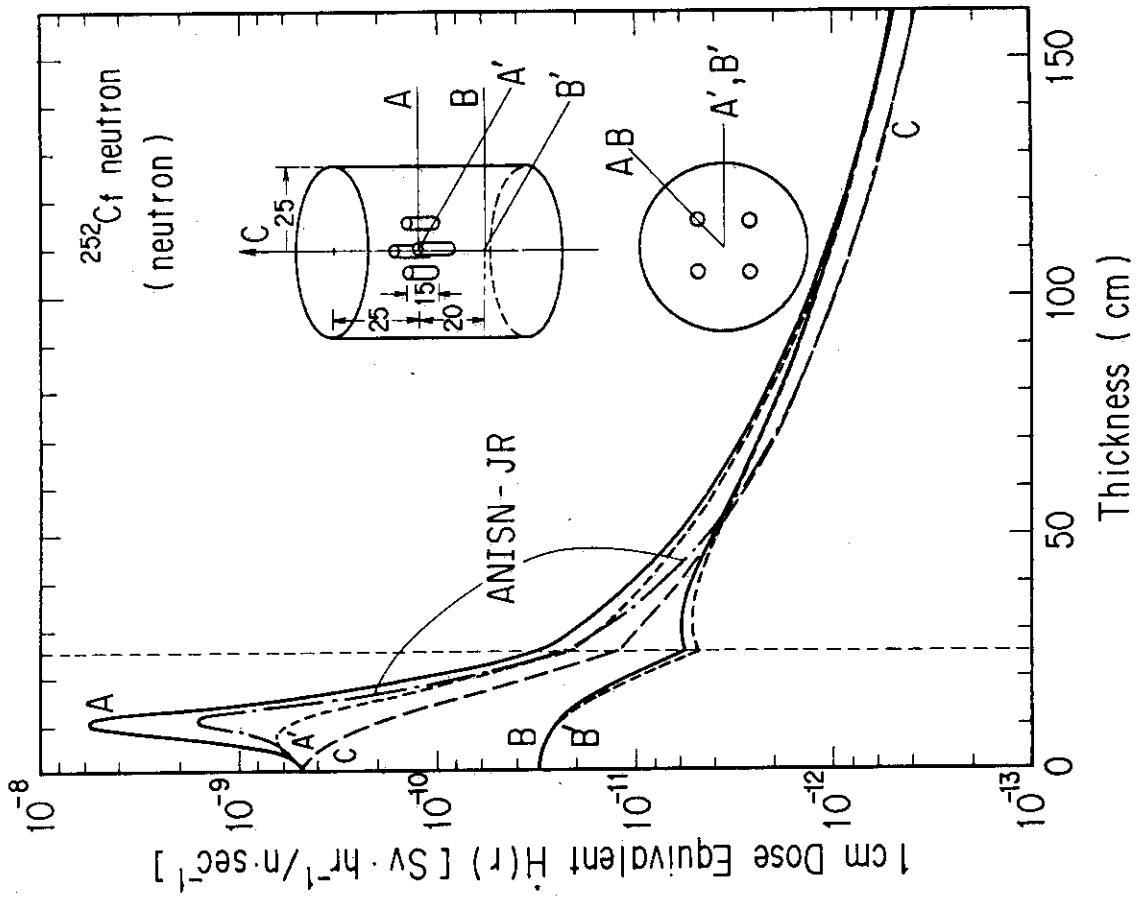


Fig. 14 Calculational result of neutron dose equivalent for sample problem 4.2.

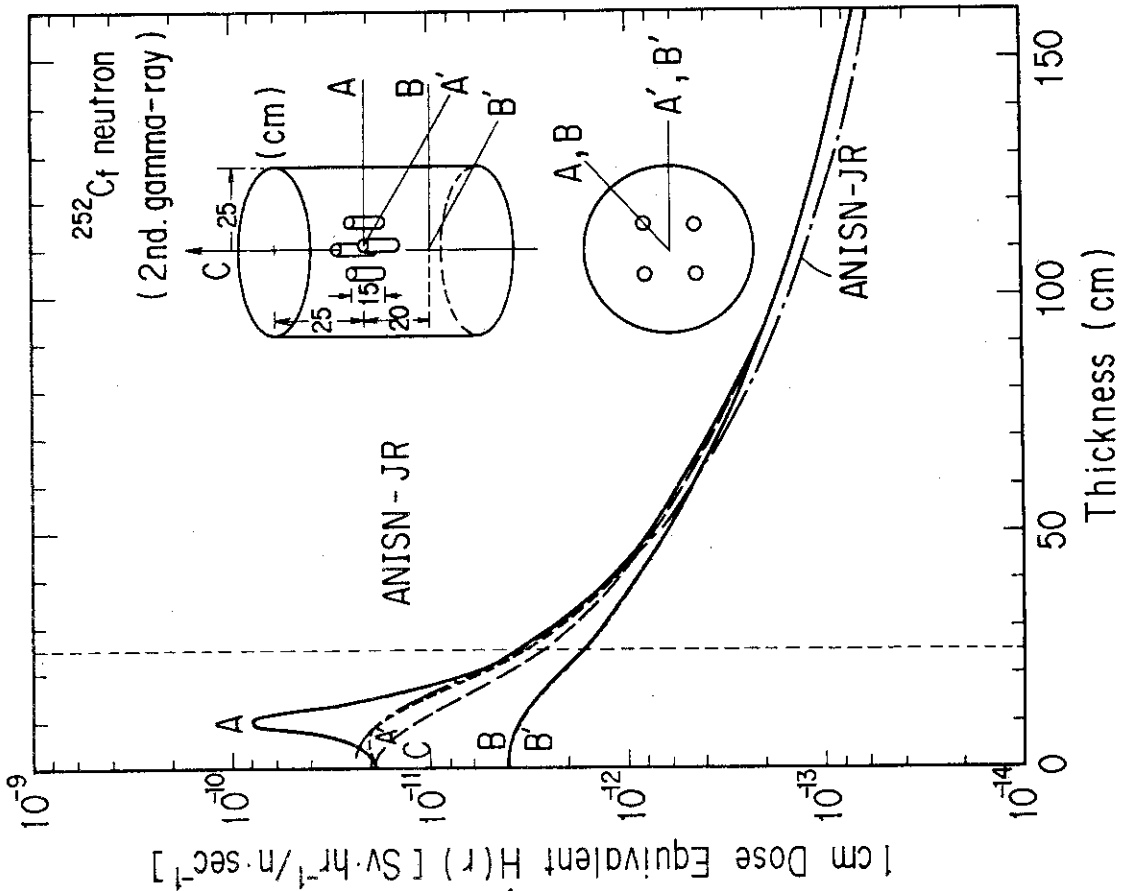


Fig. 15 Calculational result of secondary gamma ray dose equivalent for sample problem 4.2.

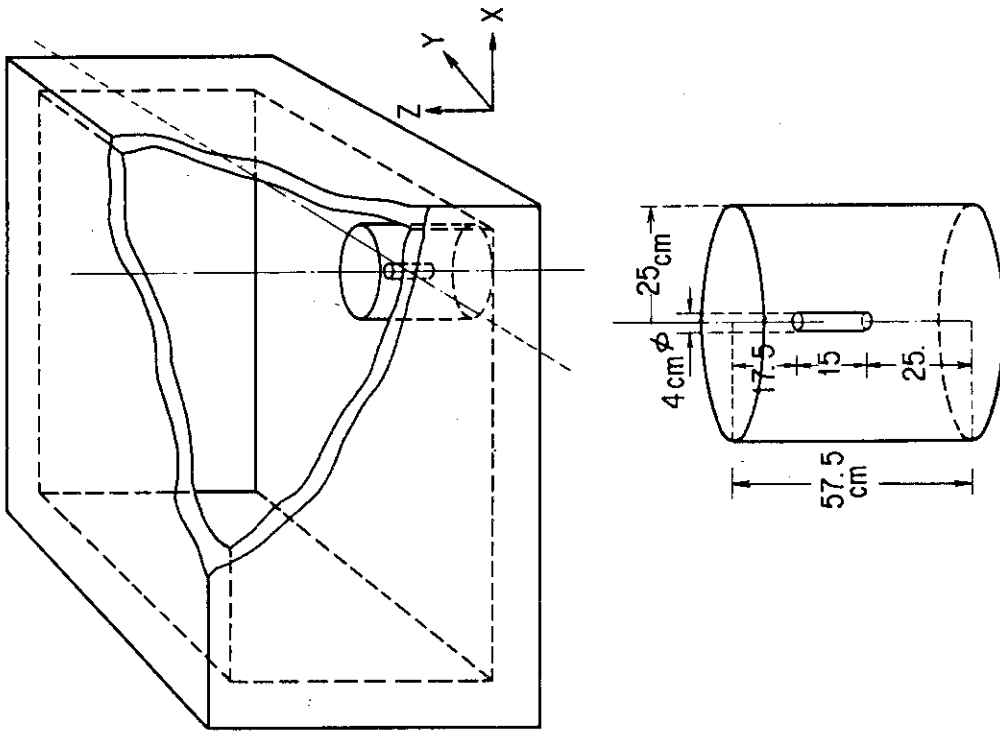


Fig. 16 Calculational model of sample problem 4.3.

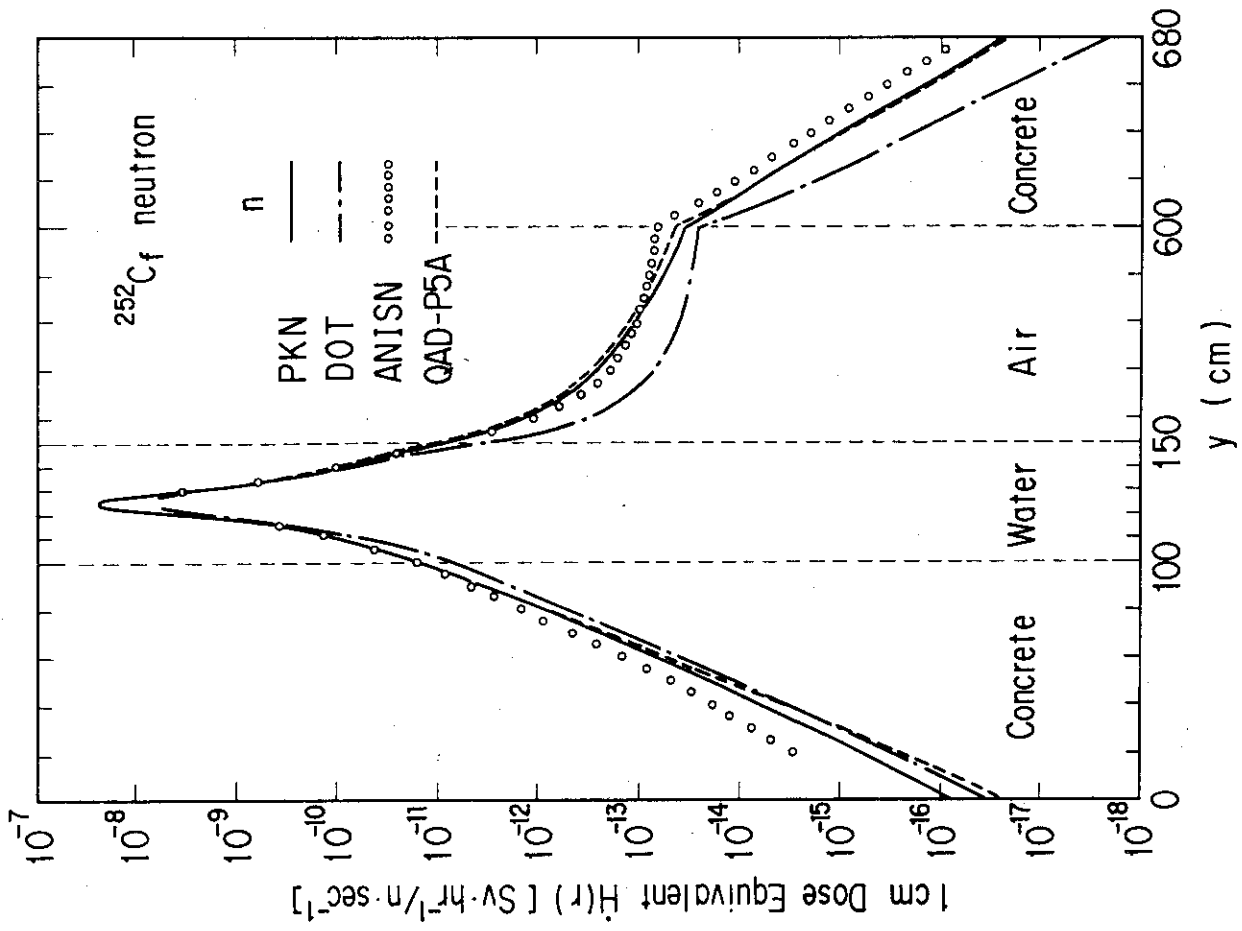


Fig. 18 Calculational result of neutron dose equivalent along Y-direction of sample problem 4.3.

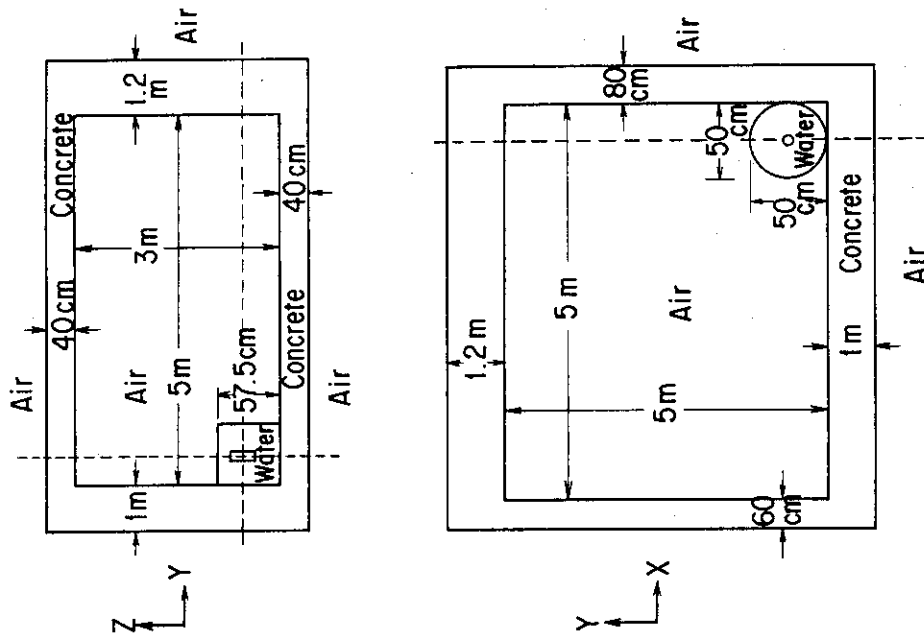


Fig. 17 Calculational model of sample problem 4.3.

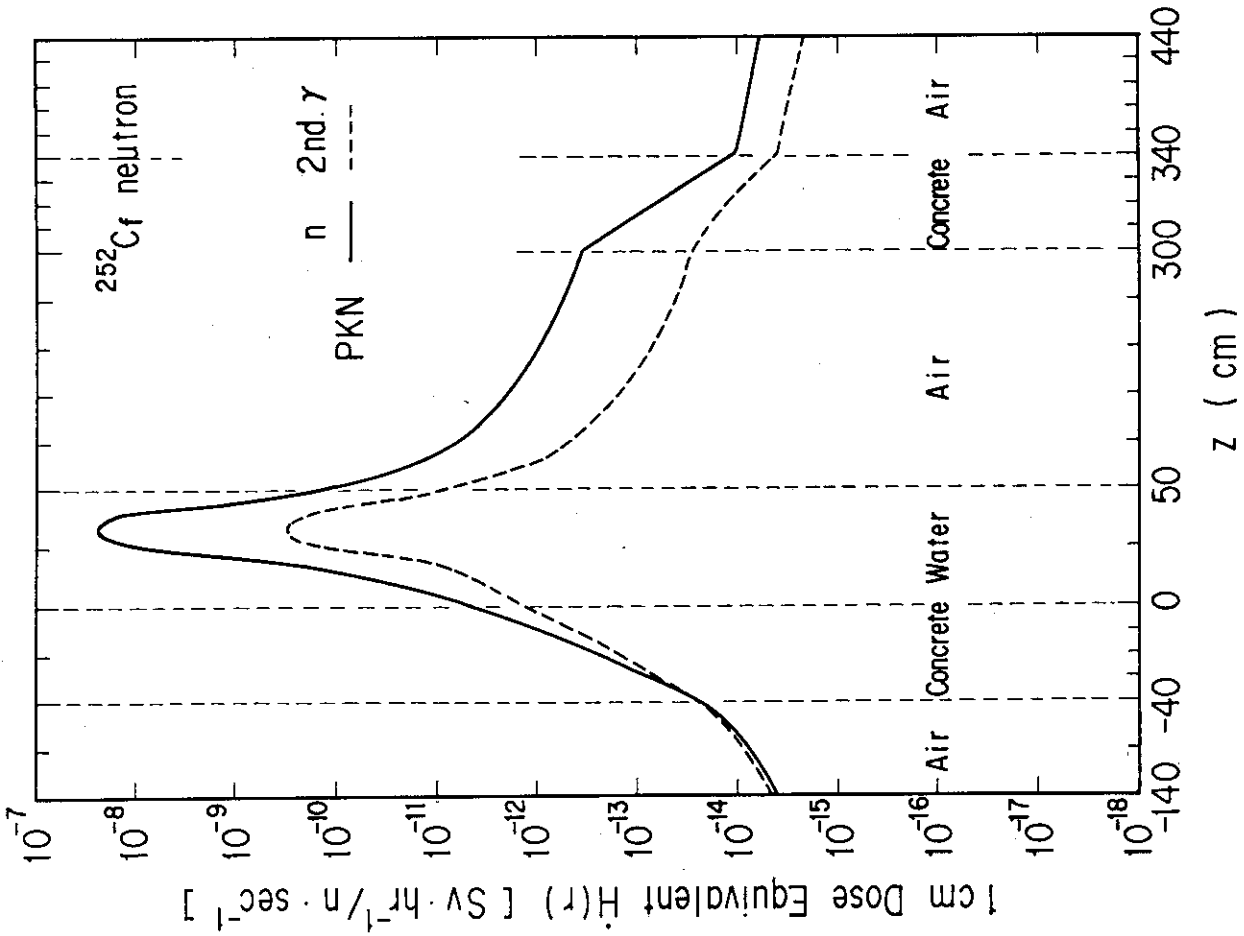


Fig. 20 Calculational result of neutron and secondary gamma ray dose equivalent along Z-direction of sample problem 4.3

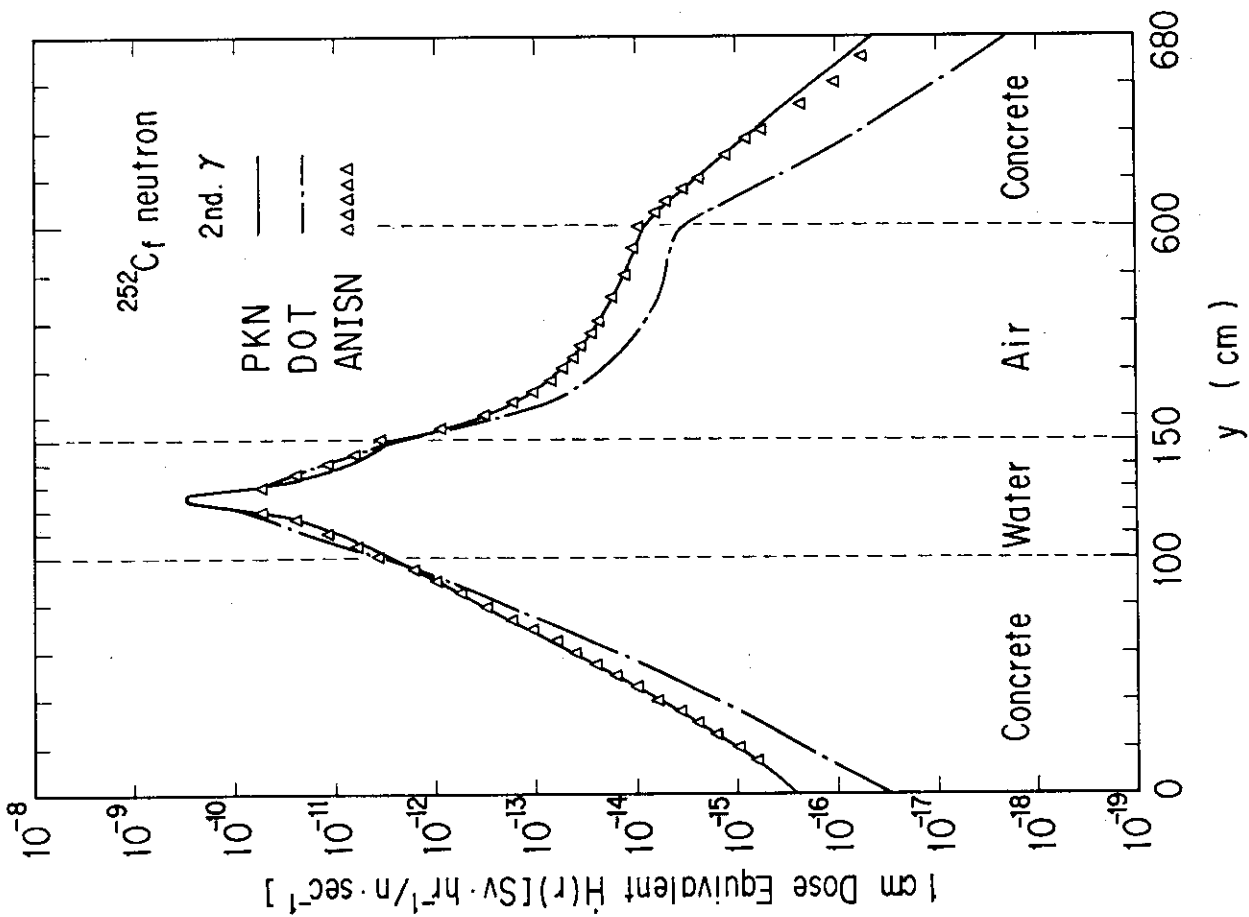


Fig. 19 Calculational result of secondary gamma ray dose equivalent along Y-direction of sample problem 4.3.

付 録

- A. 1 入力形式
- A. 2 入力例
- A. 3 出力形式と出力例
- A. 4 Energy spectrum of ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$ neutrons.
- A. 5 (1) Attenuation factors of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$ neutrons in water.
- A. 5 (2) Attenuation factors of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$ neutrons in concrete.
- A. 5 (3) Attenuation factors of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$ neutrons in iron.
- A. 6 Fitting parameters to 1 cm dose equivalent of neutrons and secondary gamma-rays for ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$.
- A. 7 (1) Infinite medium effect of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ^{252}Cf neutrons in water, concrete and iron.
- A. 7 (2) Infinite medium effect of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for $^{241}\text{Am-Be}$ neutrons in water, concrete and iron.

付録A.1 入力形式

入力情報は、次のCARD-AからCARD-Zまで必要である。計算体系は、直行座標系、球座標系、円筒座標系の3通りで入力可能であり、各3次元の3座標軸を表現するのに、一般的に、X1, X2, X3とした。X1, X2, X3軸は、直行座標系では、各々順番にX, Y, Z座標を表し、球座標ではR, θ , Ψ 座標を、円筒座標系ではR, Z, θ 座標を表すものとする。

長さはcm単位で、角度はdegree (度) で入力する。

CARD-A (A72) ; タイトル

CARD-B (1414) ;

NSX1 : 線源のX1座標の入力位置の総数

NSX2 : 線源のX2座標の入力位置の総数

NSX3 : 線源のX3座標の入力位置の総数

NREG : 領域の総数

NBOUND : 境界の総数

NSOPT : 線源の形状を記述する座標系(0/1/2)

= (円筒座標/直行座標/球座標)

ISRC : 線源角度分布の型(1/2)=(コサイン分布/線源分布は各々の座標軸に沿った重み付き値を使って計算される)

CARD-C (E10.3, 615) ; CID00, ((CID(I, J), I=1, 2), j=1, 3)

CID00 : 全線源強度(n/sec)

CID : コサイン型線源分布定数(ISRC≠1ならCIDは無視される。)

ISRC=1なら、

$$\begin{aligned} \text{線源強度}(X1, X2, X3) = & \text{CID00} * \text{COS}(\text{CID}(1, 1) * (X1 - \text{CID}(2, 1))) \\ & * \text{COS}(\text{CID}(1, 2) * (X2 - \text{CID}(2, 2))) \\ & * \text{COS}(\text{CID}(1, 3) * (X3 - \text{CID}(2, 3))) \end{aligned}$$

に従って、線源強度が計算される。

CARD-D (8E9.2) ; (SOX1(I), I=1, NSX1+1)

SOX1 : 線源強度を入力する線源体積のX1座標

CARD-E (8E9. 2) ; (SOX2(I), I=1, NSX2+1)
 SOX2 : 線源強度を入力する線源体積の X 2 座標

CARD-F (8E9. 2) ; (SOX3(I), I=1, NSX3+1)
 SOX3 : 線源強度を入力する線源体積の X 3 座標
 線源強度は、1 に規格化されている。

CARD-G (3E9. 2, I9, E9. 2) ;
 TSX1(I), TSX2(I), TSX3(I), ITS(I), WTS(I)
 TSX1 : 線源体積の中心の X 1 座標
 TSX2 : 線源体積の中心の X 2 座標
 TSX3 : 線源体積の中心の X 3 座標
 ITS : 線源体積の中心を記述する座標系 (0/1/2) = (円筒座標/直行座標/球座標)
 WTS : この線源体積の重み
 CARD-G は線源ブロックの数だけ繰り返す。

I 番目の線源の位置は、(SOX1+TSX1(I), SOX2+TSX2(I), SOX3+TSX3(I)) として計算される。

CARD-H (I36) ; ITS
 ITS=-2 と置く事で CARD-G 入力情報の終了を意味する

もし ISRC≠2 なら CARD-I, J, K は不要。

CARD-I (8E9. 2) ; (SWX1(I), I=1, NSX1+1)
 SWX1 : 線源体積の SOX1 座標に対する線源強度の重み

CARD-J (8E9. 2) ; (SWX2(I), I=1, NSX2+1)
 SWX2 : 線源体積の SOX2 座標に対する線源強度の重み

CARD-K (8E9. 2) ; (SWX3(I), I=1, NSX3+1)
 SWX3 : 線源体積の SOX3 座標に対する線源強度の重み

CARD-P & Q ;

```

DO 10 J=1,NBOUND
(CARD-P(213);)      (JID(I, J), I=1, 2)
(CARD-Q(1213);)    (KID(I, J), KIE(I, J), I=1, JID(1, J))
10 CONTINUE
    
```

JID(1, J) : この領域を記述するに必要な境界の数 (最大 6)
 この領域が計算する領域の外側にあるなら境界の数にマイナスを付ける (-6 ~ 6)

JID(2, J) : この領域の物質番号 (0/1/2/3)=(真空/水/コンクリート/鉄)
 空気層は、真空で代用する。尚、 ^{252}Cf と $^{241}\text{Am-B e}$ 中性子線源に対しては、JID(2, J)=(4/5/6)として、順番に(鉛/ポリエチレン/重コン)も計算できる。

KID : この領域を記述する境界番号 (CARD-RのNB(K)の値)
 この境界の向こう側の領域KIEが、この境界面の方程式に対して負の側にある場合にはマイナス符号をKIDに付ける。

KIE : KIDで記述される境界の向こう側の領域番号

各々の領域は、内に凸の部分を持つと、計算エラーが出る。この場合、内に凸の部分を持たない2個以上の領域に分割しなければならない。計算は、線源から始まって、外に向かい実行されるので、線源からみて、ある領域の向こう側にどの領域があるのかだけが問題になる。よって、CARD-P & Qも、線源領域から始まって、外の領域に行くように並べるのが計算上望ましい。

CARD-R (2 I 5, 7 E 9, 3) ; (NB(K), NEQBD(K), ABD(K), BBD(K),
 CBD(K), XOBD(K), YOBD(K), ZOBD(K), DBD(K), K=1, NBOUND)

NB : 境界番号 (1 から NBOUND までの境界分類 ID 番号)

NEQBD : 境界を記述する方程式の型番号 (1/2/3/4/5/6)
 =(General Quadratic/Spheroid, Conic or Cylinder/
 Cylinder Parallel to Z Axis/X Plane/Y Plane/Z Plane)

$$1: ABD \cdot X^2 + BBD \cdot Y^2 + CBD \cdot Z^2 + XOBD \cdot X + YOBD \cdot Y + ZOBD \cdot Z - K^2 = 0$$

$$2: ABD \cdot (Z - XOBD)^2 + BBD \cdot (Y - YOBD)^2 + CBD \cdot (Z - ZOBD)^2 - K^2 = 0$$

$$3: (X - XOBD)^2 + (Y - YOBD)^2 - K^2 = 0$$

$$4: X - K = 0$$

$$5: Y - K = 0$$

$$6: Z - K = 0$$

ABD : 上の方程式のABDの値
 BBD : 上の方程式のBBDの値
 CBD : 上の方程式のCBDの値
 XOBD : 上の方程式のXOBDの値
 YOBD : 上の方程式のYOBDの値
 ZOBD : 上の方程式のZOBDの値
 DBD : 上の方程式の K の値

CARD-S (3 I 5, 2 E 9. 3) ; IPP, IPD(1), IPD(2), PD6A, PD6B

IPP : 線源強度のエネルギー依存性(1/2/3/4/5/6)=(mono energy/
 spread energy/²³⁵U/²⁵²Cf/²⁴¹Am-Be/Watt formula)

IPD(1) : 線源情報入力 of 始め群(-1~59)

IPD(2) : 線源情報入力 of 終わりの群(-1~59)

IPP=1の時、IPD(2)=IPD(1)で表3に示されている線源番号を入力する。

ここでは、IPD(1)=-1~59。

IPP=2の時、IPD(2) ≥ IPD(1)であり、IPD(1)=1~59。

IPP=(3/4/5)の時、IPD(1)=IPD(2)=1とする。この時、式(3)に従って
 プログラムに内蔵された重みS_jを使って、計算される。

IPP=6の場合、PD6A, PD6Bの値と、

$$S(E) = N \times \exp(-PD6A \times E) \times \sinh(\sqrt{2} \times PD6B \times E)$$

の式から線源スペクトルを計算。S(E)は1に規格化される。

E : エネルギー (MeV)

IPP ≠ 6 ならPD6A, PD6Bは不要。

CARD-T (8 E 9. 3) ; (QID(I), I=1, IPD(2)-IPD(1)+1)

QID : IPP=2の時のIPD(1)からIPD(2)までのIPD(2)-IPD(1)+1個の線源強度
 (IPD(1) < IPD(2), IPD(2)-IPD(1)+1 < 1の時はこのCARDは不要)

IPP=6の時はQIDは計算上無視される。

CARD-X (3 E 9. 3, I 9) ; (RX1(I), RX2(I), RX3(I), NGM(I), I=1, NDET)

RX1 : 測定点のX1座標

RX2 : 測定点のX2座標

RX3 : 測定点のX3座標

NGM : 測定点を記述する座標(0/1/2)=(円筒座標/直行座標/球座標)

CARD-Xは、測定点の数だけ繰り返し入力する。

CARD-Z (I 3 6) ; IZT

IZT=-1と置く事で、CARD-X入力情報の終了、及び全入力情報の終了を
 意味する。

付録A. 2 入力例

入力例としては、計算例4.2での計算に使ったものをここに示す。

PROBLEM OA-03				252CF (R=2CM,Z=15CM) * POLY QADTOS.DAT(PBCFA932)				
4	6	8	5	12	0	2		
1.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
0.0	0.5	1.0	1.5	2.0				
25.	27.5	30.0	32.5	35.0	37.5	40.0		
0.0	45.0	90.0	135.0	180.0	225.0	270.0	315.0	
360.0								
-10.0	0.0	0.0	0.25					
0.0	10.0	0.0	0.25					
10.0	0.0	0.0	0.25					
0.0	-10.0	0.0	0.25					
			-2.					
1.0	1.0	1.0	1.0	1.0				
1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0		
1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	
1.0								
3	1							
1	2	-8	2	9	2			
3	1							
2	3	-7	3	10	3			
3	0							
3	4	-6	4	11	4			
3	0							
4	5	-5	5	12	5			
-1	0							
-5	4							
1	3	0.0	0.0	0.0			2.00	
2	3	0.0	0.0	0.0			25.00	
3	3	0.0	0.0	0.0			100.00	
4	3	0.0	0.0	0.0			200.00	
5	6	0.0	0.0	0.0			-400.00	
6	6	0.0	0.0	0.0			-160.00	
7	6	0.0	0.0	0.0			0.00	
8	6	0.0	0.0	0.0			25.00	
9	6	0.0	0.0	0.0			40.00	
10	6	0.0	0.0	0.0			57.50	
11	6	0.0	0.0	0.0			200.00	
12	6	0.0	0.0	0.0			400.00	
1	0	0						
1.00								
0.00	32.5	0.0	0					
1.00	32.5	0.0	0					
2.00	32.5	0.0	0					
5.00	32.5	0.0	0					
8.00	32.5	0.0	0					
9.00	32.5	0.0	0					
10.0	32.5	0.0	0					
11.0	32.5	0.0	0					
12.0	32.5	0.0	0					
15.0	32.5	0.0	0					
20.0	32.5	0.0	0					
25.0	32.5	0.0	0					
30.0	32.5	0.0	0					
40.0	32.5	0.0	0					
50.0	32.5	0.0	0					
75.0	32.5	0.0	0					
100.0	32.5	0.0	0					
125.0	32.5	0.0	0					

入力例つづき

160.0	32.5	0.0	0	CARD X1
0.00	12.5	0.0	0	CARD X1
1.00	12.5	0.0	0	CARD X1
2.00	12.5	0.0	0	CARD X1
5.00	12.5	0.0	0	CARD X1
8.00	12.5	0.0	0	CARD X1
9.00	12.5	0.0	0	CARD X1
10.0	12.5	0.0	0	CARD X1
11.0	12.5	0.0	0	CARD X1
12.0	12.5	0.0	0	CARD X1
15.0	12.5	0.0	0	CARD X1
20.0	12.5	0.0	0	CARD X1
25.0	12.5	0.0	0	CARD X1
30.0	12.5	0.0	0	CARD X1
40.0	12.5	0.0	0	CARD X1
50.0	12.5	0.0	0	CARD X1
75.0	12.5	0.0	0	CARD X1
100.0	12.5	0.0	0	CARD X1
125.0	12.5	0.0	0	CARD X1
160.0	12.5	0.0	0	CARD X1
0.00	32.5	0.7854	0	CARD X1
1.00	32.5	0.7854	0	CARD X1
2.00	32.5	0.7854	0	CARD X1
5.00	32.5	0.7854	0	CARD X1
8.00	32.5	0.7854	0	CARD X1
9.00	32.5	0.7854	0	CARD X1
10.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
11.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
12.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
15.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
20.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
25.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
30.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
40.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
50.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
75.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
100.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
125.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
160.0	32.5	0.7854	0	CARD X1
0.00	12.5	0.7854	0	CARD X1
1.00	12.5	0.7854	0	CARD X1
2.00	12.5	0.7854	0	CARD X1
5.00	12.5	0.7854	0	CARD X1
8.00	12.5	0.7854	0	CARD X1
10.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
12.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
15.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
20.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
25.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
30.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
40.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
50.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
75.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
100.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
125.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
160.0	12.5	0.7854	0	CARD X1
0.00	32.5	0.0	0	CARD X1
0.00	34.5	0.0	0	CARD X1
0.00	37.5	0.0	0	CARD X1
0.00	42.5	0.0	0	CARD X1
0.00	47.5	0.0	0	CARD X1
0.00	52.5	0.0	0	CARD X1
0.00	57.5	0.0	0	CARD X1
0.00	62.5	0.0	0	CARD X1
0.00	67.5	0.0	0	CARD X1
0.00	72.5	0.0	0	CARD X1
0.00	82.5	0.0	0	CARD X1
0.00	107.5	0.0	0	CARD X1
0.00	132.5	0.0	0	CARD X1
0.00	157.5	0.0	0	CARD X1
0.00	192.5	0.0	0	CARD X1
				CARD Z

付録A.3 出力形式と出力例

出力結果は、入力のカード-Xが示す測定位置に対応して線量当量が出る。

計算途中でエラーが生じると、リストにエラー情報が記述され、入力情報に矛盾がなければ次の測定点の計算に移行する。

計算エラーは、3種類考えられる。1つは、ジオメトリエラーで、その原因は、入力の幾何形状に矛盾がある場合である。2つ目は、計算上の面や領域の判断が困難である場合である。これは測定点を少し移動する事で、解除される事が多い。3つ目は、線源と測定点との距離が長すぎて、パラメータ自身のもつ適応限界距離を越えて計算に用いられると、減衰率計算が時に発散する場合がある。これは、線源エネルギーが、1 MeV以下の線源中性子の1 m以上の厚さを有する水中での計算でまれに起こり得る。これを避けるには、線源中性子エネルギーが1 MeV以下の場合、水遮蔽体の厚さを100 cm以上にしないようにする必要がある。

付録A.2の入力例に対応した出力例を以下に示す。

ATTENUATION OF DOSE EQUIVALENT WITH PKN

SOURCE ENERGY FROM SE(0) TO SE(0) SOURCE POINTS = 192
< MONOENERGETIC NEUTRON SOURCE >

NUM	X1	X2	X3	N-DOSE EQ. (SV*HR-1/N)	2.G-DOSE EQ. (SV*HR-1/N)
1	0.0	32.50	0.0	4.669E-10	1.857E-11
2	1.00	32.50	0.0	4.760E-10	1.871E-11
3	2.00	32.50	0.0	5.064E-10	1.916E-11
4	5.00	32.50	0.0	8.850E-10	2.446E-11
5	8.00	32.50	0.0	3.496E-09	5.593E-11
6	9.00	32.50	0.0	5.066E-09	7.380E-11
7	10.00	32.50	0.0	5.629E-09	7.999E-11
8	11.00	32.50	0.0	5.036E-09	7.259E-11
9	12.00	32.50	0.0	3.434E-09	5.351E-11
10	15.00	32.50	0.0	7.224E-10	1.840E-11
11	20.00	32.50	0.0	1.290E-10	6.914E-12
12	25.00	32.50	0.0	3.459E-11	3.610E-12
13	30.00	32.50	0.0	2.155E-11	2.336E-12
14	40.00	32.50	0.0	1.076E-11	1.233E-12
15	50.00	32.50	0.0	6.482E-12	7.682E-13
16	75.00	32.50	0.0	2.693E-12	3.327E-13
17	100.00	32.50	0.0	1.473E-12	1.854E-13
18	125.00	32.50	0.0	9.288E-13	1.181E-13
19	160.00	32.50	0.0	5.600E-13	7.187E-14
20	0.0	12.50	0.0	3.280E-11	4.139E-12
21	1.00	12.50	0.0	3.276E-11	4.133E-12
22	2.00	12.50	0.0	3.266E-11	4.117E-12
23	5.00	12.50	0.0	3.185E-11	4.003E-12
24	8.00	12.50	0.0	2.996E-11	3.790E-12
25	9.00	12.50	0.0	2.899E-11	3.696E-12
26	10.00	12.50	0.0	2.784E-11	3.593E-12
27	11.00	12.50	0.0	2.651E-11	3.479E-12
28	12.00	12.50	0.0	2.502E-11	3.357E-12

出力例つき

29	15.00	12.50	0.0	1.988E-11	2.953E-12
30	20.00	12.50	0.0	1.155E-11	2.258E-12
31	25.00	12.50	0.0	5.929E-12	1.661E-12
32	30.00	12.50	0.0	6.489E-12	1.366E-12
33	40.00	12.50	0.0	5.610E-12	9.134E-13
34	50.00	12.50	0.0	4.322E-12	6.343E-13
35	75.00	12.50	0.0	2.267E-12	3.057E-13
36	100.00	12.50	0.0	1.340E-12	1.768E-13
37	125.00	12.50	0.0	8.750E-13	1.146E-13
38	160.00	12.50	0.0	5.402E-13	7.055E-14
39	0.0	32.50	0.79	4.669E-10	1.857E-11
40	1.00	32.50	0.79	4.757E-10	1.871E-11
41	2.00	32.50	0.79	5.010E-10	1.908E-11
42	5.00	32.50	0.79	6.265E-10	2.077E-11
43	8.00	32.50	0.79	6.376E-10	2.021E-11
44	9.00	32.50	0.79	5.893E-10	1.909E-11
45	10.00	32.50	0.79	5.235E-10	1.765E-11
46	11.00	32.50	0.79	4.500E-10	1.602E-11
47	12.00	32.50	0.79	3.771E-10	1.436E-11
48	15.00	32.50	0.79	2.031E-10	9.988E-12
49	20.00	32.50	0.79	6.702E-11	5.493E-12
50	25.00	32.50	0.79	2.309E-11	3.239E-12
51	30.00	32.50	0.79	1.665E-11	2.213E-12
52	40.00	32.50	0.79	9.501E-12	1.212E-12
53	50.00	32.50	0.79	6.049E-12	7.629E-13
54	75.00	32.50	0.79	2.638E-12	3.322E-13
55	100.00	32.50	0.79	1.464E-12	1.853E-13
56	125.00	32.50	0.79	9.289E-13	1.180E-13
57	160.00	32.50	0.79	5.624E-13	7.181E-14
58	0.0	12.50	0.79	3.280E-11	4.139E-12
59	1.00	12.50	0.79	3.276E-11	4.133E-12
60	2.00	12.50	0.79	3.265E-11	4.117E-12
61	5.00	12.50	0.79	3.165E-11	3.998E-12
62	8.00	12.50	0.79	2.910E-11	3.768E-12
63	10.00	12.50	0.79	2.640E-11	3.555E-12
64	12.00	12.50	0.79	2.311E-11	3.304E-12
65	15.00	12.50	0.79	1.777E-11	2.889E-12
66	20.00	12.50	0.79	1.007E-11	2.202E-12
67	25.00	12.50	0.79	5.186E-12	1.624E-12
68	30.00	12.50	0.79	5.704E-12	1.344E-12
69	40.00	12.50	0.79	5.140E-12	9.065E-13
70	50.00	12.50	0.79	4.086E-12	6.319E-13
71	75.00	12.50	0.79	2.224E-12	3.054E-13
72	100.00	12.50	0.79	1.332E-12	1.767E-13
73	125.00	12.50	0.79	8.752E-13	1.145E-13
74	160.00	12.50	0.79	5.425E-13	7.049E-14
75	0.0	32.50	0.0	4.669E-10	1.857E-11
76	0.0	34.50	0.0	4.541E-10	1.821E-11
77	0.0	37.50	0.0	3.892E-10	1.636E-11
78	0.0	42.50	0.0	2.148E-10	1.127E-11
79	0.0	47.50	0.0	8.741E-11	6.822E-12
80	0.0	52.50	0.0	3.280E-11	4.139E-12
81	0.0	57.50	0.0	1.343E-11	2.636E-12
82	0.0	62.50	0.0	1.033E-11	1.899E-12
83	0.0	67.50	0.0	8.006E-12	1.424E-12
84	0.0	72.50	0.0	6.322E-12	1.104E-12
85	0.0	82.50	0.0	4.172E-12	7.164E-13
86	0.0	107.50	0.0	1.892E-12	3.222E-13
87	0.0	132.50	0.0	1.066E-12	1.818E-13
88	0.0	157.50	0.0	6.817E-13	1.165E-13
89	0.0	192.50	0.0	4.151E-13	7.117E-14

Table A.4 Energy spectrum of ²⁵²Cf and ²⁴¹Am-Be neutrons.

	ENERGY(MEV)	252CF (N/SEC)	241AM-BE (N/SEC)	ENERGY(MEV)	252CF (N/SEC)	241AM-BE (N/SEC)
1	1.49E+07 - 1.35E+07	2.112E-04	0.0	8.66E+04 - 6.74E+04	2.697E-03	0.0
2	1.35E+07 - 1.22E+07	4.807E-04	0.0	6.74E+04 - 5.25E+04	1.861E-03	0.0
3	1.22E+07 - 1.11E+07	9.898E-04	0.0	5.25E+04 - 4.09E+04	1.288E-03	0.0
4	1.11E+07 - 1.00E+07	1.866E-03	1.066E-02	4.09E+04 - 3.18E+04	8.906E-04	0.0
5	1.00E+07 - 9.05E+06	3.246E-03	3.653E-02	3.18E+04 - 2.48E+04	6.148E-04	0.0
6	9.05E+06 - 8.19E+06	5.252E-03	3.161E-02	2.48E+04 - 1.93E+04	4.240E-04	0.0
7	8.19E+06 - 7.41E+06	7.965E-03	5.645E-02	1.93E+04 - 1.50E+04	2.923E-04	0.0
8	7.41E+06 - 6.70E+06	1.140E-02	5.103E-02	1.50E+04 - 1.17E+04	2.012E-04	0.0
9	6.70E+06 - 6.07E+06	1.547E-02	4.055E-02	1.17E+04 - 9.12E+03	1.385E-04	0.0
10	6.07E+06 - 5.49E+06	2.004E-02	4.252E-02	9.12E+03 - 7.10E+03	9.534E-05	0.0
11	5.49E+06 - 4.97E+06	2.488E-02	6.874E-02	7.10E+03 - 5.53E+03	6.559E-05	0.0
12	4.97E+06 - 4.49E+06	2.975E-02	6.950E-02	5.53E+03 - 4.31E+03	4.511E-05	0.0
13	4.49E+06 - 4.07E+06	3.438E-02	9.380E-02	4.31E+03 - 3.35E+03	3.102E-05	0.0
14	4.07E+06 - 3.68E+06	3.854E-02	6.696E-02	3.35E+03 - 2.61E+03	2.133E-05	0.0
15	3.68E+06 - 3.33E+06	4.204E-02	7.263E-02	2.61E+03 - 2.03E+03	1.467E-05	0.0
16	3.33E+06 - 3.01E+06	4.476E-02	8.003E-02	2.03E+03 - 1.58E+03	1.008E-05	0.0
17	3.01E+06 - 2.73E+06	4.661E-02	7.211E-02	1.58E+03 - 1.23E+03	6.931E-06	0.0
18	2.73E+06 - 2.47E+06	4.759E-02	5.235E-02	1.23E+03 - 9.61E+02	4.765E-06	0.0
19	2.47E+06 - 2.23E+06	4.777E-02	3.774E-02	9.61E+02 - 7.49E+02	3.275E-06	0.0
20	2.23E+06 - 2.02E+06	4.717E-02	3.299E-02	7.49E+02 - 5.83E+02	2.251E-06	0.0
21	2.02E+06 - 1.83E+06	4.597E-02	3.011E-02	5.83E+02 - 4.54E+02	1.547E-06	0.0
22	1.83E+06 - 1.65E+06	4.419E-02	2.703E-02	4.54E+02 - 3.54E+02	1.064E-06	0.0
23	1.65E+06 - 1.50E+06	4.204E-02	2.427E-02	3.54E+02 - 2.75E+02	7.310E-07	0.0
24	1.50E+06 - 1.35E+06	3.957E-02	2.242E-02	2.75E+02 - 2.14E+02	5.024E-07	0.0
25	1.35E+06 - 1.22E+06	3.693E-02	2.039E-02	2.14E+02 - 1.67E+02	3.453E-07	0.0
26	1.22E+06 - 1.11E+06	3.419E-02	0.0	1.67E+02 - 1.30E+02	2.374E-07	0.0
27	1.11E+06 - 1.00E+06	3.138E-02	0.0	1.30E+02 - 1.01E+02	1.631E-07	0.0
28	1.00E+06 - 9.07E+05	2.865E-02	0.0	1.01E+02 - 7.89E+01	1.121E-07	0.0
29	9.07E+05 - 8.21E+05	2.600E-02	0.0	7.89E+01 - 6.14E+01	7.706E-08	0.0
30	8.21E+05 - 7.43E+05	2.346E-02	0.0	6.14E+01 - 4.79E+01	5.296E-08	0.0
31	7.43E+05 - 6.72E+05	2.108E-02	0.0	4.79E+01 - 3.73E+01	3.640E-08	0.0
32	6.72E+05 - 6.08E+05	1.886E-02	0.0	3.73E+01 - 2.90E+01	2.502E-08	0.0
33	6.08E+05 - 5.50E+05	1.681E-02	0.0	2.90E+01 - 2.26E+01	1.719E-08	0.0
34	5.50E+05 - 4.98E+05	1.493E-02	0.0	2.26E+01 - 1.76E+01	1.182E-08	0.0
35	4.98E+05 - 4.50E+05	1.322E-02	0.0	1.76E+01 - 1.37E+01	8.120E-09	0.0
36	4.50E+05 - 4.08E+05	1.167E-02	0.0	1.37E+01 - 1.07E+01	5.583E-09	0.0
37	4.08E+05 - 3.69E+05	1.028E-02	0.0	1.07E+01 - 8.32E+00	3.837E-09	0.0
38	3.69E+05 - 3.34E+05	9.031E-03	0.0	8.32E+00 - 6.48E+00	2.637E-09	0.0
39	3.34E+05 - 3.02E+05	7.920E-03	0.0	6.48E+00 - 5.04E+00	1.812E-09	0.0
40	3.02E+05 - 2.73E+05	6.932E-03	0.0	5.04E+00 - 3.93E+00	1.246E-09	0.0
41	2.73E+05 - 2.47E+05	6.059E-03	0.0	3.93E+00 - 3.06E+00	8.561E-10	0.0
42	2.47E+05 - 2.24E+05	5.288E-03	0.0	3.06E+00 - 2.38E+00	5.883E-10	0.0
43	2.24E+05 - 2.02E+05	4.609E-03	0.0	2.38E+00 - 1.86E+00	4.044E-10	0.0
44	2.02E+05 - 1.83E+05	4.011E-03	0.0	1.86E+00 - 1.44E+00	2.779E-10	0.0
45	1.83E+05 - 1.66E+05	3.488E-03	0.0	1.44E+00 - 1.13E+00	1.910E-10	0.0
46	1.66E+05 - 1.50E+05	3.030E-03	0.0	1.13E+00 - 8.76E-01	1.313E-10	0.0
47	1.50E+05 - 1.36E+05	2.630E-03	0.0	8.76E-01 - 6.83E-01	9.023E-11	0.0
48	1.36E+05 - 1.23E+05	2.282E-03	0.0	6.83E-01 - 5.32E-01	6.201E-11	0.0
49	1.23E+05 - 1.11E+05	1.976E-03	0.0	5.32E-01 - 4.14E-01	4.262E-11	0.0
50	1.11E+05 - 8.66E+04	3.842E-03	0.0	4.14E-01 - 1.00E-03	9.067E-11	0.0

Table A.5(1) Attenuation factors of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ²⁵²Cf and ²⁴¹Am-Be neutrons in water.

1CM	TOTAL NEUTRON				DOSE EQUIVALENT RATE AND ATTENUATION FACTOR				DOSE EQUIVALENT RATE AND ATTENUATION FACTOR			
	-1				0				0			
	241AM-BE		252CF		241AM-BE		252CF		241AM-BE		252CF	
I	R(CM)	HN(SV/HR)	ATT.F-N	HN(SV/HR)	ATT.F-N	I	R(CM)	HN(SV/HR)	ATT.F-N	HN(SV/HR)	ATT.F-N	
1	5.0	5.71E-09	1.47E+00	4.25E-09	1.09E+00	1	5.0	3.51E-11	9.01E-03	5.04E-11	1.29E-02	
2	10.0	9.68E-10	9.95E-01	5.88E-10	6.04E-01	2	10.0	1.98E-11	2.03E-02	2.46E-11	2.52E-02	
3	15.0	2.76E-10	6.38E-01	1.40E-10	3.23E-01	3	15.0	1.09E-11	2.53E-02	1.18E-11	2.73E-02	
4	20.0	9.50E-11	3.91E-01	4.12E-11	1.69E-01	4	20.0	6.17E-12	2.53E-02	6.07E-12	2.49E-02	
5	25.0	3.64E-11	2.34E-01	1.38E-11	8.88E-02	5	25.0	3.62E-12	2.32E-02	3.38E-12	2.17E-02	
6	30.0	1.50E-11	1.39E-01	5.13E-12	4.74E-02	6	30.0	2.22E-12	2.05E-02	2.02E-12	1.87E-02	
7	35.0	6.56E-12	8.26E-02	2.05E-12	2.57E-02	7	35.0	1.41E-12	1.77E-02	1.27E-12	1.60E-02	
8	40.0	3.02E-12	4.97E-02	8.73E-13	1.43E-02	8	40.0	9.34E-13	1.53E-02	8.39E-13	1.38E-02	
9	45.0	1.42E-12	2.96E-02	3.86E-13	8.02E-03	9	45.0	6.28E-13	1.31E-02	5.64E-13	1.17E-02	
10	50.0	6.91E-13	1.77E-02	1.77E-13	4.54E-03	10	50.0	4.31E-13	1.11E-02	3.88E-13	9.97E-03	
11	55.0	3.43E-13	1.06E-02	8.37E-14	2.60E-03	11	55.0	3.01E-13	9.37E-03	2.72E-13	8.44E-03	
12	60.0	1.73E-13	6.41E-03	4.07E-14	1.50E-03	12	60.0	2.14E-13	7.91E-03	1.93E-13	7.13E-03	
13	65.0	8.91E-14	3.87E-03	2.02E-14	8.77E-04	13	65.0	1.54E-13	6.66E-03	1.38E-13	6.01E-03	
14	70.0	4.65E-14	2.34E-03	1.02E-14	5.16E-04	14	70.0	1.11E-13	5.60E-03	1.00E-13	5.05E-03	
15	75.0	2.46E-14	1.42E-03	5.29E-15	3.05E-04	15	75.0	8.15E-14	4.71E-03	7.33E-14	4.23E-03	
16	80.0	1.31E-14	8.62E-04	2.77E-15	1.82E-04	16	80.0	6.00E-14	3.95E-03	5.39E-14	3.54E-03	
17	85.0	7.06E-15	5.24E-04	1.47E-15	1.09E-04	17	85.0	4.45E-14	3.30E-03	3.99E-14	2.96E-03	
18	90.0	3.83E-15	3.18E-04	7.88E-16	6.55E-05	18	90.0	3.32E-14	2.76E-03	2.96E-14	2.47E-03	
19	95.0	2.09E-15	1.94E-04	4.27E-16	3.96E-05	19	95.0	2.49E-14	2.31E-03	2.21E-14	2.05E-03	
20	100.0	1.15E-15	1.18E-04	2.34E-16	2.41E-05	20	100.0	1.88E-14	1.93E-03	1.67E-14	1.71E-03	
21	105.0	6.37E-16	7.22E-05	1.30E-16	1.47E-05	21	105.0	1.42E-14	1.61E-03	1.25E-14	1.42E-03	
22	110.0	3.54E-16	4.40E-05	7.24E-17	9.00E-06	22	110.0	1.08E-14	1.34E-03	9.46E-15	1.18E-03	
23	115.0	1.97E-16	2.67E-05	4.03E-17	5.47E-06	23	115.0	8.20E-15	1.11E-03	7.16E-15	9.72E-04	
24	120.0	1.10E-16	1.63E-05	2.29E-17	3.39E-06	24	120.0	6.26E-15	9.27E-04	5.43E-15	8.04E-04	
25	125.0	6.21E-17	9.97E-06	1.30E-17	2.09E-06	25	125.0	4.80E-15	7.70E-04	4.13E-15	6.64E-04	
26	130.0	3.49E-17	6.06E-06	7.40E-18	1.28E-06	26	130.0	3.69E-15	6.40E-04	3.15E-15	5.47E-04	
27	135.0	1.98E-17	3.71E-06	4.25E-18	7.96E-07	27	135.0	2.84E-15	5.32E-04	2.41E-15	4.51E-04	
28	140.0	1.12E-17	2.26E-06	2.45E-18	4.93E-07	28	140.0	2.19E-15	4.42E-04	1.85E-15	3.72E-04	
29	145.0	6.37E-18	1.38E-06	1.42E-18	3.06E-07	29	145.0	1.70E-15	3.67E-04	1.41E-15	3.06E-04	
30	150.0	3.65E-18	8.43E-07	8.25E-19	1.91E-07	30	150.0	1.32E-15	3.05E-04	1.09E-15	2.51E-04	
31	155.0	2.09E-18	5.15E-07	4.82E-19	1.19E-07	31	155.0	1.03E-15	2.53E-04	8.37E-16	2.07E-04	
32	160.0	1.19E-18	3.13E-07	2.82E-19	7.42E-08	32	160.0	8.00E-16	2.11E-04	6.45E-16	1.70E-04	
33	165.0	6.87E-19	1.92E-07	1.66E-19	4.64E-08	33	165.0	6.26E-16	1.75E-04	4.98E-16	1.39E-04	
34	170.0	3.95E-19	1.17E-07	9.80E-20	2.91E-08	34	170.0	4.91E-16	1.46E-04	3.85E-16	1.14E-04	
35	175.0	2.27E-19	7.15E-08	5.82E-20	1.83E-08	35	175.0	3.87E-16	1.22E-04	2.99E-16	9.41E-05	
36	180.0	1.32E-19	4.39E-08	3.46E-20	1.15E-08	36	180.0	3.05E-16	1.01E-04	2.32E-16	7.72E-05	
37	185.0	7.61E-20	2.68E-08	2.05E-20	7.21E-09	37	185.0	2.40E-16	8.45E-05	1.80E-16	6.33E-05	
38	190.0	4.42E-20	1.64E-08	1.23E-20	4.55E-09	38	190.0	1.90E-16	7.06E-05	1.40E-16	5.19E-05	
39	195.0	2.55E-20	9.97E-09	7.29E-21	2.85E-09	39	195.0	1.51E-16	5.89E-05	1.09E-16	4.25E-05	
40	200.0	1.49E-20	6.11E-09	4.40E-21	1.81E-09	40	200.0	1.20E-16	4.93E-05	8.49E-17	3.49E-05	
41	205.0	8.58E-21	3.71E-09	2.63E-21	1.13E-09	41	205.0	9.56E-17	4.13E-05	6.62E-17	2.86E-05	
42	210.0	5.03E-21	2.28E-09	1.59E-21	7.20E-10	42	210.0	7.65E-17	3.46E-05	5.18E-17	2.35E-05	
43	215.0	2.92E-21	1.39E-09	9.55E-22	4.54E-10	43	215.0	6.12E-17	2.91E-05	4.05E-17	1.92E-05	
44	220.0	1.71E-21	8.52E-10	5.80E-22	2.89E-10	44	220.0	4.92E-17	2.45E-05	3.18E-17	1.58E-05	

Table A.5(2) Attenuation factors of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ²⁵²Cf and ²⁴¹Am-Be neutrons in concrete.

1CM	TOTAL NEUTRON				CONCRETE/02A				DOSE EQUIVALENT RATE AND ATTENUATION FACTOR			
	241AM-BE		252CF		241AM-BE		252CF		241AM-BE		252CF	
	I	R(CH)	HN(SV/HR)	ATT.F-N	I	R(CH)	HN(SV/HR)	ATT.F-N	I	R(CH)	HN(SV/HR)	ATT.F-N
1	5.0	7.91E-09	2.03E+00	6.96E-09	1.79E+00	1.48E-09	1.52E+00	2.71E-11	6.95E-03	2.15E-11	5.52E-03	
2	10.0	1.88E-09	1.93E+00	1.48E-09	1.52E+00	5.16E-10	1.19E+00	1.37E-11	1.41E-02	1.40E-11	1.44E-02	
3	15.0	7.31E-10	1.69E+00	5.16E-10	1.19E+00	2.16E-10	8.88E-01	9.06E-12	2.09E-02	1.00E-11	2.31E-02	
4	20.0	3.34E-10	1.37E+00	2.16E-10	8.88E-01	9.94E-11	6.38E-01	6.32E-12	2.60E-02	7.04E-12	2.89E-02	
5	25.0	1.65E-10	1.06E+00	9.94E-11	6.38E-01	4.84E-11	4.47E-01	4.42E-12	2.84E-02	4.80E-12	3.08E-02	
6	30.0	8.57E-11	7.92E-01	4.84E-11	4.47E-01	2.45E-11	3.08E-01	2.09E-12	2.63E-02	3.19E-12	2.95E-02	
7	35.0	4.57E-11	5.75E-01	2.45E-11	3.08E-01	1.28E-11	2.11E-01	1.43E-12	2.35E-02	2.08E-12	2.62E-02	
8	40.0	2.52E-11	4.14E-01	1.28E-11	2.11E-01	6.79E-12	1.41E-01	9.55E-13	1.99E-02	1.35E-12	2.23E-02	
9	45.0	1.39E-11	2.90E-01	6.79E-12	1.41E-01	3.65E-12	9.37E-02	6.33E-13	1.63E-02	8.65E-13	1.80E-02	
10	50.0	7.79E-12	2.00E-01	3.65E-12	9.37E-02	1.98E-12	6.17E-02	4.18E-13	1.30E-02	5.51E-13	1.42E-02	
11	55.0	4.40E-12	1.37E-01	1.98E-12	6.17E-02	1.09E-12	4.04E-02	2.75E-13	1.02E-02	3.51E-13	1.09E-02	
12	60.0	2.51E-12	9.28E-02	1.09E-12	4.04E-02	6.06E-13	2.63E-02	1.81E-13	7.85E-03	2.23E-13	8.26E-03	
13	65.0	1.44E-12	6.25E-02	6.06E-13	2.63E-02	3.39E-13	1.70E-02	1.19E-13	5.98E-03	1.43E-13	6.20E-03	
14	70.0	8.30E-13	4.18E-02	3.39E-13	1.70E-02	1.91E-13	1.10E-02	7.81E-14	4.51E-03	9.16E-14	4.61E-03	
15	75.0	4.82E-13	2.78E-02	1.91E-13	1.10E-02	1.08E-13	7.12E-03	5.14E-14	3.38E-03	5.90E-14	3.41E-03	
16	80.0	2.81E-13	1.85E-02	1.08E-13	7.12E-03	6.18E-14	4.59E-03	3.39E-14	2.52E-03	3.82E-14	2.51E-03	
17	85.0	1.64E-13	1.22E-02	6.18E-14	4.59E-03	3.54E-14	2.95E-03	2.24E-14	1.87E-03	2.49E-14	1.83E-03	
18	90.0	9.65E-14	8.03E-03	3.54E-14	2.95E-03	2.04E-14	1.89E-03	1.49E-14	1.38E-03	1.63E-14	1.36E-03	
19	95.0	5.69E-14	5.27E-03	2.04E-14	1.89E-03	1.18E-14	1.21E-03	9.92E-15	1.02E-03	1.07E-14	9.95E-04	
20	100.0	3.37E-14	3.46E-03	1.18E-14	1.21E-03	8.86E-15	7.77E-04	6.63E-15	7.51E-04	7.12E-15	7.32E-04	
21	105.0	2.00E-14	2.27E-03	8.86E-15	7.77E-04	6.86E-15	4.96E-04	4.44E-15	5.52E-04	4.75E-15	5.37E-04	
22	110.0	1.19E-14	1.48E-03	6.86E-15	4.96E-04	3.99E-15	3.16E-04	2.98E-15	4.05E-04	3.18E-15	3.95E-04	
23	115.0	7.07E-15	9.60E-04	3.99E-15	3.16E-04	2.33E-15	2.02E-04	2.02E-15	2.98E-04	2.13E-15	2.90E-04	
24	120.0	4.23E-15	6.25E-04	2.33E-15	2.02E-04	1.37E-15	1.29E-04	1.37E-15	2.19E-04	1.44E-15	2.14E-04	
25	125.0	2.53E-15	4.06E-04	1.37E-15	1.29E-04	8.02E-16	8.18E-05	9.29E-16	1.61E-04	9.82E-16	1.58E-04	
26	130.0	1.51E-15	2.63E-04	8.02E-16	8.18E-05	4.71E-16	5.22E-05	6.35E-16	1.19E-04	6.70E-16	1.16E-04	
27	135.0	9.11E-16	1.71E-04	4.71E-16	5.22E-05	2.79E-16	3.32E-05	4.35E-16	8.77E-05	4.60E-16	8.61E-05	
28	140.0	5.49E-16	1.10E-04	2.79E-16	3.32E-05	1.65E-16	2.11E-05	2.99E-16	6.47E-05	3.17E-16	6.38E-05	
29	145.0	3.30E-16	7.13E-05	1.65E-16	2.11E-05	9.77E-17	1.34E-05	2.07E-16	4.79E-05	2.19E-16	4.73E-05	
30	150.0	2.00E-16	4.62E-05	9.77E-17	1.34E-05	5.82E-17	8.55E-06	1.44E-16	3.54E-05	1.52E-16	3.52E-05	
31	155.0	1.21E-16	2.98E-05	5.82E-17	8.55E-06	3.47E-17	5.43E-06	9.99E-17	2.63E-05	1.06E-16	2.62E-05	
32	160.0	7.30E-17	1.92E-05	3.47E-17	5.43E-06	2.06E-17	3.46E-06	6.98E-17	1.95E-05	7.41E-17	1.95E-05	
33	165.0	4.44E-17	1.24E-05	2.06E-17	3.46E-06	1.24E-17	2.20E-06	4.89E-17	1.45E-05	5.21E-17	1.46E-05	
34	170.0	2.70E-17	8.00E-06	1.24E-17	2.20E-06	7.40E-18	1.40E-06	3.44E-17	1.08E-05	3.66E-17	1.09E-05	
35	175.0	1.64E-17	5.16E-06	7.40E-18	1.40E-06	4.44E-18	8.92E-07	2.43E-17	8.09E-06	2.59E-17	8.16E-06	
36	180.0	1.00E-17	3.33E-06	4.44E-18	8.92E-07	2.68E-18	5.64E-07	1.71E-17	6.03E-06	1.84E-17	6.12E-06	
37	185.0	6.08E-18	2.14E-06	2.68E-18	5.64E-07	1.60E-18	3.60E-07	1.22E-17	4.51E-06	1.30E-17	4.58E-06	
38	190.0	3.72E-18	1.38E-06	1.60E-18	3.60E-07	9.70E-19	2.27E-07	8.63E-18	3.37E-06	9.28E-18	3.44E-06	
39	195.0	2.26E-18	8.83E-07	9.70E-19	2.27E-07	5.82E-19	1.45E-07	6.15E-18	2.53E-06	6.61E-18	2.58E-06	
40	200.0	1.39E-18	5.70E-07	5.82E-19	1.45E-07	3.53E-19	9.18E-08	4.38E-18	1.89E-06	4.73E-18	1.94E-06	
41	205.0	8.45E-19	3.65E-07	3.53E-19	9.18E-08	2.13E-19	5.85E-08	3.14E-18	1.42E-06	3.38E-18	1.46E-06	
42	210.0	5.19E-19	2.35E-07	2.13E-19	5.85E-08	1.29E-19	3.70E-08	2.25E-18	1.07E-06	2.43E-18	1.10E-06	
43	215.0	3.17E-19	1.50E-07	1.29E-19	3.70E-08	7.80E-20	2.36E-08	1.62E-18	8.03E-07	1.75E-18	8.29E-07	
44	220.0	1.95E-19	9.69E-08	7.80E-20	2.36E-08	4.75E-20	1.46E-08	1.16E-18	6.26E-07	1.26E-18	6.26E-07	

Table A.5(3) Attenuation factors of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ²⁵²Cf and ²⁴¹Am-Be neutrons in iron.

TOTAL NEUTRON				SECONDARY GAMMA			
-1				0			
241AM-BE				252CF			
1CM	DOSE EQUIVALENT RATE AND ATTENUATION FACTOR	IRON	1CM	DOSE EQUIVALENT RATE AND ATTENUATION FACTOR	IRON	1CM	DOSE EQUIVALENT RATE AND ATTENUATION FACTOR
I	R(CM)	HN(SV/HR)	ATT. F-N	HN(SV/HR)	ATT. F-N	HN(SV/HR)	ATT. F-N
1	5.0	1.02E-08	2.63E+00	9.18E-09	2.36E+00	3.45E-11	8.86E-03
2	10.0	2.82E-09	2.90E+00	2.65E-09	2.72E+00	6.43E-12	6.61E-03
3	15.0	1.29E-09	2.98E+00	1.26E-09	2.92E+00	2.13E-12	4.92E-03
4	20.0	7.20E-10	2.96E+00	6.87E-10	2.82E+00	9.15E-13	3.76E-03
5	25.0	4.61E-10	2.96E+00	4.17E-10	2.68E+00	5.02E-13	3.22E-03
6	30.0	3.05E-10	2.82E+00	2.71E-10	2.50E+00	3.37E-13	3.11E-03
7	35.0	1.93E-10	2.43E+00	1.85E-10	2.33E+00	2.64E-13	3.32E-03
8	40.0	1.32E-10	2.18E+00	1.39E-10	2.28E+00	2.40E-13	3.95E-03
9	45.0	9.37E-11	1.95E+00	1.01E-10	2.10E+00	2.03E-13	4.22E-03
10	50.0	6.90E-11	1.77E+00	6.96E-11	1.79E+00	1.55E-13	3.98E-03
11	55.0	5.23E-11	1.62E+00	4.90E-11	1.52E+00	1.20E-13	3.73E-03
12	60.0	3.91E-11	1.44E+00	3.56E-11	1.31E+00	9.74E-14	3.60E-03
13	65.0	2.84E-11	1.23E+00	2.65E-11	1.15E+00	8.20E-14	3.56E-03
14	70.0	2.06E-11	1.04E+00	2.01E-11	1.01E+00	7.03E-14	3.54E-03
15	75.0	1.51E-11	8.73E-01	1.54E-11	8.89E-01	6.01E-14	3.47E-03
16	80.0	1.13E-11	7.41E-01	1.16E-11	7.63E-01	5.03E-14	3.31E-03
17	85.0	8.54E-12	6.34E-01	8.63E-12	6.40E-01	4.14E-14	3.07E-03
18	90.0	6.53E-12	5.43E-01	6.39E-12	5.31E-01	3.39E-14	2.82E-03
19	95.0	4.98E-12	4.62E-01	4.76E-12	4.41E-01	2.77E-14	2.57E-03
20	100.0	3.78E-12	3.88E-01	3.59E-12	3.69E-01	2.29E-14	2.35E-03
21	105.0	2.85E-12	3.23E-01	2.72E-12	3.08E-01	1.89E-14	2.14E-03
22	110.0	2.15E-12	2.67E-01	2.07E-12	2.57E-01	1.55E-14	1.93E-03
23	115.0	1.62E-12	2.20E-01	1.57E-12	2.13E-01	1.28E-14	1.73E-03
24	120.0	1.23E-12	1.82E-01	1.19E-12	1.76E-01	1.04E-14	1.54E-03
25	125.0	9.31E-13	1.49E-01	8.99E-13	1.44E-01	8.51E-15	1.37E-03
26	130.0	7.06E-13	1.23E-01	6.81E-13	1.18E-01	6.93E-15	1.20E-03
27	135.0	5.36E-13	1.00E-01	5.17E-13	9.68E-02	5.63E-15	1.05E-03
28	140.0	4.07E-13	8.20E-02	3.92E-13	7.89E-02	4.57E-15	9.19E-04
29	145.0	3.09E-13	6.68E-02	2.98E-13	6.43E-02	3.69E-15	7.98E-04
30	150.0	2.35E-13	5.43E-02	2.26E-13	5.23E-02	2.99E-15	6.90E-04
31	155.0	1.79E-13	4.41E-02	1.72E-13	4.24E-02	2.41E-15	5.94E-04
32	160.0	1.36E-13	3.57E-02	1.31E-13	3.43E-02	1.94E-15	5.09E-04
33	165.0	1.03E-13	2.89E-02	9.93E-14	2.78E-02	1.56E-15	4.35E-04
34	170.0	7.87E-14	2.34E-02	7.56E-14	2.24E-02	1.25E-15	3.71E-04
35	175.0	6.01E-14	1.89E-02	5.77E-14	1.81E-02	1.00E-15	3.15E-04
36	180.0	4.58E-14	1.52E-02	4.39E-14	1.46E-02	8.02E-16	2.67E-04
37	185.0	3.49E-14	1.23E-02	3.34E-14	1.18E-02	6.39E-16	2.25E-04
38	190.0	2.66E-14	9.86E-03	2.55E-14	9.46E-03	5.10E-16	1.89E-04
39	195.0	2.03E-14	7.92E-03	1.94E-14	7.59E-03	4.06E-16	1.58E-04
40	200.0	1.55E-14	6.36E-03	1.48E-14	6.09E-03	3.23E-16	1.33E-04
41	205.0	1.18E-14	5.09E-03	1.13E-14	4.88E-03	2.56E-16	1.11E-04
42	210.0	9.02E-15	4.09E-03	8.64E-15	3.91E-03	2.03E-16	9.20E-05
43	215.0	6.88E-15	3.27E-03	6.59E-15	3.13E-03	1.61E-16	7.63E-05
44	220.0	5.26E-15	2.62E-03	5.04E-15	2.51E-03	1.27E-16	6.32E-05

Table A.6 Fitting parameters to 1 cm dose equivalent of neutrons and secondary gamma-rays for ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$.

Neutrons						
Shield	Source	A1	A2	A3	A4	A5
Water	^{252}Cf	-1.278E+1	-1.387E-1	3.440E-4	-1.220E-6	1.727E-9
	$^{241}\text{Am-Be}$	-1.264E+1	-9.764E-2	-6.700E-5	5.315E-7	-1.203E-9
Concrete	^{252}Cf	-1.269E+1	-4.573E-2	-5.180E-4	2.574E-6	-4.613E-9
	$^{241}\text{Am-Be}$	-1.263E+1	-2.394E-2	-7.098E-4	3.470E-6	-6.195E-9
Iron	^{252}Cf	-1.271E+1	1.422E-2	-5.143E-4	2.204E-6	-3.682E-9
	$^{241}\text{Am-Be}$	-1.260E+1	1.054E-2	-4.644E-4	1.945E-6	-3.216E-9
Secondary Gamma-Rays						
Shield	Source	A1	A2	A3	A4	A5
Water	^{252}Cf	-1.750E+1	1.052E-2	-6.254E-4	3.342E-6	-6.349E-9
	$^{241}\text{Am-Be}$	-1.786E+1	3.118E-2	-9.212E-5	5.035E-6	-9.550E-9
Concrete	^{252}Cf	-1.862E+1	9.532E-2	-2.090E-3	1.129E-5	-2.110E-8
	$^{241}\text{Am-Be}$	-1.859E+1	9.027E-2	-1.892E-3	9.762E-6	-1.770E-8
Iron	^{252}Cf	-1.849E+1	-3.296E-2	5.437E-4	-4.202E-6	8.966E-9
	$^{241}\text{Am-Be}$	-1.740E+1	-7.652E-2	1.111E-3	-7.181E-6	1.445E-8

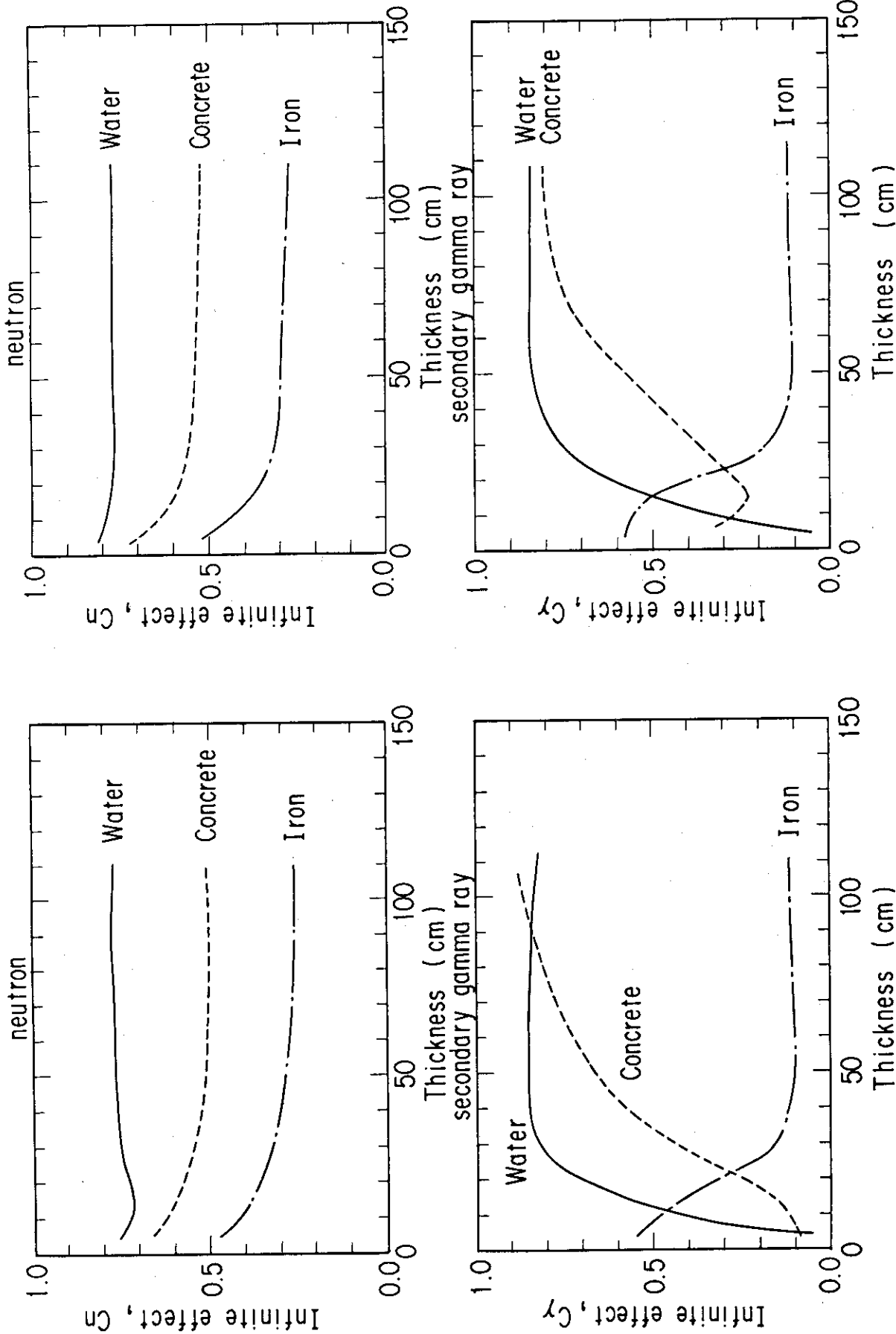


Fig. A.7(1) Infinite medium effect of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for ^{252}Cf neutrons in water, concrete and iron.

Fig. A.7(2) Infinite medium effect of neutron and secondary gamma ray dose equivalent for $^{241}\text{Am-Be}$ neutrons in water, concrete and iron.