

JAERI-M

6 3 4 8

種々の核種の中性子に対する Kerma の  
エネルギーレスポンス

1975年12月

田 中 俊 一・竹 内 清\*

日 本 原 子 力 研 究 所  
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が **JAERI-M** レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JAERI-M 6348

種々の核種の中性子に対する kerma のエネルギーレスポンス

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

田中俊一・竹内 清\*

(1975年12月5日受理)

本研究は、原子炉をはじめ、各種の放射線取扱い施設の種々の構造物中での中性子による加熱を計算する際に必要な kerma を原子炉・核融合炉の構造材で使われる核種や放射線加熱の測定器として使われている熱蛍光線量計に含まれている核種、26種類について中性子エネルギーの関数として、各反応別に求めたものである。

ここで得られたデータは、原子炉や核融合炉等の熱設計や遮蔽設計において有用であると考えられる。

Neutron Energy-dependent Kerma Factors for Nuclides

Shun-ichi Tanaka and Kiyoshi Takeuchi\*

Division of Reactor Engineering, Tokai, JAERI

(Received December 5, 1975)

Neutron energy-dependent kerma factors are calculated for 26 nuclides for the purpose of estimating the nuclear heating of structural materials in fission and fusion reactors and also calculating the energy response of TLD used for nuclear heating measurement. The kerma factors are shown in figures, in order of the mass number, together with each component arising from the nuclear reaction as a function of the neutron energy. The values can be readily altered according to the revised nuclear data in each reaction of the nuclide. The kerma factors in figures are useful in thermal design calculations, since the neutron flux spectrum can be calculated with the discrete ordinates code.

---

\* Ship Research Institute

目 次

1. ま え が き .....	1
2. 計 算 式 .....	2
3. kerma のエネルギーレスポンス .....	5
4. 検 討 .....	6
謝 辞 .....	6
参 考 文 献 .....	7

## 1. ま え が き

原子炉をはじめ、各種の放射線取扱い施設における種々の物質中で発生する放射線の加熱量を推定することは熱設計、遮蔽設計などのため重要である。なかでも、加速器を除けば原子炉などの原子力施設で、實際上放射線加熱の発生源として対象となるのはガンマ線と中性子である。

ところで、物質中における放射線加熱は、一般にはその中でガンマ線や中性子が吸収された時の吸収エネルギー（吸収線量）で表わされ、ガンマ線と中性子の吸収線量はそれぞれ次式で計算される。

$$D_{\gamma} = C \int_0^{E_{\gamma, \max}} E_{\gamma} m \mu_{en}(E_{\gamma}) \phi(E_{\gamma}) dE_{\gamma} \quad (1)$$

$$D_n = C \int_0^{E_{n, \max}} K(E_n) \phi(E_n) dE_n \quad (2)$$

ここで

- $D_{\gamma}$  : 一様な物質中で単位質量あたりに吸収されるガンマ線の吸収線量 (erg/g)
- $D_n$  : 一様な物質中で単位質量あたりに吸収される中性子の吸収線量 (erg/g)
- $E_{\gamma}$  : ガンマ線エネルギー (MeV)
- $E_n$  : 中性子エネルギー (MeV)
- $m \mu_{en}(E_{\gamma})$  : 質量エネルギー吸収係数 ( $\text{cm}^2/\text{g}$ )
- $K(E_n)$  : 単位中性子束あたりに物質に付与される Kerma ( $\text{erg} \cdot \text{g}^{-1}/\text{neutron} \cdot \text{cm}^{-2}$ )
- $E(E_n)$  : 単位中性子束あたりに物質に付与される kema ( $\text{erg} \cdot \text{g}^{-1}/\text{neutron} \cdot \text{cm}^{-2}$ )
- $\phi(E_{\gamma})$  : ガンマ線のエネルギースペクトル ( $\text{Photon}/\text{cm}^2 \cdot \text{MeV}$ )
- $\phi(E_n)$  : 中性子のエネルギースペクトル ( $\text{neutron}/\text{cm}^2 \cdot \text{MeV}$ )
- $C$  : エネルギー変換定数 ( $\text{erg}/\text{MeV}$ ) .

近年、一次元、二次元の discrete ordinate 計算コードにより、ガンマ線や中性子のエネルギースペクトルは比較的精度良く求められるようになっている。したがって、(1)、(2)式にもとづいてガンマ線や中性子の吸収線量を算出するには、ガンマ線では質量エネルギー吸収係数が、また中性子では kerma のエネルギーレスポンスが既知であればよい。

ガンマ線の質量エネルギー吸収係数は、既に Storm<sup>1)</sup> や Hubbel<sup>2)</sup> 等によって、すべての元素について精度良く求められている。しかし、中性子の kerma レスポンスは Ritts<sup>3, 4)</sup> や Abdou<sup>5)</sup> 等によって、幾つかの元素について計算されているが、核種の種類も少なく現状では中性子加熱の計算の基礎データとしては不十分である。さらに、中性子の反応断面積はガンマ線のように十分確立されておらず、年々修正されているため、それに応じて kerma のエネルギーレスポンスも修正されることが望ましい。

こういった観点から、本研究は中性子加熱の設計データとして、原子炉や核融合炉の構造材をはじめ、放射線加熱の測定器として使われる熱蛍光線量計<sup>6, 7, 8)</sup>に含まれている 26 種類の核種について、単位中性子束あたりの kerma レスポンスを求めることを目的として成されたものである。

## 2 計算式

以下に、kerma の計算に使われた計算式を反応ごとに示す。なお、これらの計算式は主として Ritts 等の文献<sup>3,4)</sup>を参考にし、一部は Doran の文献<sup>9)</sup>も参考にした。

ある任意の核種に対する単位中性子束あたりの kerma は次式で与えられる。

$$K = C \sum_j N \sigma_j E_j \quad (\text{erg} \cdot \text{g}^{-1} / \text{neutron} \cdot \text{cm}^{-2}) \quad (3)$$

ここで

$N$  : 核種の原子密度 (atom/g)

$\sigma_j$  : 核種の反応  $j$  の微分断面積 (barn)

$E_j$  : 核種の反応  $j$  によって物質に与えられる平均エネルギー (MeV)

したがって、kerma の計算には各反応によってもたらされるエネルギー  $E_j$  を求めれば良い。

### (1) 弾性散乱

弾性散乱による核の反跳エネルギー  $E_j$  は次式で与えられる。

$$E_j = \frac{2A}{(A+1)^2} E_n \int_{-1}^1 (1-\mu) f(E_n, \mu) d\mu \quad (4)$$

ここで

$A$  : 核種の質量

$\mu$  : 中性子の散乱角の余弦 ( $\equiv \cos \theta$ )

$f(E_n, \mu)$  : 散乱分布関数

$$\int_{-1}^1 f(E_n, \mu) d\mu = 1 \quad (5)$$

したがって、(4)式は(5)式を用いて次のように書き直される。

$$E_j = \frac{2A}{(A+1)^2} E_n \left( 1 - \int_{-1}^1 \mu f(E_n, \mu) d\mu \right) \quad (6)$$

ここで、右辺の第2項は第1次のルジャンドル係数  $f_1(E_n)$  を表わすので、結局、反跳エネルギー  $E_j$  は次式から計算される。

$$E_j = \frac{2A}{(A+1)^2} E_n \{ 1 - f_1(E_n) \} \quad (7)$$

## (2) 非弾性散乱

## i) 離散レベルの場合

非弾性散乱は実験室系で等方と仮定すれば、 $\nu$  番目の励起レベル  $E^\nu$  による反跳エネルギー  $E_j$  は次式で与えられる。

$$E_j = \frac{2A}{(A+1)^2} E_n \left( 1 - \frac{A+1}{2AE_n} E^\nu \right) \quad (8)$$

## ii) 連続レベルの場合

蒸発モデルによって放出中性子を計算すれば、放出中性子の分布は重心系で次式で与えられる。

$$N(E'_{nc}) = \left( \frac{E'_{nc}}{I} \right) \exp \left( -\frac{E'_{nc}}{\theta} \right) dE'_{nc} \quad (9)$$

ここで、 $I$  は放出中性子の分布を規格化することによって得られる。すなわち

$$\int_0^{E'_{nc, \max}} N(E'_{nc}) dE'_{nc} = 1 \quad \text{から} \quad (10)$$

$$I = \theta^2 \left\{ 1 - (1 + E'_{nc, \max}/\theta) \exp(-E'_{nc, \max}/\theta) \right\} \quad (11)$$

(11) 式の核温度  $\theta$  は Ritts 等の文献<sup>3)</sup>により次式で与えられる。

$$\theta = (1/0.31) (E_n/A)^{1/2} \quad (12)$$

したがって、連続レベルにおける非弾性散乱による放出中性子のエネルギーの平均値は重心系で次のようになる。

$$\bar{E}'_{nc} = \frac{\frac{E'_{nc, \max}{}^2}{\theta} + 2E'_{nc, \max} + 2\theta \left\{ 1 - \exp\left(\frac{E'_{nc, \max}}{\theta}\right) \right\}}{\left(\frac{E'_{nc, \max}}{\theta}\right) + 1 - \exp\left(\frac{E'_{nc, \max}}{\theta}\right)} \quad (13)$$

ここで、放出中性子の最大エネルギー  $E'_{nc, \max}$  は次式で計算される。

$$E'_{nc, \max} = \frac{A}{A+1} \left( \frac{A}{A+1} E_n - E^1 \right) \quad (14)$$

なお、(14) 式の  $E^1$  は核の第 1 励起レベルのエネルギー (MeV) である。

結局、実験室系における核の反跳エネルギー  $E_j$  は次式で求められる。

$$E_j = \frac{A}{(A+1)^2} E_n + \frac{\bar{E}'_{nc}}{A} \quad (15)$$



(3) (n, 2n)  $\gamma$

非弾性散乱の連続レベルの場合と同様にして、放出中性子の最大エネルギーは次式で求められる。

$$E'_{nc, \max} = \frac{A}{A+1} \left( \frac{A}{A+1} E_n - Q_{2n} \right) \quad (16)$$

ここで、 $Q_{2n}$  は (n, 2n)  $\gamma$  反応のしきいエネルギー (MeV) で、この場合の重心系における第1放出中性子のエネルギーの平均値  $\overline{E'_{nc1}}$  は(16)式の  $E'_{nc, \max}$  を(13)式に代入することによって得られる。したがって、第1放出中性子による核の反跳エネルギー  $E_{j1}$  は次式で計算される。

$$E_{j1} = \frac{A}{(A+1)^2} E_n + \frac{\overline{E'_{nc1}}}{A} \quad (17)$$

次に、第2放出中性子の蒸発による反跳エネルギーを計算する。つまり、この場合の放出中性子の最大エネルギー  $E''_{nc, \max}$  は次の式で求められる。

$$E''_{nc, \max} = \frac{A-1}{A} \left( \frac{A}{A+1} E_n - \frac{A+1}{A} \overline{E'_{nc1}} - Q_{2n} \right) \quad (18)$$

したがって、重心系での第2放出中性子の平均エネルギー  $\overline{E'_{nc2}}$  は(18)式の  $E''_{nc, \max}$  を(13)式に代入して得られるので、結局、実験室系における (n, 2n)  $\gamma$  反応による核の反跳エネルギーは次式で計算される。

$$E_j = \frac{A-1}{A} E_{j1} + \frac{1}{A-1} \overline{E'_{nc2}} \quad (19)$$

(4) (n, n')  $\alpha$

(n, n')  $\alpha$  反応のしきいエネルギーを  $Q_{n\alpha}$  (MeV) とすれば、この反応で物質に与えられるエネルギー  $E_j$  は次式で表わされる。

$$E_j = E_n - \overline{E'_{nl}} - Q_{n\alpha} \quad (20)$$

$E'_{nl}$  は非弾性散乱によって放出される中性子の実験室系での平均エネルギー (MeV) で次式で求められる。

$$\overline{E'_{nl}} = \frac{E_n}{(A+1)^2} + \overline{E'_{nc}} \quad (21)$$

また、 $E'_{nc}$  は(13)式で求められる重心系での放出中性子の平均エネルギーである。

(5) (n, 2n)  $\alpha$

この反応で物質に与えられるエネルギー  $E_j$  は、反応のしきいエネルギーを  $Q_{2n\alpha}$  (MeV) とすれば次式で表わされる。

$$E_j = E_n - \overline{E'_{nl1}} - \overline{E'_{nl2}} - Q_{2n\alpha} \quad (22)$$

ここで、 $\overline{E}'_{n\ell 1}$ ,  $\overline{E}'_{n\ell 2}$  はそれぞれ  $(n, 2n)$  反応によって放出される第1, 第2中性子の実験系における平均エネルギーで、それぞれ次式で与えられる。

$$\overline{E}'_{n\ell 1} = \frac{E_n}{(A+1)^2} + \overline{E}'_{nc1} \quad (23)$$

$$\overline{E}'_{n\ell 2} = \overline{E}'_{nc2} + \frac{E_n}{(A+1)^2} + \frac{\overline{E}'_{nc1}}{A^2} \quad (24)$$

ここで、(23), (24)式の $\overline{E}'_{nc1}$  および $\overline{E}'_{nc2}$ は $(n, 2n)$   $\gamma$  反応における(16), (18)式で $Q_{2n}$ の代わりに $Q_{2n\alpha}$ を代入して、 $E'_{nc, \max}$  および $E''_{nc, \max}$ を求め、これを(13)式に代入することによって計算される。

#### (6) $(n, \text{charge})$

$(n, p)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, d)$ ,  $(n, t)$  のように荷電粒子のみを放出する反応は以下に述べるように同一の式で扱うことができる。

これらの反応のしきいエネルギーを $Q_{nc}$  (MeV) とすれば、物質に与えられるエネルギー $E_j$  は次式で計算される。

$$E_j = E_n - Q_{nc} \quad (25)$$

### 3. kerma のエネルギーレスポンス

本計算で得られた26核種の単位中性子束あたりのkermaを中性子エネルギーの関数として、原子番号順、質量順に最後にまとめて示した。図の中には、各反応別のkermaのエネルギーレスポンスも合わせて示した。

これらの計算はNEDAコード<sup>10)</sup>を用いて行ない、また計算に使用した中性子の断面積はTable Iにまとめて示した。Table Iに見られるように、本計算における中性子断面積は原則としてENDF/B-IIIファイルから採用し、ENDF/B-IIIに含まれない場合のみ他の文献を参考にした。

ここで、 $\overline{E}'_{n\ell 1}$ ,  $\overline{E}'_{n\ell 2}$  はそれぞれ  $(n, 2n)$  反応によって放出される第1, 第2中性子の実験系における平均エネルギーで、それぞれ次式で与えられる。

$$\overline{E}'_{n\ell 1} = \frac{E_n}{(A+1)^2} + \overline{E}'_{nc1} \quad (23)$$

$$\overline{E}'_{n\ell 2} = \overline{E}'_{nc2} + \frac{E_n}{(A+1)^2} + \frac{\overline{E}'_{nc1}}{A^2} \quad (24)$$

ここで、(23), (24)式の $\overline{E}'_{nc1}$  および $\overline{E}'_{nc2}$ は $(n, 2n)$   $\gamma$  反応における(16), (18)式で $Q_{2n}$ の代わりに $Q_{2n\alpha}$ を代入して、 $E'_{nc, \max}$  および $E''_{nc, \max}$ を求め、これを(13)式に代入することによって計算される。

#### (6) (n, charge)

$(n, p)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, d)$ ,  $(n, t)$  のように荷電粒子のみを放出する反応は以下に述べるように同一の式で扱うことができる。

これらの反応のしきいエネルギーを $Q_{nc}$  (MeV) とすれば、物質に与えられるエネルギー $E_j$ は次式で計算される。

$$E_j = E_n - Q_{nc} \quad (25)$$

### 3. kerma のエネルギーレスポンス

本計算で得られた26核種の単位中性子束あたりのkermaを中性子エネルギーの関数として、原子番号順、質量順に最後にまとめて示した。図の中には、各反応別のkermaのエネルギーレスポンスも合わせて示した。

これらの計算はNEDAコード<sup>10)</sup>を用いて行ない、また計算に使用した中性子の断面積はTable Iにまとめて示した。Table Iに見られるように、本計算における中性子断面積は原則としてENDF/B-IIIファイルから採用し、ENDF/B-IIIに含まれない場合のみ他の文献を参考にした。

## 4. 検 討

本計算で得られた計算結果の妥当性を検討するため、 ${}^7\text{Li}$ 、 $\text{Be}$  および  $\text{Na}$  の3核種について、この種の最新の報告である Abdou 等<sup>5)</sup>の計算結果との比較を行なった。Table II から Table IV はそれぞれの核種の全 kerma 値の比較を示すもので、本計算と Abdou 等の計算結果には、部分的に相当の違いも見られるが、その相違の傾向は必ずしも一様でない。これは、本計算では中性子断面積が pointwise に採られたのに対し、Abdou 等のそれはグループ化された中性子断面積を用いていること、また、非弾性散乱の連続レベルの取扱いの際、核温度 ( $\theta$ ) の与え方が違うことなどによるものと考えられる。

さらに、Abdou 等は各種の反応で作られる放射性核種の崩壊 ( $\beta$  崩壊、 $\alpha$  崩壊、内部転換等) に伴う物質へのエネルギー付与も kerma の中に含まれている。実際には、こういった放射性核種の崩壊熱も中性子による加熱の一因となるが、これは一般に時間の関数であり、しかも現状ではこういった計算の基礎となる各種の核定数 (半減期、内部転換比等) が極めて不十分である。したがって、放射性核種の崩壊熱は別途に扱う方が良いと考えられ、このため、本計算では放射性核種の崩壊熱は含まれていない。

なお、本計算で得られた結果は、Abdou 等のそれとの比較では前述したような幾つかの問題が残されているが、これらは主として、中性子断面積の取扱い方の問題であり、中性子加熱の計算の基礎データとして十分使用し得るものと考えられる。さらに、各反応別に kerma のエネルギーレスポンスが与えてあるので、将来、中性子断面積の Revise があつた場合でも、その部分のみの簡単な修正が可能である。

## 謝 辞

本研究を進めるにあたって、多くのご指導をいただいた、遮蔽研究室の古田悠氏にここで深く感謝の意を表します。

## 4. 検 討

本計算で得られた計算結果の妥当性を検討するため、 ${}^7\text{Li}$ 、 $\text{Be}$  および  $\text{Na}$  の3核種について、この種の最新の報告である Abdou 等<sup>5)</sup>の計算結果との比較を行なった。Table II から Table IV はそれぞれの核種の全 kerma 値の比較を示すもので、本計算と Abdou 等の計算結果には、部分的に相当の違いも見られるが、その相違の傾向は必ずしも一様でない。これは、本計算では中性子断面積が pointwise に採られたのに対し、Abdou 等のそれはグループ化された中性子断面積を用いていること、また、非弾性散乱の連続レベルの取扱いの際、核温度 ( $\theta$ ) の与え方が違うことなどによるものと考えられる。

さらに、Abdou 等は各種の反応で作られる放射性核種の崩壊 ( $\beta$  崩壊、 $\alpha$  崩壊、内部転換等) に伴う物質へのエネルギー付与も kerma の中に含まれている。実際には、こういった放射性核種の崩壊熱も中性子による加熱の一因となるが、これは一般に時間の関数であり、しかも現状ではこういった計算の基礎となる各種の核定数 (半減期、内部転換比等) が極めて不十分である。したがって、放射性核種の崩壊熱は別途に扱う方が良いと考えられ、このため、本計算では放射性核種の崩壊熱は含まれていない。

なお、本計算で得られた結果は、Abdou 等のそれとの比較では前述したような幾つかの問題が残されているが、これらは主として、中性子断面積の取扱い方の問題であり、中性子加熱の計算の基礎データとして十分使用し得るものと考えられる。さらに、各反応別に kerma のエネルギーレスポンスが与えてあるので、将来、中性子断面積の Revise があつた場合でも、その部分のみの簡単な修正が可能である。

## 謝 辞

本研究を進めるにあたって、多くのご指導をいただいた、遮蔽研究室の古田悠氏にここで深く感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) Storm E. and Harvey I., LA-3753 (1967)
- 2) Hubbell J. H., NSRDS-NBS 29 (1969)
- 3) Ritts J. J., Solomits M., and Stevens P. N., Nucl. Appl. Technol. , 7, 89 (1969)
- 4) Ritts J. J., Solomito M., and Steiner D., ORNL-TM-2564 (1970)
- 5) Abdou M. A., and Maynard C. W., Nucl. Sci. Eng., 56, 360 (1975)
- 6) Simons G. G. and Yule T. J., Nucl. Sci. Eng., 53,162 (1974)
- 7) Knipe A. D., EACRP-L-101 (1974)
- 8) Tanaka S., Takeuchi K., and Furuta Y., presented ASTM-Euratom Symposium on Reactor Dosimetry (Petten, 1975)
- 9) Doran D. G., Nucl. Sci. Eng., 49, 130 (1972)
- 10) Takeuchi K., to be published

Table I

Atomic Number	Nuclide	Reaction									
		(n,n)	(n,n') $\gamma$	(n,n') $\alpha$	(n,2n)	(n,2n) $\alpha$	(n,p)	(n, $\alpha$ )	(n,d)	(n,t)	
1	H	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
3	Li-6	*	*	+	*	-	*	-	*	-	
3	Li-7	*	*	++	*	-	*	-	*	-	
4	Be	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
5	B-10	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
5	B-11	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
6	C	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
8	O	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
9	F	** $\alpha$	-	-	-	-	-	-	-	-	
11	Na	*	*	-	-	-	-	-	-	-	
12	Mg	*	*	-	*	-	*	-	-	-	
13	Al	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
14	Si	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
16	S	** $\beta$	-	-	-	-	-	-	-	-	
20	Ca	*	*	-	-	-	-	-	\$\$\$	\$\$\$	
23	V	*	*	-	-	-	-	-	*	*	
24	Cr	*	*	-	*	-	*	-	-	-	
26	Fe	*	*	-	*	-	*	-	*	*	
28	Ni	*	*	-	*	-	*	-	*	*	
29	Cu	*	*	-	*	-	*	-	*	*	
38	Sr	#	#	-	*	-	*	-	-	-	
40	Zr	*	*	-	*	-	*	-	-	-	
41	Nb	*	*	-	*	-	*	-	*	*	
42	Mo	*	*	-	*	-	*	-	*	*	
56	Ba	**#	#	-	*	-	*	-	-	-	
82	Pb	*	*	-	*	-	*	-	-	-	

\* ENDF/B-III  
 \*\* Beyster, J.R.; Predictions of fast neutron scattering data with a diffuse surface potential well, LA-2099 (1956)  
 + Pendlebury, E.D.; Neutron cross sections of Li-6 in the energy range 0.001 eV-15 MeV, AWRE NO. 0-60/64 (1964)  
 ++ Pendlebury, E.D.; Neutron cross sections of Li-7 in the energy range 0.001 eV-15 MeV, AWRE NO. 0-61/64 (1964)  
 $\alpha$  Alter, H.; NAA-SR-TDR-5861 (1960)  
 \$ Irving, D. G. et al.; OSR, A general-purpose Monte Carlo neutron transport code, ORNL-3622 (1965)  
 \$\$ BNL-325  
 \$\$\$ McElroy, W. N. et al.; AWR-TR-67-41, 1-4 (1967)  
 # Howerton, R. J.; UCRL-5351 Part II, 1 (1958)

Table II  
Comparison of Neutron Kerma Obtained from the  
Present Work and from the Data of Abdou et al.  
(Ref. 4) for Lithium-7

Energy (MeV)	Ours (A) erg/g/cm <sup>2</sup>	Abdou et al. (B) erg/g/cm <sup>2</sup>	Percentage Difference $\frac{B-A}{A} \times 100$
15.00	5.10 (-7)	4.78 (-7)	-6.27
12.58	4.70 (-7)	4.25 (-7)	-9.09
10.06	4.10 (-7)	3.71 (-7)	-9.51
8.10	3.50 (-7)	3.12 (-7)	-9.11
6.05	3.00 (-7)	3.02 (-7)	+0.67
4.08	2.35 (-7)	2.41 (-7)	+2.55
2.01	9.60 (-8)	9.87 (-8)	+2.81
1.07	4.80 (-8)	5.21 (-8)	+8.54

Table III  
Comparison of Neutron Kerma Obtained from the  
Present Work and from the Data of Abdou et al.  
(Ref. 4) for Beryllium

Energy (MeV)	Ours (A) erg/g/cm <sup>2</sup>	Abdou et al. (B) erg/g/cm <sup>2</sup>	Percentage Difference $\frac{B-A}{A} \times 100$
15.00	3.30 (-7)	4.15 (-7)	+25.76
12.58	2.85 (-7)	3.26 (-7)	+14.38
10.06	2.45 (-7)	2.56 (-7)	+ 4.64
8.10	2.10 (-7)	2.25 (-7)	+ 7.13
6.05	1.75 (-7)	1.94 (-7)	+10.82
4.08	1.48 (-7)	1.58 (-7)	+ 7.07
2.01	6.70 (-8)	7.41 (-8)	+10.60
1.07	6.60 (-8)	5.53 (-8)	-16.16

Table IV  
Comparison of Neutron Kerma Obtained from the  
Present Work and from the Data of Abdou et al.  
(Ref. 4) for Sodium

Energy (MeV)	Ours (A) erg/g/cm <sup>2</sup>	Abdou et al. (B) erg/g/cm <sup>2</sup>	Percentage Difference $\frac{B-A}{A} \times 100$
15.00	1.15 (-7)	1.28 (-7)	+11.14
12.58	1.02 (-7)	1.30 (-7)	+27.84
10.06	8.50 (-8)	1.02 (-7)	+19.71
8.10	4.20 (-8)	5.31 (-8)	+26.50
6.05	2.60 (-8)	2.78 (-8)	+ 6.88
4.08	1.88 (-8)	1.90 (-8)	+ 1.25
2.01	1.40 (-8)	1.24 (-8)	-11.11
1.07	9.80 (-9)	1.19 (-8)	+21.08



























































