

Title	ヨウ素放射化検出体を利用した中性子平均エネルギー及び線量当量評価法（医療用直線加速器からの中性子場への適用）
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. 1982, 42(8), p. 783-791
Version Type	VoR
URL	https://hdl.handle.net/11094/19336
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中性子平均エネルギー 及び線量当量評価法

(医療用直線加速器からの中性子場への適用)

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56年10月29日受付)

(昭和56年12月17日最終原稿受付)

A Method of Estimation for Neutron average energy and Dose equivalent by using Iodine activation detector

(Application to neutron field produced by medical Linac.)

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 energy, Neutron dose equivalent,
Activation detector, Iodine

A simple method is developed for the evaluation of fluence-to-dose-equivalent conversion factor corresponding to a certain neutron spectrum. An average neutron energy can also be evaluated with the conversion factor and from ICRP response curve (ICRP 21).

A ratio of a detector response in 8" ϕ Bonner sphere to that in 5" ϕ Bonner sphere was used as a parameter in the method. In this paper, the detector response is that of an iodine activation detector to thermal neutrons in a Bonner sphere.

The conversion factors in ICRP 21 were related to the parameter by using available data of efficiencies of Bonner spheres (ICRU 13, etc.). A conversion factor was evaluated from this rela-

tion and from a measured value of the parameter.

The values of neutron dose equivalent were obtained from our measurements on fluence by means of iodine activation method in the mazes of two medical Linac treatment rooms.

Validity of the method was proved by comparing the above values of dose equivalent with the values measured by a remcounter at the same locations.

1. はじめに

放射線防護上の観点から中性子の影響を評価するためには線量当量による表示が必要不可欠である。線量当量を直接表示する測定器としてはBF₃比例計数管を使用したレムカウンターが実用化され、信頼されるものとして使用されているが、医療用直線加速器(以後 Linac と略称する)の照射室内のような強いパルス状放射線場中では pulse pile-up の問題があり使用できない。また、中性子計測用の TLD を使用した方法も適用されているが¹⁾、まだ一般の医療施設で手軽に利用できるまでにはいたっていない。一方、中性子フルエンスから線量当量を評価するためには、測定点の中性子スペクトルに関する知識が必要であるが、一般の医療施設では、それを測定によって得ることは極めて困難である。そこで、線量当量の評価に適用する fluence-rem 変換係数を得るための何らかのエネルギーパラメーターに関する情報を得る努力をなすことが最も実用であると考えられる。しかし、Linac 使用室内のように比較的lowフルエンスの中性子場中で測定点のエネルギーパラメーターを実測する方法は、適当な検出体と組み合わせた Bonner 球法を除いてみあたらない。この方法の一つとして、既に報告したヨウ素放射化法²⁾の検出感度が高いことを利用して、フルエンス測定に使用するものと同じ検出体を用い、2個の Bonner 球を使用した測定から中性子エネルギーに依存するパラメーターを求め、簡便に fluence-rem 変換係数及び中性子平均エネルギーを評価する方法を考案した。その方法を実際に適用し、妥当性を検討したところ、良好な結果を得たので報告する。

2. Fluence-rem 変換係数及び中性子平均エネルギーの評価法

2.1 Fluence-rem 変換係数

Bonner 球が置かれている位置の中性子フルエンスを Φ 、球内におかれた検出器のレスポンスを C とすると efficiency f は $f=C/\Phi$ で与えられる。Linac 使用室内のエネルギーパラメーター測定に適合する Bonner 球として直径 5'' ϕ 及び 8'' ϕ の2種類を選択し、efficiency をそれぞれ f_5 、 f_8 、検出器レスポンスを C_5 、 C_8 とすると $C_5=f_5\Phi$ 、 $C_8=f_8\Phi$ である。 C_5 、 C_8 は、このように測定点のフルエンスに比例するので、エネルギーのみに依存するパラメーター $\Psi(E)$ を両者の比

$$\Psi(E) = C_8/C_5 = f_8/f_5 \quad \dots\dots (1)$$

で定義する。 $\Psi(E)$ は比較的容易に実測できる量であるので、あらかじめ $\Psi(E)$ と fluence-rem 変換係数(以後変換係数とよぶ)の関係を示すグラフ又は数表を文献値から作成し、実際への適用にあたっては、 $\Psi(E)$ を実測し、このグラフ又は数表を利用して変換係数を求めるというのがこの方法の要点である。

f_5 、 f_8 の値として ⁶LiI シンチレーターを使用して求められた文献値³⁾⁴⁾を採用し、以下のようにして変換係数との関係を求めた。なお、文献値は relative efficiency で示されているが、 $\Psi(E)$ の算定にあたって比をとるので支障はない。

文献値より中性子エネルギー毎に $\Psi(E)$ の値を求める。引用した文献によると Awshalom によるものと Bramblett et al. によるものの2種類のデータが示されているので、 $\Psi(E)$ の1つの値に対し2通りの中性子エネルギー値がきまる。前者によるものを E_a 、後者によるものを E_b とする。中性子束がスペクトルをもつ場合、この方法により得られた E_a 、 E_b を平均エネルギーと仮定し、変換係数を求めるために適用すべきエネルギー(実効エネルギー) E_{eff} と平均エネルギー \bar{E}

の関係として Tochilin et al.⁵⁾ が与えている関係
 $E_{eff} = 0.59\bar{E}$ …… (2)

を採用して、 E_a, E_b それぞれに対応する E_{eff} を求める。次に、ICRP 21に示されている変換係数表⁶⁾を用いて各 E_{eff} に対応する変換係数を求め $(CF)_a, (CF)_b$ とする。同一フルエンス値 Φ に対し、これらの変換係数により $D_a = \Phi / (CF)_a, D_b = \Phi / (CF)_b$ の2通りの線量当量値を得る。評価すべき線量当量値 D は、これらの平均値

$$D = \frac{1}{2}(D_a + D_b) = \frac{1}{2} \left[\frac{1}{(CF)_a} + \frac{1}{(CF)_b} \right] \Phi$$

で与えられるとする。そこで、

$$\frac{1}{2} \left[\frac{1}{(CF)_a} + \frac{1}{(CF)_b} \right] \equiv \frac{1}{(CF)} \quad \dots\dots (3)$$

とおいて得られる (CF) を採用すべき変換係数の値とする。以上の方法で求めた $\Psi(E)$ と (CF) の関係を Fig. 1, 曲線Aに示す。

2.2 中性子平均エネルギー

2.1 の方法により得られた (CF) に対応する中性子エネルギー E_{eff} を ICRP 21に示される変換係数表⁶⁾から求め、 $\bar{E} = E_{eff} / 0.59$ により得られるエネルギー \bar{E} を評価すべき平均エネルギーと

した。 $\Psi(E)$ と \bar{E} の関係を Fig. 1, 曲線Bに示す。

2.3 実際への適用にあたっての検討

Fig. 1 を実際に適用するにあたって、それを作成するために使用した文献値は ${}^6\text{LiI}$ シンチレーターにより得られたものである。他の種類の検出体を用いた場合にもそのまま適用できるかどうかを検討しておく必要がある。検討すべき点は、Bonner 球中で検出体がおかれている場所の中性子フルエンスと ${}^6\text{LiI}$ シンチレーターのレスポンスとの関係である。

Bonner 球の中心における中性子スペクトルを cadmium filter によって cut-off される部分 (以後熱中性子とよぶ) とされない部分 (以後 epi-cadmium 中性子とよぶ) にわけ、それぞれの部分に対応する着目する、反応の平均断面積を $\bar{\sigma}_{th}$ 及び $\bar{\sigma}_{epi}$ とする。熱中性子に対し Maxwell 分布を仮定すると $\bar{\sigma}_{th}$ は $1/v$ 則検出体の場合⁷⁾

$$\bar{\sigma}_{th} = \sqrt{\frac{293.6}{T}} \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_{th}(0.0253\text{eV}) \dots\dots (4)$$

で与えられる。epi-cadmium 中性子に対し $1/E$ スペクトルを仮定すると $\bar{\sigma}_{epi}$ は

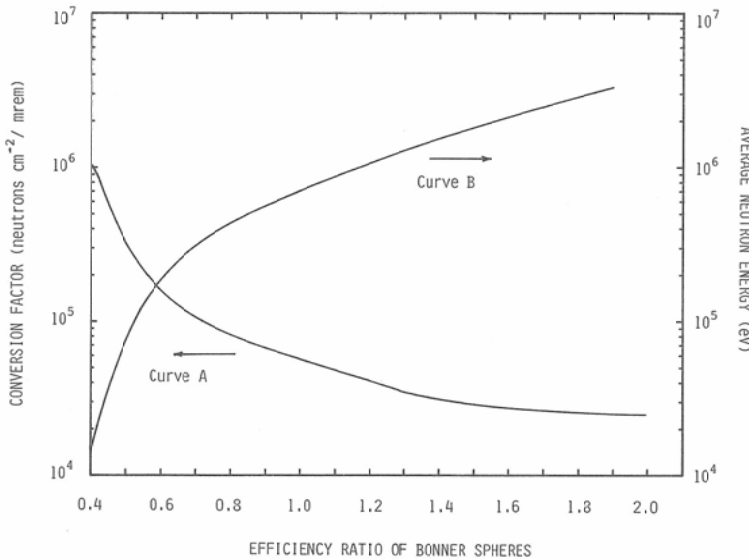


Fig. 1 Fluence-rem conversion factor and neutron average energy as a function of efficiency ratio of Bonner spheres ($\Psi(E)$). These curves were drawn on the basis of the literature⁵⁾⁶⁾.

$$\bar{\sigma}_{\text{epi}} = \int_{E_{\text{min}}}^{E_{\text{max}}} \sigma(E) \frac{dE}{E} / \int_{E_{\text{min}}}^{E_{\text{max}}} \frac{dE}{E} \quad \dots (5)$$

で与えられる。σ(E) は 1/v 検出体の場合

$$\sigma(E) = \text{const.} / \sqrt{E} \quad \dots (6)$$

であり、共鳴検出体の場合、充分薄い検出体に対し分子の積分は共鳴積分である。

⁶Li シンチレーターによる検出法に利用されている ⁶Li (n, t)⁴He 反応の断面積は、中性子エネルギー 0.0253eV に対し 945 barn⁴⁾ であり、ほぼ 1/v 則検出体であることが知られている³⁾。したがって、 $\bar{\sigma}_{\text{th}}$ は T=298.2K とすると (4) 式により 831 barn となる。また、0.0253eV 及び 945 barn を (6) 式へ代入し、const.=150 barn·(eV)^{1/2} を得るので、 $\bar{\sigma}_{\text{epi}}$ は E_{min}=0.5eV, E_{max}=10keV として⁸⁾ (5) 式から 42.5 barn を得る。

⁶Li シンチレーターのレスポンスを C とし、熱中性子のフルエンスを Φ_{th}, epi-cadmium 中性子のフルエンスを Φ_{epi} とすると

$$C \propto \bar{\sigma}_{\text{th}} \Phi_{\text{th}} \left(1 + \alpha \frac{\bar{\sigma}_{\text{epi}}}{\bar{\sigma}_{\text{th}}} \cdot \frac{\Phi_{\text{epi}}}{\Phi_{\text{th}}} \right) \dots (7)$$

とあらわされるであろう。ここで、α はシンチレーターが充分薄い場合にその値が 1 となるパラメーターであり、シンチレーターの厚みに依存する。(7)式中 $\bar{\sigma}_{\text{epi}}/\bar{\sigma}_{\text{th}}$ の値は上述の平均断面積の値を用いると 0.051 となる。一方、Φ_{epi}/Φ_{th} の値は、ヨウ素放射化法²⁾ により実測したところによると、²⁵²Cf 中性子に対し 11.5cmφ (~4.5''φ) 球中で 0.37, 20cmφ (~8''φ) 球中で 0.12 であった。また、14MV X線発生時の Linac からの漏洩中性子束に関しては、それらの値を下まわる結果を得ている。したがって、少なくとも ²⁵²Cf 中性子の平均エネルギー以下の中性子束に関する測定では、使用した 2 種類の Bonner 球中で Φ_{epi}/Φ_{th} の値が 0.4 をこえることはないと推測される。α に関しては、self-shielding factor を熱中性子と epi-cadmium 中性子について計算し、その比を評価の尺度とする。self-shielding factor の表式として

$$f_s = \frac{1}{1 + 2\mu_a \delta}$$

を採用し⁷⁾

$$\alpha = \frac{1 + 2(\mu_a)_{\text{th}} \delta}{1 + 2(\mu_a)_{\text{epi}} \delta} \quad \dots (8)$$

とおく。(μ_a)_{th}, (μ_a)_{epi} はそれぞれ $\bar{\sigma}_{\text{th}}$, $\bar{\sigma}_{\text{epi}}$ から評価される線吸収係数であり、δ はシンチレーター厚みである。μ_a はほとんど ⁶Li (n, t)⁴He 反応の断面積によりきまるとすると (μ_a)_{th}=1.13 cm⁻¹, (μ_a)_{epi}=0.058cm⁻¹ となり、δ=1cm とすると α=3 が得られる。

以上により (7) 式中の α $\bar{\sigma}_{\text{epi}} \Phi_{\text{epi}}/\bar{\sigma}_{\text{th}} \cdot \Phi_{\text{th}}$ の値は 0.06 をこえないと推測される。このことは、5''φ 及び 8''φ Bonner 球中では、⁶Li のレスポンスの 94% 以上が熱中性子からの寄与であることを意味し、小さな誤差を容認すれば (7) 式は C ∝ $\bar{\sigma}_{\text{th}} \cdot \Phi_{\text{th}}$ で近似できる。Ψ(E) は (1) 式に示すように、各 Bonner 球中で測定される C の比であらわされるので、各 Bonner 球中で評価される熱中性子フルエンスの比に近似的に等しいと言える。即ち、各 Bonner 球中の Φ_{th} に比例するレスポンスを評価することができれば、Fig. 1 は検出体の種類にかかわらず適用できると結論される。

2.4 ヨウ素放射化法への適用

ヨウ素放射化法ではレスポンスを

$$(\phi\sigma) = \frac{K}{F_2 (1 - \exp(-\lambda t))} R_0 \quad \dots (9)$$

で与える。ここで、(φσ) は平均断面積とフルエンスの積 ((φσ) 値とよぶ) であり、K は放射能測定条件に依存する検出体固有の定数、λ は ¹²⁸I の壊変定数、t は照射時間、R₀ は照射終了直後の ¹²⁸I-β 線の計数率である。F₂ は β 線自己吸収、中性子自己遮蔽等の影響に対する補正因子であるが、ここでは実験的に得られた 1 つの関係

$$F_2 = 1.55 \sum_{k=1}^3 W_k \frac{1 - \exp(-\mu_k x)}{\mu_k x} \quad \dots (10)$$

を適用した。(10) 式中 μ_k は ¹²⁸I から放出される β 線の最大エネルギーを E_k とすると

$$\mu_k = 0.017 E_k^{-1.43} \text{ (cm}^2/\text{mg)}$$

で与えられ、W_k は各エネルギーの β 線の放出率である。

ヨウ素放射化法により Ψ(E) の測定値を得るためには、5''φ 及び 8''φ 球中で cadmium filter を

使用した場合と使用しない場合の $(\phi\sigma)$ 値を測定し、その差を求める。得られた結果をそれぞれ $(\phi\sigma)_s$, $(\phi\sigma)_8$ とし、 ^{127}I (n, γ) ^{128}I 反応に対する (4)式で与えられる断面積を $\bar{\sigma}_{th}$ とすると $(\phi\sigma)_s = \bar{\sigma}_{th}(\Phi_{th})_s$, $(\phi\sigma)_8 = \bar{\sigma}_{th}(\Phi_{th})_8$ である。但し、 $(\Phi_{th})_s$, $(\Phi_{th})_8$ は各 Bonner 球中の2.3で定義した Φ_{th} である。したがって、2.3の結論により $\Psi(E)$ の実測値は

$$\Psi(E) = \frac{(\Phi_{th})_8}{(\Phi_{th})_s} = \frac{(\phi\sigma)_8}{(\phi\sigma)_s}$$

で与えられる。

なお、ヨウ素の放射化を利用したフルエンス測定に関する、以上の点の詳細は山口等により既に報告されている²⁾。

3. 実際への適用

2節で述べた評価法は、実際への適用によって、その妥当性を検証する必要がある。そこで、東芝 LMR-15 Linac を使用し、14MV X線発生時に加速器から漏洩してくる中性子束について測定を行い、線量当量に関しては Neutron dose rate meter 2202D (Studsvik) (以後、レムカウンターとよぶ) による実測値との比較、平均エネルギーに関しては文献値との比較を行った。なお、前者の比較は三菱 ML-M II B Linac を使用して10MV X線発生時の漏洩中性子束に関しても行った。

3.1 中性子フルエンスの測定

中性子フルエンスの測定はヨウ素放射化法による。放射化検出体には厚み約 300mg/cm² 前後の CHI₃ 試料 (一部は厚み約 600mg/cm² 程度のNaI 試料を用いているが結果には大きなちがいが無い) を使用した。また、中性子フルエンスを求めるために使用した平均放射化断面積は、熱中性子に対しては、エネルギー 0.0253eV に対する文献値 5.6barn²⁾ を用いて T=298.2K として (4)式により評価した 4.92 barn を、epi-cadmium 中性子に対しては、共鳴積分の文献値 140barn を用いて E_{min}=0.4eV, E_{mix}=2MeV として (5)式により求められる 9.08 barn を採用した。

3.2 レムカウンターによる実測値との比較

レムカウンターを使用して、3.2.1で述べ

Table 1 The comparison between the values measured by a Neutron dose rate meter 2202D and by the iodine activation method.

Data No.	Neutron dose rate meter 2202D (mrem/h)	Iodine activation method		
		(DE) _{th} (mrem/h)	(DE) _{epi} (mrem/h)	(DE) _{tot} (mrem/h)
1	3.8	2.2	1.8	4.0
2	4.0	2.6	2.6	5.2
3	6.0	2.9	3.1	6.0
4	10.2	4.5	5.6	10.1
5	22.9	9.8	10.9	20.7
6	46.0	14.6	31.3	45.9
7	186	22.6	167	190
8	308	41.5	278	320
9	2.5	2.8	1.0	3.8
10	4.7	3.9	2.9	6.8
11	7.2	8.1	3.0	11.1
12	12.4	10.9	6.3	17.2
13	27.4	16.2	13.1	29.3
14	58.3	26.5	34.6	61.1

(DE)_{th} : Dose equivalent by thermal neutrons.

(DE)_{epi} : Dose equivalent by epi-cadmium neutrons.

(DE)_{tot}=(DE)_{th}+(DE)_{epi}

る方法で測定した線量当量値を Table 1第2欄に、ヨウ素放射化法により3.2.2に述べる方法で評価した同一点の線量当量値を Table 1第3~5欄に示す。更に両者の関係を Fig. 2 に示す。表中、data No. 1~8は東芝 LMR-15(14MV) 使用室、9~14は三菱 ML-M II B 使用室で得られた値である。なお、Table 1 中最大の平均エネルギーが測定されたのは No. 7の値を得た位置であり 95keV であった。また、各測定値の測定点を Fig. 3に示す。図中 A は東芝 LMR-15 使用室であり、B は三菱 ML-M II B 使用室である。A の斜線部分は厚さ 30cm の水で中性子遮蔽対策が施された部分であり、床上約 2m までは両びらきのドアとなっている。data No. 1 及び 3~8 は、このドアを全開として床上 1.0m の高さで測定した。data No. 2 は中性子遮蔽対策前に測定された値であり、測定点は床上 1.3m で、入口ドアは全閉の状態に測定された。B の斜線部分は床上 2m 以上がダクト貫通部を除きコンクリート壁と

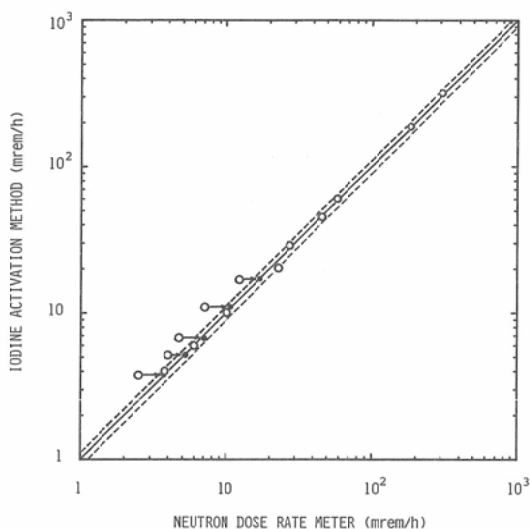


Fig. 2 Comparative plot of the values measured by a Neutron dose rate meter 2202D and by the iodine activation method. Solid line: Ideal curve in the case that the values measured by both methods coincide with each other. Dotted lines: Showing relative deviation of $\pm 10\%$ to the ideal curve.

○→●: Showing a sensitivity correction to the value measured by the Neutron dose rate meter 2202D (○: before the correction, ●: after the correction).

なっている。No. 9 は入口ドア全閉の状態にて測定した。なお、測定は全て照射野全閉、照射口鉛直下方向きの条件で行った。

3. 2. 1 レムカウンターによる測定

使用したレムカウンターの検出器は BF_3 比例計数管であり、測定する場所によっては pulse pile-up の影響を考えなければならない。特に、減速による遅延がない光子による pile-up が心配されるので、以下のようにあらかじめその特性を測定した。

中性子発生がない6MV Linac (日本電気 NEL-AC-1006) からの primary beam を照射室コンクリート壁へ垂直に照射し、その 119° 散乱線を光子 pile-up 特性の測定に使用した。測定位置は迷路内で、加速器からの漏洩線が測定器へ直接入射しない場所を選び、また、測定器へ到達する散乱線の強度は primary beam の照射野の大きさを変えることにより変化させた。測定点の照射線量は Ionex 600cc 電離箱 (前面に5.0mm 厚みのポリスチレン板を附加した) を用いてレムカウンターとの置換法により測定した。以上の実験からこのレムカウンター (使用条件: 印加電圧 2200V, disc. level 2.0V) では、光子 pile-up が無視できるX線バックグラウンドは $2.6 \times 10^{-5} \text{mR}/\mu\text{s}$

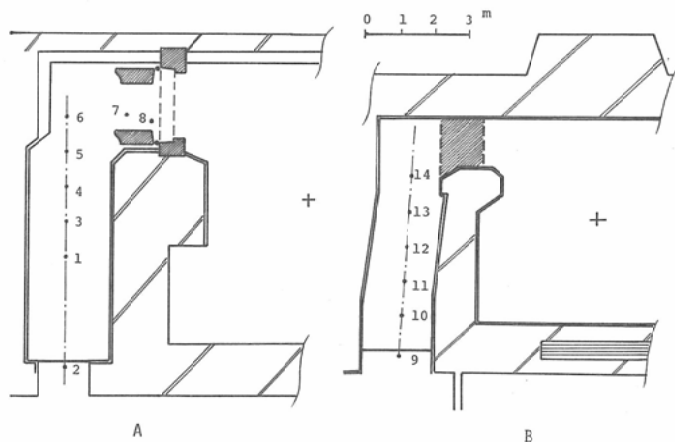


Fig. 3 Room layouts and measurement locations. The shaded parts in room A are neutron shielding panel and doors with a thickness of 30cm water. The shaded part in room B is concrete wall, which is built from the ceiling up to a height of 2 m over the floor.

であった。但し、この数値は Linac の単位パルス幅あたりの照射線量で表現してある。また、この数値は大気補正（標準状態：20°C，760mmHg）のみがほどこされ、感度のX線エネルギー依存性に関する補正はなされていない。

6MV-X線の primary beam の実効エネルギーは1.9MeV とされているので⁹⁾、これから119° Compton散乱線のエネルギーを計算すると291keVとなる。6MV 以上の高エネルギー-X線を発生する Linac からの漏洩線が、標準的な設計の放射線治療室の迷路壁で散乱された場合、散乱線実効エネルギーは300keV 程度とされており、上記散乱線エネルギーの計算値はこれと同程度である。従って、以上の実験で得られた結果は、Linac からの漏洩X線が直接入射しない迷路内の測定点に対し一般的に適用可能である。

東芝 LMR-15 (14MV) Linac では、標準的な出力 (200rad/min) でパルスくりかえし周波数約300pps、パルス幅2.5 μ s、三菱 ML-M II B Linac では300rad/min の出力で32pps、パルス幅4 μ s である。測定は全てこの出力でなされたので、前者では70mR/h、後者では12mR/h が光子 pile-up を無視できるX線バックグラウンドの限界である。照射室内では全ての点でこれらの値をこえたので、測定点は必然的に迷路内に限られた。

中性子線量当量率の測定に際しては、一定時間内の計数値を測定し、計数率を cps 単位で求め、使用説明書に指示されている標準的な計数率-線量当量率変換係数3.3cps/mrem/h で除すことにより線量当量率の値とした。なお必要な場合は数え落とし補正を行なった。

3. 2. 2 ヨウ素放射法による線量当量率の測定

3. 1の方法で中性子フルエンスを、2. 4の方法で $\Psi(E)$ を測定した。実際の測定に使用した Bonner 球は11.5cm ϕ のパラフィン球（フルエンス測定にも使用する）と20cm ϕ のポリエチレンとパラフィンの混合球（重量比1：2）であるが、前者は5'' ϕ に後者は8'' ϕ 球に近いので、結果には大きな差が生じないと考えられる。

熱中性子フルエンスの線量当量への変換は、中性子エネルギー0.025eV の場合の変換係数 $9.36 \times 10^5 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} / \text{mrem}$ を、epi-cadmium 中性子に対しては $\Psi(E) = 0.430$ （実効エネルギー15keV）以下の場合には $9.25 \times 10^5 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} / \text{mrem}$ ； $\Psi(E) = 0.430$ をこえる場合は、Fig. 1, 曲線A の関係により求められる変換係数を適用した。

3. 3 実測エネルギー値

東芝 LMR-15 Linac を用い、14MV X線発生時において Fig. 4 に示す測定点1及び2でエネルギー測定を行った。測定は照射野全閉、照射口鉛直下方向きの条件でなされた。測定の方法は3. 2. 2における $\Psi(E)$ の測定と同じである。実測された $\Psi(E)$ の値は測定点1で0.841、2で0.765であり、Fig. 1, 曲線B に示した関係から、各測定点における中性子の平均エネルギーは、測定点1で493keV、2で402keV と評価される。

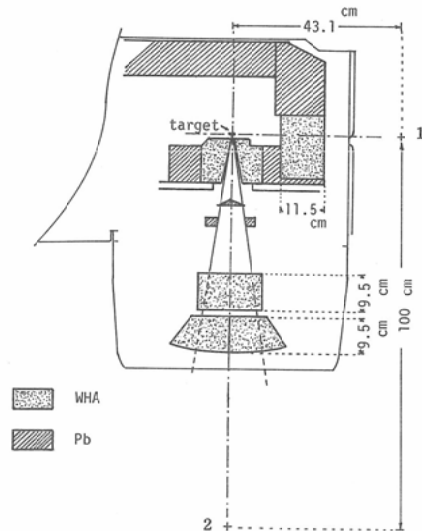


Fig. 4 Arrangement of shields in the Linac head and locations (1 and 2) for neutron energy measurement. WHA: Tungsten heavy alloy, Pb: Lead.

4. 考 察

4. 1 線量当量値に関する考察

Fig. 2 に示すように、本測定法による線量当量評価値は、レムカウンターによる測定値に対し、

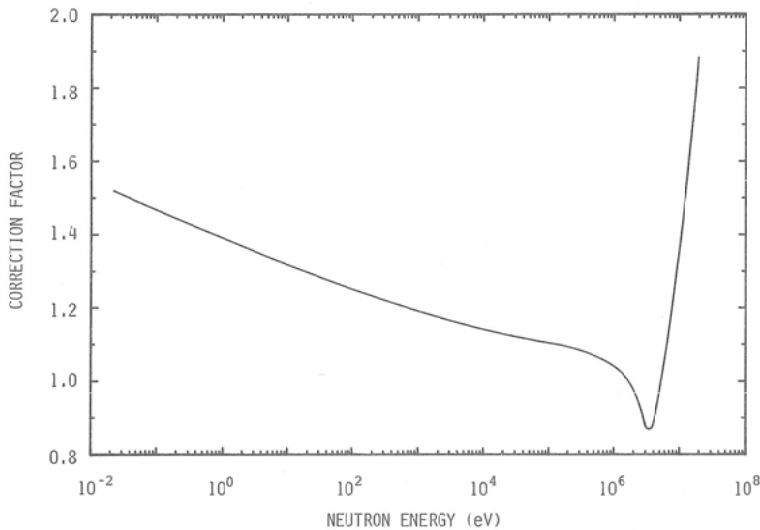


Fig. 5 Correction factor versus neutron energy for a Neutron dose rate meter 2202D.

Correction factor=(Standard sensitivity)/(Sensitivity). The unit of sensitivity is cps/mrem/h and standard sensitivity is 3.3 cps/mrem/h.

おおむね±10%の相対偏差内にある。しかし、Table 1中、中性子平均エネルギーが熱中性子又は熱外中性子のエネルギー領域に近いと考えられる場所で測定された data No. 2 及び9~12の5点は大きく外れている。使用したレムカウンターに添付されてきた感度の中性子エネルギー依存性に関するグラフより、標準とされる感度3.3cps/mrem/hの場合を1として校正定数を求めると Fig. 5 に示すようになる。図に示す通り、この測定器は、中性子平均エネルギーの低下につれて感度が減少し、ほぼ1keV以下の領域では校正定数が1.2~1.5となる。即ち、測定器の目盛を直読して測定値とすると、中性子平均エネルギーによっては最大50%程度の過小評価をする可能性がある。従って、本測定法による評価値が、低エネルギー側でレムカウンターによる測定値を上まわるのは、レムカウンター感度のエネルギー依存性にその原因があると思われる。平均エネルギーが25keV(実効エネルギー15keV)以下となる測定点ではエネルギー評価をしていないが、仮に、レムカウンター校正定数を data No. 2 及び12に対し1.3, 9~11に対し1.5とすると、これらの校

正定数により補正されたレムカウンター測定値と本測定法による評価値とは極めてよく一致する。レムカウンター測定値に対し、この補正がなされた結果を Fig. 2 中に黒丸で示してある。

以上により本線量当量評価法は妥当なものであると結論される。

4.2 実測エネルギーに関する考察

測定点1, 2に関連した Linac ヘッド部の遮蔽体配置を Fig. 4 に示す。これらの点は、中性子の主発生源と考えられるターゲットと一次コリメーターに対し、それぞれ厚さ11.5cm, 19cmのタングステン重合金(WHA)で遮蔽されている。McCall et al.¹⁰⁾¹¹⁾の計算によると、15MV X線発生の場合、タングステン11.5cm, 19cmの遮蔽で、漏洩中性子平均エネルギーは、それぞれ560keV, 300keVとなる。一方、Tochilin et al.⁹⁾は、indium foilの放射化を利用した polyethylene 中の中性子吸収曲線の測定により、Clinac 20に対する測定点2に該当する位置の平均エネルギーを370keVと評価している。但し、この場合の条件は、15MV X線発生時、照射野全閉の場合で、タングステン遮蔽体厚み15.2cm(6")とされて

いる。また同文献中では、15MV X線発生時で10.2cm (4") タングステン遮蔽の場合、漏洩中性子平均エネルギーの計算値は450keV であるとし、上記実測値と矛盾しないと主張している。本測定では、既に3.3に示したように、14MV X線発生時、測定点1に対し493keV、2に対し402keVである。McCall et al. の計算値に対し、前者は12%小さく、後者は34%大きい。15MVと14MVでは、一次光中性子のスペクトルに大きな相違がないと考えられるが、計算の際に仮定されている状況と実際とは異なるので、この程度の相違は許容されるであろう。一方、遮蔽体の厚み等が相違するので、直接的な比較は困難であるが、後者の値は Tochilin et al. の測定値に、前者の値は、同文献中の計算値によく近似している。以上により、本測定法により求められるエネルギーは、中性子平均エネルギーを意味していると考えられる。

5. 結 論

Bonner 球相対効率の文献値と変換係数の文献値にもとづき、中性子スペクトル中 cadmium cut-off energy 以上の部分の平均エネルギー及び変換係数を評価する簡便な方法を考案した。これらの量を評価する際の実測パラメーターは、2個の Bonner 球中におかれた検出体の熱中性子に対するレスポンス比であり、カドミウム差法により容易に測定できる。本測定法の妥当性を検証するため、検出体としてヨードホルムを使用し、医療用直線加速器により発生した中性子がつくる場へ適用し、検討した結果、充分実用できる方法であることが確かめられた。

終りに、本研究にあたって、測定に協力いただいた国立札幌病院放射線科阿部勝彦技師ならびにレムカウンターを御貸しいたゞいた三菱電機(株)通信機製作所に感謝いたします。なお、本研究の一部は第39回、第41回日医放物理部会で発表した。

本研究の一部は文部省科学研究費がん特別研究1の援助を受けている。

文 献

- 1) 内田 勲: 10 MV Linac X線による光中性子に関する研究. 日本医放会誌, 41: 633—653, 1981
- 2) 山口成厚, 花田博之, 五十嵐公彦, 入江五朗: 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. 日本医放会誌, 41: 783—791, 1981
- 3) Frank, H. Attix: Topics in Radiation Dosimetry, Radiation Dosimetry Supplement 1, pp. 404—407 & 426, 1972, Academic Press, New York and London
- 4) ICRU Report 13: Neutron fluence, Neutron spectra and Kerma. pp. 6 & 17—18, 1969, ICRU Publications, Washington, D.C.
- 5) 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
- 6) ICRP Publication 15 and 21: Protection against ionizing radiation from external sources and Data for protection against ionizing radiation from external sources. pp. 52 & 95, 1971, Pergamon Press, Oxford, New York, etc.
- 7) Beckurts, K.H. and Wirts, K.: Neutron Physics. pp. 243—244, 412 & 419, 1964, Springer Verlag, Berlin, Goettingen, Heidelberg and New York
- 8) ICRU Report 26: Neutron Dosimetry for Biology and Medicine. pp. 39, 1977, ICRU Publications, Washington, D.C.
- 9) The British Institute of Radiology: Central axis depth dose data for use in radiotherapy: Brit. J. Radiol. Supplement 11, pp. 66, 1972
- 10) McCall, R.C., Jenkins, T.M. and Shore, R.A.: Transport of accelerator produced neutrons in a concrete room. IEEE Transactions on Nuclear science, NS-26 (1): 1593—1602, 1979
- 11) 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