

| | |
|--------------|-------------------------------------------------------------------------------------|
| Title | ヨウ素放射化検出体を利用した低フルエンス率中性子束測定法 |
| Author(s) | 山口, 成厚; 花田, 博之; 五十嵐, 公彦 他 |
| Citation | 日本医学放射線学会雑誌. 1981, 41(8), p. 783-791 |
| Version Type | VoR |
| URL | https://hdl.handle.net/11094/18091 |
| rights | |
| Note | |

Osaka University Knowledge Archive : OUKA

<https://ir.library.osaka-u.ac.jp/>

Osaka University

ヨウ素放射化検出体を利用した低フルエンス 率中性子束測定法

北海道大学医学部附属診療放射線技師学校

山口成厚 花田博之

北海道大学医学部附属病院放射線部

五十嵐公彦

北海道大学医学部放射線医学教室

入江五朗

(昭和55年12月17日受付)

(昭和56年2月25日最終原稿受付)

A Measurement of Low fluence rate Neutron field by using Iodine activation detector

Sigeatsu Yamaguchi and Hiroyuki Hanada

School of Radiological Technicians, School of Medicine, Hokkaido University

Kimihiko Igarashi

Department of Radiology, Medical Hospital, School of Medicine, Hokkaido University

Goro Irie

Department of Radiology, School of Medicine, Hokkaido University

Research Code No.: 203.2

Key Words: Neutron fluence, Activation detector, Iodine

A system is established to evaluate neutron flux of relatively low fluence rate in free air. It is based on an absolute measurement of the activity in activated iodide through $^{127}\text{I}(n,\gamma)^{128}\text{I}$ reaction. It is, furthermore, a practical method because the measurement only requires a conventional end-window type G-M counter, a paraffin ball and a cadmium filter.

Sodium iodide and iodoform powder are used as detector materials, but iodoform is recommended as detector material by reason of its easy handling.

In case of a measurement in ^{252}Cf neutron field, a value of neutron flux density evaluated by this method is overestimated by a factor 2.2 as compared with a value calculated by inverse square law. Taking into account some scattering contribution from the source container, it is concluded that the overestimated value does not exceed twice that of the true value.

Results of measurements on the neutron field made by leakage neutrons from a medical linear accelerator are also reported.

1. はじめに

10MV以上のX線を発生させる国産医療用直線加速器から、放射線防護上問題となるレベルの中性子発生がみられることを、既に指摘し、報告してきた^{1),2)}。外国においては、初期には Hsieh³⁾, Axton and Bardell⁴⁾ の研究を除いて、ペーターロン装置についてこの問題が研究されてきたが、近年、医療用直線加速器の普及と共に10~25MV直線加速器についてもいくつかの実例が報告されてきている^{5)~13)}。以上の文献中で、中性子測定のために使用されている方法は、放射化法と他の方法に大別される。BF₃比例計数管を使用するレムカウンター、中性子サーベーター等は、対象がパルス状中性子源であること、また、光子に対して感度を有すること等のため、比較的中性子線量が小さく、X線バックグラウンドが小さい場所以外は計数損失が大きすぎて使用できないため、迷路内や照射室外の測定に利用されているにすぎない。他の方法中には、ウラニウム-ポリカーボネイト・フィッシュントラック法、シリコンダイオード Dosemeter, LiF-TLD, ⁶Li-glass scintillation detector 等があるが、いずれも中性子使用を目的としていない施設で利用するには技術面や装置の面で難点がある。この点、放射能測定装置が普及している現在では、放射化法が比較的容易に実施可能な方法と考えられ、適当な放射化検出体を選択するとX線バックグラウンドの影響を全くうけないという大きな利点がある。しかし、医療施設で実施しようとするとき、中性子発生量が少ないことと共に極端に長時間の連続照射ができないという装置、施設面の制約から検出体の選択に苦慮すること、測定系を校正すべき中性子標準線源がどこでも利用できるとは限らないという欠点もある。文献例では ¹⁰³Rh, ¹⁹⁷Au, ¹¹⁵In, ³¹P の (n, γ) 反応, ²⁷Al, ³¹P の (n, p) 反応が利用され、速中性子測定ではしきい検出体か (n, γ) 反応と減速材の組み合わせ、熱中性子測定にはカドミウム差法が適用されている。いずれの場合も標準中性子源によりレスポンスを求めた上で中性子束密度を評価している。上例のうち、短時

間の照射で放射化収率がよく、生成核種の半減期が扱いやすい値をもつ ¹¹⁵In (n, γ) ^{116m}In がもっとも利用されているが、この場合、^{116m}In の γ 線計測をなすこととなる。しかし、市販されているとは言え、厚みが検定された箔は高価であり、また γ 線計測用検出器の遮蔽体の重量が大きく機動性に乏しい難点がある。この点、軽量で機動性に富み、安価な端窓型 GM 計数装置を利用できる適当な β 放射体を生成する反応が利用できると実用的価値が大きいと思われる。¹²⁷I (n, γ) ¹²⁸I により生成する ¹²⁸I は、半減期約25分であり、その反応断面積が比較的大きいことと相まって短時間の照射で放射化収率が良く、¹²⁸I は比較的測定の容易なエネルギーの β 線を放出するため、この目的に適した反応であると言える。しかも、ヨウ素化合物は安価で入手しやすい利点がある。そこで、ヨウ素を検出体とし、これを中性子により放射化した後、端窓型 GM 計数装置で β 線測定をすることによって $10^2 \sim 10^6$ neutrons cm⁻²s⁻¹ のレベルの低フルエンス率中性子束測定をなす方法を開発した。この方法は、よく知られている位定立体角放射能絶対測定法に基礎を置き、標準中性子源による校正なしに中性子フルエンス率を測定する可能性を目指している。しかし、現段階では仮定を置かざるを得ない部分があるので、²⁵²Cf 中性子標準線源を用いた測定により評価測定値の妥当性を検討し、医療用直線加速器からの漏洩中性子束測定へ適用したので報告する。

2. 使用した機器、標準中性子源、検出体及び用具

加速器：東芝 MEDICAL LINAC LMR-15
²⁵²Cf 線源：The Radio-chemical Center (英国)
 製, Source No. CVN/100/32, 測定時線源強度
 8.24×10^7 neutrons/s

放射能測定器：東芝 USC-1-5, RS-220 512
 ch- γ 線分析装置 (検出器, 2in ϕ \times 2in NaI (TI))
 及び富士電機製造 (株) 製 NKG 510 型 GM 計
 数装置。後者の装置の測定台内には Fig. 1 に示
 すように絞りを設けた。

放射化検出体：直径 24mm, 内径 18mm のアク

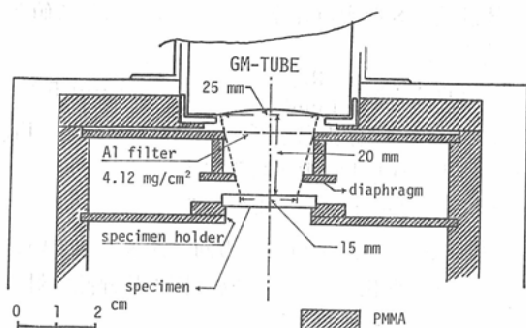


Fig. 1 The inside construction of G-M tube stand.

リル樹脂製容器に NaI (試薬特級) 又は CHI_3 (試薬一級) 粉末を充填し、これを厚み約 $7\text{mg}/\text{cm}^2$ のマイラー膜で密封したものを用いる。β線自己吸収特性等を調べるため、厚み約 $3\sim 1300\text{mg}/\text{cm}^2$ の範囲で多数製作した。

其他の用具：検出体を完全に包むことができる厚み 1.00mm のカドミウム容器及び直径 11.5cm のパラフィン球。

3. 検出体の照射方法及び照射位置

3.1 照射方法

照射の方法は次の4種とする。

M1： 検出体のみを照射する。

M2： カドミウム容器中で照射する。

M3： パラフィン球中で照射する。

M4： 検出体をカドミウム容器に入れ、パラフィン球中で照射する。

3.2 ^{252}Cf 線源による照射

実験施設の都合上、線源を室内にとり出して照射できなかったため、線源容器に収納したまま容器のふたを開放し、線源からの距離 50cm の位置で 25 分間照射した。

3.3 加速器による照射

14MV X線発生時の照射口下向き、照射野絞り全閉の状態での照射する。X線出力は基準深吸収線量率で $180\sim 250\text{rad}/\text{min}$ 、照射時間は $5\sim 10$ 分間とした。照射位置は

A アイソセンター位置

B ターゲットを含む水平面内、加速器前面カバーから 12cm の位置

の2カ所とした。以後、位置と照射方法を示すた

め、例えば位置Aでの照射方法 M1 を A-M1 照射と表現する。

4. 放射能測定及び測定値の処理

この節では実測計数値からヨウ素の平均放射化断面積と中性子フルエンス率の積— $(\phi\sigma)$ 値とよぶことにする—を算定する過程を記述する。

4.1 放射能測定

計数開始時刻は照射終了1分間後とし、計数時間は10分間とした。GM計数装置の自然計数は、実験の全期間を通じ、ほぼ $30\sim 35\text{cpm}$ の間であった。

4.2 ^{128}I 以外の生成核種の計数値への影響

検出体として NaI を使用した場合、生成核種 ^{24}Na のγ線の計数値への影響が考えられる。このため、厚み $626\text{mg}/\text{cm}^2$ の NaI 検出体に B-M3 照射をなし、γ線分析装置によるγ線分析と GM 計数装置による放射能減衰曲線の測定を行なった。前者の分析により ^{24}Na 以外の不純物核種は検出されなかった。後者による減衰曲線の分析からは、照射直後の計数率への ^{24}Na の寄与は 0.3% 以下であることが見出された。 CHI_3 についても同様の分析をなしたが、 ^{128}I 以外の放射性核種は見出されなかった。

検出体をX線照射野内で使用する場合 (γ, n) 反応による放射性核種の生成が考えられる。関係する検出体構成元素は I, C, O, Na であるが、使用したX線のエネルギー 14MV では、しきい値が 9.1MeV の I と 12.4MeV の Na が問題となる。しかし、 $^{23}\text{Na}(\gamma, n)^{22}\text{Na}$ では生成核種 ^{22}Na の半減期が 2.62 年であり、放射化収率が極めて悪いので無視でき、 $^{127}\text{I}(\gamma, n)^{126}\text{I}$ による生成核種 ^{126}I の寄与を考えるとよい。X線照射野内で照射した試料について GM 計数装置により放射能減衰曲線を測定した結果 ^{126}I の生成が確認されたが、照射直後の計数率へ及ぼす寄与は少なかった。 ^{126}I の半減期は 13.3 日であるので減衰曲線の測定により容易に ^{128}I による計数値と分離できた。なお、以上に考えられる不純物核種が生成している場合は、照射後追跡測定を行ない、それらの寄与を差引いた計数値を中性子束密度の評価に

使用した。

4.3 照射直後の飽和計数率の算定

$$\text{計算式: } R_{os} = \frac{R_o (1-f_r)}{f_a (1-\exp(-\lambda t_r))} \dots\dots(1)$$

R_{os} : 飽和計数率, R_o : 照射直後の ^{125}I による計数率, f_r : R_o への $^{125}\text{I}-\gamma$ 線寄与率, f_a : $^{125}\text{I}-\beta$ 線の透過率, t_r : 照射時間

R_o, f_r, f_a は以下の方法で求めた。なお、加速器による照射の場合には更に X線出力で除して単位 X線出力当り飽和計数率とする。

4.3.1 R_o の計算

実測された計数值から放射能減衰及び数え落とし補正を行なった ^{125}I による計数率 R_o は以下のようにして求められる。

照射終了時刻から測定した計数開始時刻を t , 装置の分解時間を τ , ^{125}I の壊変定数を λ とすると、計数時間 T の間に計測される計数值 N は

$$N = \frac{1}{\lambda \tau} \ln \left\{ \frac{1 + \tau R_o \exp(-\lambda t)}{1 + \tau R_o \exp\{-\lambda(t+T)\}} \right\} \dots\dots(2)$$

で与えられ、これから R_o は

$$R_o = \frac{\exp(\lambda \tau N) - 1}{\tau \exp(-\lambda t) [1 - \exp\{-\lambda(T - \tau N)\}]} \dots\dots(3)$$

と求められる。(3)式により照射直後の計数率を計算するのであるが、 N の値は実測値から自然計数及び他核種による計数值寄与を差引いた値を代入する。他核種による計数值寄与が小さい場合は、これによって数え落とし補正に及ぼす誤差は小さい。なお、装置分解時間は初期計数率が充分大きい試料について経時的に5回以上測定し、(2)式を用いた最小二乗法による曲線あてはめにより求めた。

4.3.2 f_r 及び f_a

アルミニウム吸収板を用いた β 線吸収曲線の実測により $f_r = 0.002$ が得られた。また、同じ測定により β 線透過率曲線 f_a は

$$f_a = \exp\{-0.00476(x + 0.000667x^2)\} \dots\dots(4)$$

でよく近似できた。ここで、 x は mg/cm^2 の単位であらわした GM 管窓厚を含む試料-GM 管間の全吸収層厚みである。

4.4 比計数率の算定

比計数率 S を次の計算式により求められる値と定義する。

$$\text{計算式: } S = \frac{R_{os}}{F_1 m_I f_\beta} \dots\dots(5)$$

f_β は ^{125}I の β 線放出率 ($=0.936$) であり, F_1, m_I は以下の方法で求める量である。

4.4.1 ジオメトリ補正係数

厚い試料では、試料厚み方向へ無視できないジオメトリ変化があるので薄い円板状線源に対するジオメトリ近似式¹⁴⁾

$$f_g = \frac{1}{2} \left[1 - \frac{1}{(1+\beta)^{1/2}} - \frac{3}{8} \frac{\beta \gamma}{(1+\beta)^{5/2}} + \gamma^2 \left\{ \frac{5}{16} \frac{\beta}{(1+\beta)^{7/2}} - \frac{35}{64} \frac{\beta^2}{(1+\beta)^{9/2}} \right\} - \gamma^3 \left\{ \frac{35}{128} \frac{\beta}{(1+\beta)^{9/2}} - \frac{315}{256} \frac{\beta^2}{(1+\beta)^{11/2}} + \frac{1155}{1024} \frac{\beta^3}{(1+\beta)^{13/2}} \right\} \right], \beta = (r/h)^2, \gamma = (d/h)^2 \dots\dots(6)$$

(但し、 r は GM 管窓半径, d は線源半径, h は GM 管一線源間距離) にもとづき、ジオメトリ補正係数を次のように定める。

Fig. 2 に示すように、試料表面と GM 管窓と

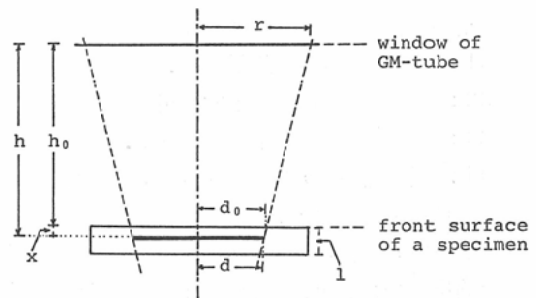


Fig. 2 Geometrical arrangement in a G-M tube stand.

の距離を h_0 , 表面からの深さを x , 試料表面半径を d_0 とすると (6) 式中の d, h は

$$h = h_0 + x, \quad d = d_0 - x(r - d_0)/h_0$$

となる。試料の比放射能が均一とし、 β 線の自己吸収・自己散乱を考えなければ、計数值 N 及び試料有効計数域放射能 D は、試料の幾何学的厚みを l , 単位体積あたりの放射能を s として

$$N = \int_0^l s \pi d^2 f_g(x) dx, \quad D = \int_0^l s \pi d^2 dx$$

となる。そこで、半径 d_0 , 幾何学的厚み l の試

料のジオメトリ補正係数 F_g を $F_g=N/D$ と定義する。 F_g の値は、作製した各試料ならびに測定条件毎にシンプソン積分公式を用いて計算した。

4.4.2 有効計数域質量の評価と第一補正係数 F_1

有効計数域の形は Fig. 2 に示すように円錐台となる。半径 d_0 、厚み l の部分に含まれる質量 m から有効計数域質量 m_0 を評価する係数 f_e を
$$f_e = \frac{m_0}{m} = \frac{1}{\pi d_0^2 l} \int_0^l \pi x^2 dx$$
 と定義する。 f_e と F_g の積を第一補正係数とよぶことにし F_1 であらわす。また、質量 m の試料中のヨウ素質量を m_1 であらわす。

4.5 ($\phi\sigma$) 値の算定

中性子スペクトル濃度 (differential distribution of fluence rate) を ϕ_E とするとき、($\phi\sigma$) 値は
$$(\phi\sigma) = \int \sigma_{act}(E)\phi_E dE \quad \dots\dots(7)$$
 で与えられる量であり¹⁵⁾、次の計算式で求める。

計算式：
$$(\phi\sigma) = \frac{S}{F_2 N_I} \quad \dots\dots(8)$$

ここで、 N_I はヨウ素単位質量あたりの原子数であり、 F_2 は以下の方法により求められる量である。なお、¹²⁷I (n, γ) 反応断面積を Fig. 3 に、関係する核データを Table 1 に示す。但し、Fig. 3 の 10eV 以下の部分は、このエネルギー域で平均散乱断面積が一定であるとし、文献値 3.6 barn¹⁷⁾ を BNL 325¹⁸⁾ に示された全断面積の曲線から差引いて描いてある。

Fig. 3 から約 10eV 以下で $1/v$ 則に従い、20eV

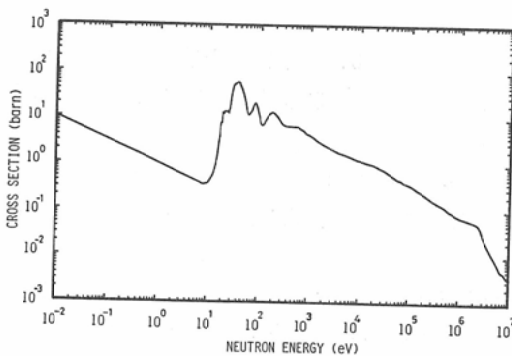


Fig. 3 Neutron absorption cross sections of iodine¹⁸⁾.

Table 1 Nuclear data for iodine¹⁷⁾

| | |
|----------------------------------------------------------------|--------------|
| Thermal activation cross-section at a neutron velocity 2200m/s | 5.6±0.3 barn |
| Measured resonance integral value by activation method | 140 barn |

附近に最初の共鳴があることがうかがわれる。

4.5.1 第二補正係数 F_2

4.4で定義した比計数率を薄い試料を用いた場合に得られる比放射能に換算する係数を第二補正係数とよぶことにし、 F_2 であらわす。この補正に含まれる要因は、 β 線の自己吸収、自己散乱、試料支持体の後方散乱、中性子自己遮蔽、試料を置くことによる中性子場の乱れ等であり、計算により F_2 を求めることは困難であるので、実測値を採用する。この場合、薄い試料を用いて実測された比放射能で厚い試料の比計数率を除した値として F_2 を定義する。

薄い試料の比放射能は、厚みが 3.35~12mg/cm² の間にある異なった厚みの試料7個を照射し、その比計数率を厚みに対してプロットし、最小二乗法により厚み0へ直線外そうした値を試料支持物質の後方散乱係数で除して求めた。試料支持物質は2mm厚みのアクリル樹脂であり、実測後方散乱係数は1.09であった。 F_2 の実測例をA-

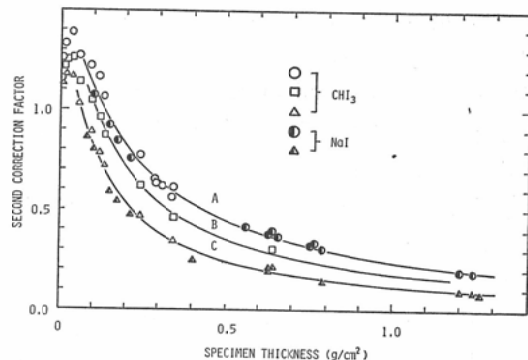


Fig. 4 Measured values of F_2 -factor to specimen thickness.

Curve A : A-M3 exposure, Curve B : B-M1 exposure
Curve C : A-M4 exposure.

M3 (曲線 A), B-M1 (曲線 B), A-M4 (曲線 C) の各照射の場合について Fig. 4 に示す。

図中の曲線は試料厚み 100mg/cm² 以上のデータ値を用い、関数

$$F_2 = \frac{A}{2} \left\{ \frac{1 - \exp(-\mu x)}{\mu x} + \exp(-\mu x) + \mu x \text{Ei}(-\mu x) \right\} \dots\dots(9)$$

のあてはめにより求めた。ここで、x は試料厚み、Ei(-μx) は積分指数関数である。各パラメーターのフィット値は Table 2 に示す。

Table 2 Fitted parameters in F₂-factor

| Curve | Parameter A | Parameter μ (cm ² /mg) |
|-------|-------------|-----------------------------------|
| A | 1.76 | 3.70 × 10 ⁻³ |
| B | 1.83 | 5.12 × 10 ⁻³ |
| C | 1.72 | 7.17 × 10 ⁻³ |

なお、A-M3 照射の場合、試料厚みがほぼ 150 mg/cm² 以上で関数

$$F_2 = 1.55 \sum_{k=1}^3 W_k \frac{1 - \exp(-\mu_k x)}{\mu_k x}, \quad \mu = 0.017 E_k^{-1.43} (\text{cm}^2/\text{mg}) \dots\dots(10)$$

にも適合することが見出された。ここで、E_k は¹²⁸I-β線の最大エネルギー (MeV) であり、W_k は各エネルギーのβ線の放出率である。

5. 中性子フルエンス率の評価

この節では(φσ)値から中性子フルエンス率を評価する過程を記述する。中性子の分類は、厚み 1.00mm のカドミウムフィルターによりカットオフされるスペクトル部分を熱中性子、それ以外の部分をepicadmium中性子とよぶことにする。後者には中速中性子と高速中性子が含まれる¹⁵⁾。なお、用語フルエンス率はICRU 19の定義¹⁶⁾に従って使用し、中性子束密度はunidirectional fieldにおけるフルエンス率の意味に使用する。

5.1 熱中性子フルエンス率の評価

M1, M2 照射による(φσ)値を、それぞれ(φσ)₁, (φσ)₂とし

$$\Phi_{th} = \frac{(\phi\sigma)_1 - (\phi\sigma)_2}{\bar{\sigma}_{th}} \dots\dots(11)$$

により熱中性子フルエンス率 Φ_{th} を評価する。

σ_{th} は熱中性子平均放射化断面積であり、中性子温度を絶対温度 T であらわすと

$$\bar{\sigma}_{th} = \sqrt{\frac{293.6}{T}} \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_{th}(0.0253 \text{eV}) \dots\dots(12)$$

で与えられる¹⁷⁾。なお、cadmium correction factor は1.0としている。

5.2 epicadmium 中性子束密度

測定位置のepicadmium中性子束密度は、パラフィン球中で評価された熱中性子フルエンス率 Φ_{pth} と epicadmium フルエンス率 Φ_{pepi} を用い、パラフィン球中の中性子場が等方的であると仮定して

$$\Phi_{pepi} = \frac{\Phi_{pth} + \Phi_{pepi}}{2} \dots\dots(13)$$

と評価する¹⁵⁾。Φ_{pth} と Φ_{pepi} は、パラフィン球中ではepicadmium中性子スペクトルが1/E slowing down spectra と仮定し、以下のように求める。

5.2.1 Φ_{pth} の評価

M3, M4 照射による(φσ)値をそれぞれ(φσ)₃, (φσ)₄ とし

$$\Phi_{pth} = \frac{(\phi\sigma)_3 - (\phi\sigma)_4}{\bar{\sigma}_{th}} \dots\dots(14)$$

により Φ_{pth} を評価する。

5.2.2 Φ_{pepi} の評価

epicadmium 部中性子スペクトルによる平均放射化断面積をσ_{epi} とし

$$\Phi_{pepi} = (\phi\sigma)_4 / \bar{\sigma}_{epi} \dots\dots(15)$$

により Φ_{pepi} を評価する。但し、σ_{epi} は仮定により、E_{CD} を cadmium cutoff energy とすると

$$\bar{\sigma}_{epi} = \int_{E_{CD}}^{E_{max}} \sigma_{act}(E) \frac{dE}{E} / \int_{E_{CD}}^{E_{max}} \frac{dE}{E} \dots\dots(16)$$

となる。

6. 実際への適用

6.1 平均放射化断面積の評価及び第二補正係数の選択

(a) σ_{th} の評価: Table 1 の熱中性子放射化断面積を(12)式へ代入し、T=298Kとして計算される値4.94barnを採用する。

(b) σ_{epiD} の評価: Table 1 の共鳴積分の値は E_{CD}=0.4eV, E_{max}=2MeV の場合であるので、同一エネルギー範囲で分母を評価して得られる(16)式の値9.08barnを採用する。

(c) 第二補正係数： ^{128}I - β 線に関するデータ
を(10)式へ代入して計算した値を採用する。

6.2 ^{252}Cf 線源による測定例

厚み 279~309mg/cm² の CHI_3 検出体を用いて3.2に記述した位置で測定した結果及び線源強度から逆二乗則により計算した同じ位置での値をTable 3に示す。

Table 3 The measured neutron fluence rates in ^{252}Cf -neutron field

| | $(\phi\sigma)$ values neutrons·barn/cm ² s ($\times 10^4$) | | Measured fluence rate neutrons /cm ² s ($\times 10^3$) | Calculated fluence rate neutrons /cm ² s ($\times 10^3$) |
|------------------|-------------------------------------------------------------------------------|---------------------|---------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|
| $(\phi\sigma)_1$ | 1.25 | ϕ_{th} | 0.64 | ~ 0 |
| $(\phi\sigma)_2$ | 0.93 | | | |
| $(\phi\sigma)_3$ | 6.54 | ϕ_{epi} | 5.6 | 2.62 |
| $(\phi\sigma)_4$ | 2.00 | | | |

6.3 加速器漏洩中性子束測定例

厚み 625~652mg/cm² の NaI 検出体を用いて3.3に記述した位置で測定した結果をTable 4に示す。

Table 4 The measured neutron fluences in some leakage neutron fields from a Linac in generating 14MV X-ray

| | $(\phi\sigma)$ values per rad photons neutrons·barn /cm ² rad-X ($\times 10^6$) | | Measured fluences per rad photons neutrons /cm ² rad-X ($\times 10^4$) |
|---------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Field B | $(\phi\sigma)_1$ | ϕ_{th} | 1.6 |
| | $(\phi\sigma)_2$ | | |
| | $(\phi\sigma)_3$ | ϕ_{epi} | 71 |
| | $(\phi\sigma)_4$ | | |
| Field A | $(\phi\sigma)_1$ | ϕ_{th} | 1.3 |
| | $(\phi\sigma)_2$ | | |
| | $(\phi\sigma)_3$ | ϕ_{epi} | 9.7 |
| | $(\phi\sigma)_4$ | | |

7. 再現性

同一照射条件のもとに、同一試料を用いた多数回の測定の結果、 $(\phi\sigma)$ 値の再現性は、十分に良好な計数値統計精度のもとで、 $\pm 2\%$ の相対的標準偏差値内にあった。また、同一中性子場中の測定で、試料厚み及び物質をかえたときの $(\phi\sigma)$ 値のばらつきを調査する目的で、厚み 93~638 mg/cm² の CHI_3 及び NaI 試料を用いて測定した。その結果、A-M3 照射の場合、 $(\phi\sigma)$ 値が $\pm 5\%$ 、他の場合は最大 $\pm 15\%$ の相対的標準偏差値内にあった。なお、第二補正係数 F_2 の値として(10)式により計算される値を全ての場合に適用しているため、後者の場合、 F_2 の値不適合による系統誤差を含んでいる。

8. 考察

^{252}Cf 線源による測定で、Table 3 に示すように、測定値は線源強度からの逆二乗則計算値に対し約2.2倍の過大評価となっている。この原因の1つは、熱中性子成分が逆二乗則計算値の20%以上検出されている事実から示唆されるように、3.2に記述した照射条件のもとでは散乱附加が考えられ、実測値は散乱中性子を含む値となっているためと考えられる。しかし、施設面の事情、保有している手段から、散乱附加量を評価するまでにはいたっていないので、標準線源による正しい校正は今後の課題としたい。以上の測定からは、この測定法による中性子束密度の評価値は少なくとも真の値を下まわることなく、過大評価もたかだか2倍を超えることはないと言える。

一方、直線加速器からの漏洩中性子場を測定したTable 4中、場Aの ϕ_{epi} の値から、線源—測定位置間距離を100cm、中性子は線源から等方的に放出され、加速器遮蔽体内での中性子吸収が無視できると仮定して中性子発生量を推定すると 1.2×10^{10} neutrons/rad-X となり、Siemens Mevatron の15MV X 線発生時の実測例¹³⁾ 7.6×10^9 neutrons/rad-X と比較し、オーダー的によく近似していると共に、この例に対し約1.6倍となっている。装置が相違するため、いちがいに比較できないが、本研究で使用したX線エネルギーは14

MVであり、上記実測例より発生量がいく分少ないと考えられるので、ここでも約2倍の過大評価となっている。

今後検討すべき課題としては、以下の点が考えられる。

a. (1), (5), (8)式から、放射能測定条件がきまると検出体固有の値となる定数

$$K = \frac{1}{m_I f_{\beta} N_I} \frac{1 - f_r}{f_a F_1}$$

照射時間によってきまる定数 $(1 - e^{-\lambda t r})$ 、第二補正係数 F_2 、及び照射直後の ^{128}I - β 線計数率 R_0 で $(\phi\sigma)$ 値をあらわすと

$$(\phi\sigma) = \frac{K}{F_2(1 - e^{-\lambda t r})} R_0 \quad \dots\dots(17)$$

となる。ここで、 K 、 $(1 - e^{-\lambda t r})$ は比較的良好な精度で評価できるので、 F_2 の評価が問題となる。試料中の放射能分布が一樣で、中性子自己吸収が無視できるならば、Fig. 4 中の曲線は全て一致するはずであるが、実際には中性子場依存性がみられる。この点の詳細な検討が必要である。

b. $(\phi\sigma)$ 値から熱中性子フルエンス率又は episcadmium 中性子束密度を評価する過程におかれたいくつかの仮定、特に平均放射化断面積の評価法及び (13) 式の妥当性についての検討が必要である。

9. 結 論

本測定法は、医療用直線加速器からの漏洩中性子場のように低速から中・高速領域にいたる広いエネルギー分布をもった比較的全フルエンス率の小さい中性子場において、単一検出体を用いての広範な測定を可能とするものであり、加速器使用室内外の中性子束分布の測定に有効である。また、この方法による評価値は、今後検討すべき面を残しながらも、本研究の段階で真の値を下まわることなく、過大評価もたかだか2倍をこえるものではないことが確かめられた。このことは、本測定法による測定が放射線防護的な意味で安全側にあることを意味し、過大評価も、その意味で常識的な範囲内にあると考える。また、中性子標準線源による校正なしに、ヨードホルムのような入手しやすい物質を使用し、簡便な測定器で上述の測定

が可能であることは、実用的価値が大きいと考えられる。

終りに、 ^{252}Cf 線源による測定に御協力いただいた本学工学部中性子増倍装置研究室の東海林功氏ならびに実験室使用を許可下さった小沢保知教授及び資料等の提供をいただいた本学工学部小川雄一教授、成田正邦助教授に深謝いたします。なお、本論文の要旨は第39回日医放射線部会において発表した。

参考文献

- 1) 五十嵐公彦, 山口成厚, 花田博之, 入江五朗, リニアック照射室迷路入口の漏洩線について (第36回物理部会, 1978), 日本医放会誌, 39: 461, 1979
- 2) 山口成厚, 中性子漏洩の実状とその測定—構造材の材質の検討が急がれる医療用加速器. 新医療, 7 (7): 127—130, 1980
- 3) Hsieh, C.L.: The stray radiation levels of a 45 MeV travelling wave linear electron accelerator. Brit. J. Radiol., 29: 201—204, 1956
- 4) Axton, E.J. and Bardell, A.G.: Neutron production from electron accelerators used for medical purposes. Phys. Med. Biol., 17: 293—298, 1972
- 5) Wilenzick, R.M., Almond, P.R., Oliver, G.D. and De Almeida, C.S.: Measurement of fast neutrons produced by high-energy X-ray beams of medical electron accelerators. Phys. Med. Biol., 18: 396—408, 1973
- 6) HcGinley, P.H., Wood, M., Mills, M. and Rodriguez, R.: Dose levels due to neutrons in the vicinity of high-energy medical accelerators. Med. Phys., 3(6): 397—402, 1976
- 7) Holeman, G.R., Price, K.W., Friedman, L.F. and Ravinder Nath: Neutron spectra measurements in a intense photon field associated with a high-energy X-ray radiotherapy machine. Med. Phys., 4(6): 508—515, 1977
- 8) Deye, J.A. and Young, F.C.: Neutron production from a 10 MV Medical Linac. Phys. Med. Biol., 22: 90—94, 1977
- 9) Gur, D., Rosen, J.C., Bukovitz, A.G. and Gill, A.W.: Fast and slow neutrons in a 18 MV photon beam from Philips SL₇₅—20 linear accelerator. Med. Phys., 5(3): 221—222, 1978
- 10) Price, K.W., Ravinder Nath and Holeman, G.R.: Fast and thermal neutron profile for 25 MV X-ray beam. Med. Phys., 5(4): 285—289, 1978
- 11) Gur, D., Bukovitz, A.G., Rosen, J.C. and

- Holmes, B.G.: Relative measurements of fast neutron contamination in 18 MV photon beams from two linear accelerators and a betatron. *Med. Phys.*, 6(2): 140—141, 1979
- 12) Tochilin, E. and LaRiviere, P.D.: Neutron leakage characteristics related to room shielding, Proceeding of a conference on neutrons from electron medical accelerator. NBS Special Publication, 554: 145—154, 1979
- 13) McCall, R.C. and Swanson, W.P.: Neutron source and their characteristics, Proceeding of a conference on neutrons from electron accelerator. NBS Special Publication, 554: 75—86, 1979
- 14) 伊藤岳郎編：フィットープ測定技術。第5版，pp. 157, 1960, 地人書館，東京
- 15) Neutron Dosimetry for Biology and Medicine, ICRU Report 26, pp. 1,6 & 38, 1977
- 16) Radiation Quantities and Units, ICRU Report 19, pp. 7—8, 1971
- 17) Beckurts, K.H. and Wirts, K.: Neutron Physics, pp. 244, 412 & 419, 1964, Springer-Verlag, Berlin, Goettingen, Heidelberg and New York
- 18) Garber, D.I. and Kinsey, R.R.: Neutron cross sections, Volume II, Curves, BNL 325, Third edition, pp. 293—295, 1976, National neutron cross section center, Brookhaven National Laboratory, New York
-