資 料

ラジオアイソトープ (^{238}Pu) 電池を用いた
心臓ペースメーカーによる被曝線量[†]栗原慎一郎, 齊藤 忠, 亀卦川孝司, 金谷信一, 荒井 一,
竹山 守, 金谷和子, 川島勝弘*, 野田 豊*

東京女子医科大学病院放射線科 162 東京都新宿区市谷河田町10

*放射線医学総合研究所物理研究部 260 千葉市穴川4-9-1

Key Words: neutron dose, plutonium-238, cardiac pacemaker, nuclear battery

1. 緒 言

心臓ペースメーカー用 ^{238}Pu 原子力電池からの光子照射線量率の測定についてはすでに報告した¹⁾。 ^{238}Pu 原子力電池の熱源としての寿命は、 ^{238}Pu の半減期によって決まるために半永久的である。したがって、本電池を電源としたペースメーカーが患者に植込まれた場合には、その寿命は付属電子回路の信頼性に依存し、現状では10年間は可能であると考えられている。このために患者の精神的、肉体的、経済的負担はかなり軽減されることになる。しかしながら、この間にペースメーカーからの漏洩放射線量は、 γ 線 (KX線も含まれるために厳密には光子とすべきであるが、これは非常に少ないので以下 γ 線と記す) の場合には、不純物として含有する ^{238}Pu の影響で18年間は経時的に増加していく。一方、中性子線は ^{238}Pu の半減期に伴って減少していく。そこで今回は、本電池の中性子線による吸収線量率の測定結果、およびこれを電源としてペースメーカーを患者に植込んだ場合の γ 線、中性子線による10年間の全被曝集積線量当量を推定したので報告する。

2. 使用装置および線源

使用した電池は $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池¹⁾である。中性子線束測定装置 (アロカ社製) は、Precision Long Counter (以下 PLC と記す) を用いた。PLC の相対レスポンスは、平均エネルギー 1~5 MeV の領域で 1.0~0.9 である²⁾。校正用中性子線源としては ^{241}Am -Be (RCC 社製) AMN 30 型 1.11 GBq (30 mCi) を用いた。この線源の中性子放出率は、電子技術総合研究所への依頼試験による測定結果が $8.07 \times 10^4 \text{ n/s} \pm 4\%$ であった。

3. 実験方法

3.1 $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池の漏洩中性子のエネルギー推定
および中性子放出率の測定

中性子のエネルギーを推定するため、PLC を用いて本電池と PLC 前面までの距離 0~30 cm にわたって空中、水中における相対計数率曲線を求めた。水中の場合には PLC を固定し、この検出器前面に外形 $40 \times 40 \times 40 \text{ cm}^3$ のプラスチック水槽を密着させ、この水槽中で電池を PLC の中心軸 (水深 20 cm) に沿って 0~30 cm 移動させて測定した。ここで空中での距離の関数としての相対計数率、 $A(x)$ を

$$A(x) = I_A(x) / I_A(0) \quad (1)$$

とすると、水中の同じ点における相対計数率、 $W(x)$ は、第一近似として

$$W(x) = I_W(x) / I_W(0) = A(x) \cdot e^{-\mu x} \quad (2)$$

で与えられる。

ここで

x : PLC 前面から電池までの距離 (cm)

$A(x)$: x cm における空中の相対計数率

[†] Neutron Dose Rates and Total Dose Equivalent from a ^{238}Pu Fueled Cardiac Pacemaker. Shinichiro KURIHARA, Tadashi SAITO, Takashi KIKEGAWA, Shinichi KANAYA, Hajime ARAI, Mamoru TAKEYAMA, Kazuko KANAYA, Katsuhiko KAWASHIMA* and Yutaka NODA*: Department of Radiology, Tokyo Women's Medical College, 10, Kawada-cho, Ichigaya, Shinjuku-ku, Tokyo 162, Japan. *Division of Physics, National Institute of Radiological Sciences, 4-9-1, Anagawa, Chiba-shi 260, Japan.

$I_a(x)$: x cmにおける空中の計数率

$I_a(0)$: PLC 前面における空中の計数率

$W(x)$: x cmにおける水中の相対計数率

$I_w(x)$: x cmにおける水中の計数率

$I_w(0)$: PLC 前面における水中の計数率(外挿値)

μ : 中性子の水に対する線減弱係数(cm^{-1})

である。したがって式(1), (2)より

$$W(x)/A(x) = e^{-\mu x} \quad (3)$$

となり, 中性子線の水中での減弱率が得られる。そしてこの減弱曲線と文献データとを比較してエネルギーを推定した。同様に, ^{241}Am -Be 線源についても行い, 実験精度のコントロールとした。なお, この実験方法では平板状シールドよりも円筒状シールドのデータが得られる。

中性子放出率は PLC 前面からの距離30cmにおける ^{241}Am -Be および $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池の空中の計数率より比較法で求めた。

3.2 $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池の漏洩中性子線線量率および中性子線束角度分布の測定

吸収線量率($\dot{D}$)は Cross らの次式³⁾より算定した。

$$\dot{D} = \frac{1.08 \times 10^{-5} \times S \times e^{(-X/8.22)}}{4\pi(X+R)^2} \quad (4)$$

ここで

$\dot{D}$: 吸収線量率 ($\text{cGy} \cdot \text{h}^{-1}$)

S : 中性子放出率 ($\text{n} \cdot \text{s}^{-1}$)

X : 組織厚 (cm)

R : ボイド厚 (cm)

である。

角度分布は PLC-電池間距離を一定とし(電池は PLC の中心軸上に水平に倒してある), 電池内 ^{238}Pu 線源位置を中心として, PLC に対して 15° ずつ傾けながら測定した。PLC-電池間距離および PLC, 電池の床上の高さはともに 100cm とし, また室内は周囲からの散乱線の影響をできるだけ除くよう空間をとった。

3.3 $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池の漏洩放射線による10年間の全被曝集積線量当量の推定

本電池を電源としたペースメーカを患者に植込んだ場合の Pu 分離精製直後からの10年間の集積線量当量を算定した。

γ 線に関してはすでに報告したデータ¹⁾をもとにしてつぎの通り求めた。すなわち

[水中での TLD 測定から得られた組織吸収線量率

(10^{-5}Gy/h)] $\times$ [初期線量率補正係数] $\times$ [線質係数] $\times$ [10年間の平均線量補正值]

とした。

中性子線に関しては方法 3.2 の結果をもとにしてつぎの通り求めた。すなわち

[式(4)から得られた組織吸収線量率(10^{-5}Gy/h)] $\times$ [^{238}Pu の減衰補正係数] $\times$ [線質係数] $\times$ [10年間の平均線量補正值]

とした。

4. 結 果

4.1 中性子のエネルギー推定および中性子放出率の測定

Fig. 1 は $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池および ^{241}Am -Be の空中および水中における相対計数率曲線である。空中では, $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ と ^{241}Am -Be の比が PLC からの距離 10cm 以上ではほぼ一定していた。水中では距離が大きくなるにつれて, $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ の水による吸収が ^{241}Am -Be に比較して増大していた。Fig. 2 は Fig. 1 をもとに式(3)より求めた $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ および ^{241}Am -Be の水に対する減弱曲線である。他の研究者のデータ^{4), 5)}との比較から $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ からの中性子の平均エネルギーは, ^{252}Cf ⁴⁾のそれに近く, 3 MeV より低いと推定される。

中性子放出率は ^{241}Am -Be に対する検出効率が 1.04×10^{-4} , そしてこの値をもとにして求めると, 放出率は 785 n/s であった。

Fig. 1 Relative neutron count rates in air and in water from $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ battery and ^{241}Am -Be source measured by PLC.

Fig. 2 Relative attenuation curves for neutrons from $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ battery, ^{241}Am -Be source and for other neutrons in water.

Fig. 3 Neutron dose rates, neutron and photon dose equivalent rates just after the chemical separation, from $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ battery in tissue. $1\text{ }\mu\text{Gy}=100\text{ }\mu\text{rad}$, $1\text{ }\mu\text{Sv}=100\text{ }\mu\text{rem}$

4.2 中性子線線量率および中性子線束角度分布の測定

Fig. 3 の曲線 A は式 (4) より算定した吸収線量率である。電池中心からの距離 2 cm および 10 cm の点の線量率は、それぞれ $1.5\text{ }\mu\text{Gy/h}$ ($150\text{ }\mu\text{rad/h}$), $0.022\text{ }\mu\text{Gy/h}$ ($2.2\text{ }\mu\text{rad/h}$) であった。また電池近傍の線量率

は比較的高く、距離が大きくなるにつれて組織の吸収が大きく寄与するために、距離の逆 2 乗則から相当低下することになる。

角度分布については、電池上部 (リード線側) および底部がそれぞれ約 15%, 約 9% 低い値を示し、他の方向ではほぼ均一に分布していた。

4.3 10 年間の集積線量当量の推定

Fig. 3 の曲線 B, C は Pu 分離精製直後の線量当量率である。曲線 B は TLD による γ 線線量率の測定から経過年数 15 年として、初期線量率補正係数 0.26 を求めて得たデータ¹⁾ に線質係数 (Q_γ) を乗じて算出したものである。曲線 C は中性子線線量率が単純に ^{238}Pu の半減期 ($T_{1/2}=84.6\text{ y}$) に伴って減衰するので、この補正係数 $1.13 (e^{2t})$ および線質係数 (Q_n) を曲線 A の値に multiplying 算出したものである。線質係数は $Q_\gamma=1$, $Q_n=10^4$ を採用した。

Fig. 4 は本電池を電源としたペースメーカによる 10 年間の全被曝集積線量当量の推定値である。10 年間の補正値は、 γ 線については $2.08 \times 24 \times 365 \times 10 = 1.82 \times 10^5$ 。中性子線については $0.96 \times 24 \times 365 \times 10 = 8.41$

Fig. 4 Total dose equivalents by neutrons and photons from $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ battery in tissue for 10 year period just after the chemical separation. $1\text{ Sv}=100\text{ rem}$

$\times 10^4$ となった(ここで定数 2.08 は ^{238}Pu が 0.8 ppm の場合の経時的線量率の増加の割合から、数値積分によって求めた初期線量率に対する 10 年間の平均線量率補正係数、また定数 0.96 は線量率が $e^{-\lambda t}$ で減衰することから、同様に求めた 10 年間の平均線量率補正係数¹⁾である)。これらの値を Fig. 3 の曲線 B、曲線 C にそれぞれ乗じて算出したものである。Fig. 4 よりペースメーカ表面と考えられる電池中心からの距離 2 cm の点の 10 年間の全線量当量は 4.1 Sv (410 rem) となる。このうち γ 線の寄与は 2.7 Sv (270 rem)、中性子線の寄与は 1.4 Sv (140 rem) である。また距離 10 cm の点での全線量当量は 0.12 Sv (12 rem) となった。Fig. 3、Fig. 4 より Pu 精製直後の線量当量は距離の小さいところでは中性子線が、一方、距離の大きいところでは γ 線の寄与が大きく、そして長期間の植込みによる集積線量当量を考えて γ 線の影響が大きいことが分かる。

5. 考 察

5.1 中性子エネルギーおよび中性子放出率

本電池から放出される中性子には ^{238}Pu 、 ^{240}Pu からの自発核分裂(SF)によるもの、原子番号 14 以下の軽元素、とくに Li, Be, F, Na などとの (α, n) 反応によるもの、また中性子による付加的増加(すなわち、 ^{238}Pu 、 ^{240}Pu の SF や (α, n) 反応で生じた中性子が、さらに同様の反応を起こすこと)によるものなどがある⁶⁾。そして ^{238}Pu の SF によるものは平均エネルギーが 2.0 MeV、 (α, n) 反応によるものは 4.0~5.0 MeV といわれている⁷⁾。

Fig. 1 より $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ と $^{241}\text{Am-Be}$ の空中の比が距離 10 cm までは増加していた。これは近距離では $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 、 $^{241}\text{Am-Be}$ の PLC に対する散乱線の寄与の差およびその検出効率に差があるためと考えられる。したがって、中性子放出率の測定に関しては、PLC-電池間距離は散乱線の影響が平衡状態となる 10 cm 以上にする必要がある。われわれの測定法では検出器が大きいために、その実効中心が決めにくいので、方法 3・1 によった。本法は幾何学的に、検出器および水槽からの散乱線の寄与が大きく、さらに相対計数率の比から減弱率を算出したために、その分だけ誤差が大きくなっているのはやむを得ない。しかし中性子放出率の低い線源の減弱曲線を求めて中性子エネルギーを簡単に推定する手段としては、方法 3・1 は有効と考える。

Fig. 2 より $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ からの平均エネルギーは ^{252}Cf に近いと推定される。しかし本法の精度を考えると、

本電池の軽元素物質の混入の有無については断定できない。 $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ の減弱曲線は文献データ^{4), 5)}と比較すると、距離の小さい領域で高値を示しているが、これは測定時に水槽および PLC による散乱線の寄与が大きいためと考えられる。すなわちシールドデータとしては平板状シールドでなく、円筒状シールドに近いデータが得られる幾何学的配置となっている。 $^{241}\text{Am-Be}$ に関しても $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ と同様の傾向を示したが、中性子エネルギーが 5 MeV の値とほぼ一致した。また、 $^{241}\text{Am-Be}$ の円筒状シールドデータにもかなりよく一致している。したがって、 $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ についてもこの程度の実験誤差があるものと考えられる。文献データ^{4), 5)}は水中における線量当量透過率($^{241}\text{Am-Be}$ 、 ^{252}Cf)、吸収線量透過率(2 MeV, 5 MeV)および相対線量(3 MeV)で表されているが、われわれの値は計数(フルエンス率)透過率である。

中性子放出率については、 ^{238}Pu ($T_{1/2} = (5.0 \pm 0.6) \times 10^{10}$ y, 2.33 ± 0.08 n/Fission)⁸⁾ 189.9 mg の SF による放出率を計算してみると 492 n/s となる。 ^{240}Pu からの SF および中性子による付加的増加の割合は少ないので、これを無視すると、測定値 887 n/s (785×1.13) との差 395 n/s (45%) が軽元素との (α, n) 反応によるものということになる。われわれは PLC の検出効率を $^{241}\text{Am-Be}$ で求めたが、4.5 MeV における値は 2.5 MeV、もしくは ^{252}Cf に比較して約 5% 低い値となるため²⁾、測定値は 5% 高めに評価していることになる。

Table 1 は種々の電池について報告された中性子放出率の比較である。われわれの測定値は減衰補正して初期の値に戻しているが、他の測定値については不明である。Table 1 より $^{238}\text{Pu}^{nat}\text{O}_2$ 電池が高値を示しているのは当然であるが、他の電池間にもかなりの差が生じている(すなわち ^{238}Pu 1 g 当たり 3 400~15 300 n/s と開きがある)。この原因としては測定方法以外にも、電池の軽元素物質や不純物同位体の含有率(conventional grade, medical grade ではかなりの差がある)などが大きく影響しているものと考えられる。いずれにしても、 ^{238}Pu 1 g 当たりの SF による放出率は 2 589 n/s であるため、製品ロット間に差があるとしても、われわれの測定値は高めで、Brackenbush らの値⁹⁾にほぼ近い。

5.2 中性子線量当量率

われわれの放出率をもとにした組織中の線量当量率は距離 10 cm の点で $0.25 \mu\text{Sv/h}$ ($= 0.022 \times e^{24} \times 10 \mu\text{Sv}$

Table 1 Comparison of neutron emissions from various batteries

Author	Emission rate*	Counter	Calibrated source	Chemical form of the battery, etc.
L.J. Mullins, et al. ⁶⁾	15300~12900	PLC	^{238}Pu -Be	$^{238}\text{Pu}^{\text{nat}}\text{O}_2$ (conventional grade)
L.J. Mullins, et al. ⁶⁾	3378	Ditto	^{238}Pu metal	$^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ (medical grade)
J.A.B. Gibson, et al. ⁷⁾	3389	Ditto	^{241}Am -Be	^{238}PuN (conventional grade)
L.W. Brackenbush, et al. ⁸⁾	3880	Ditto	Ditto	Unknown (medical grade)
L.W. Brackenbush, et al. ⁸⁾	4590	Ditto	^{252}Cf	Unknown (medical grade)
Present work	4671	Ditto	^{241}Am -Be	$^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ (conventional grade)

* Neutron emission rate is neutrons per second per gram of ^{238}Pu .

Table 2 Comparison of total dose equivalent from $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ fueled cardiac pacemaker for 10 years at various times after chemical separation (1Sv=100rem)

Abundance of ²³⁸ Pu	Period after separation (year)					
	0~10		5~15		10~20	
	Distance from battery (cm)					
	2	10	2	10	2	10
(ppm)	(Sv)	(Sv)	(Sv)	(Sv)	(Sv)	(Sv)
0.8	4.1	1.2×10 ⁻¹	5.2	1.6×10 ⁻¹	5.6	1.7×10 ⁻¹
0.3	3.1	8.0×10 ⁻²	3.5	9.6×10 ⁻²	3.6	1.0×10 ⁻²
0.1	2.7	6.7×10 ⁻²	2.8	7.1×10 ⁻²	2.8	7.1×10 ⁻²

/h) (^{238}Pu 1g 当たり $1.3 \mu\text{Sv/h}$ に相当)となる。Mullins ら⁶⁾は Table 1 の $^{238}\text{Pu}^{16}\text{O}_2$ 電池について、同様に距離10cmの点で空中の線量当量率が ^{238}Pu 1g 当たり $3.9 \mu\text{Sv/h}$ ($390 \mu\text{rem/h}$) と報告している。この値は、Matlack ら⁹⁾と同じ算定方法、すなわち、中性子線の減弱が距離の逆2乗則に基づくとしており、また $8\pi \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$ を $1 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$ として求めたものである。この方法によるとわれわれの値は ^{238}Pu 1g 当たり $4671/(4\pi \times 10^2 \times 8) = 4.6 \mu\text{Sv/h}$ ($460 \mu\text{rem/h}$) となる。なお、Matlack らの方法では $Q_n \div 9$ を用いている。Cross ら¹⁰⁾は ^{238}Pu 1wt%Ga 電池について測定し、 ^{238}Pu 1g につき距離10cmの点で空中および組織中の線量当量率がそれぞれ $3.2 \mu\text{Sv/h}$ ($320 \mu\text{rem/h}$)、 $1.2 \mu\text{Sv/h}$ ($120 \mu\text{rem/h}$) であったと報告している。この値の算定方法は空中は Matlack らと同じ方法で行い、組織中は tissue equivalent proportional counter による ^{252}Cf の測定から算定したものである。そして、この比例計数管による値は、Monte Carlo 法による計算値とよく一致したと報告している。彼らの組織中の値はわれわれの値とよく一致している。なお、式(4)は Back らの中性子エネルギー2MeVのデータ¹⁰⁾による算出式と一致し、線源が点状で距離の逆2乗則による減弱を仮定している。

5.3 10年間の集積線量当量

Fig. 4 の集積線量当量に関しては Gibson ら⁷⁾、Brackenbush ら⁸⁾の報告があるが、電池の化学的組成や ^{238}Pu の含有率などが異なるために厳密な比較は困難である。われわれは中性子放出率が高めであり、さらに $Q_n=10$ を用いたために中性子線については、いくぶん過大評価と考えるが安全側評価となるようにした。

Table 2 は Pu 分離精製後0年、5年、10年経過した後の10年間の全被曝集積線量当量である。これより ^{238}Pu の含有率が0.8ppmの場合には、経過年数の違いでかなり集積線量当量に差が生じることが分かる。なお、 ^{238}Pu が0.3ppm、0.1ppmの場合についても計算した結果を示したが、0.1ppmになると経過年数による線量当量の増加は非常に小さい。

本電池を用いたペースメーカーを患者の左胸腋窩部に植込んだ場合には、患者自身のペースメーカー近傍組織の10年間の線量当量は4.1Sv(410rem)となる。ICRP 勧告¹¹⁾では医療被曝については除外しているものの、 ^{238}Pu の含有率は可能な限り抑えた電池を用いるべきである。

植込患者からの一般公衆に対する線量当量に関しては、NEA の放射線防護基準¹²⁾によると最も厳しい条

件として、線源からの距離 50cm (空中)、1 年間を 3000 時間 (1 日当たり 8 時間) としたときの線量が ICRP 勧告値以下と規制している。この条件で本電池の最も厳しい精製後 10 年目の 1 年間の線量当量を計算してみると、距離 10cm の点で γ 線は $0.065 \mu\text{C}/(\text{kg}\cdot\text{h})$ ($252 \mu\text{R}/\text{h}$)¹⁾ $\times 0.26 \times 3.5 \times 3000 \text{ h}/\text{y} = 0.18 \text{ mC}/(\text{kg}\cdot\text{y})$ ($698 \text{ mR}/\text{h}$)、したがって 6.9 mSv (690 mrem) (ここで定数 0.26, 3.5 はそれぞれ 初期線量率補正係数, 精製後 10 年の経時的線量率増加に対する補正係数)。中性子線は $0.025 \mu\text{Gy}/\text{h}$ ($2.5 \mu\text{rad}$) $\times 0.92 \times (1/0.45) \times 3000 \text{ h}/\text{y} = 153 \mu\text{Gy}/\text{y}$ ($15.3 \text{ mrad}/\text{y}$)、したがって 1.5 mSv (150 mrem) (ここで定数 0.92, $1/0.45$ はそれぞれ 10 年間による減衰補正係数, Fig. 2 より求めた水 10 cm の減弱補正係数) となり合計 8.4 mSv (840 mrem) である。しかるに ICRP 勧告値は 5 mSv (500 mrem) であるため 10cm では超過することになるが、Cross らの減弱曲線¹³⁾を考慮して距離 50cm での線量当量を算定すると 5 mSv (500 mrem) 以下となり、本電池でもこの基準は満足するものと考ええる。

以上、われわれはラジオアイソトープ電池を用いた従来型のペースメーカを考えて 10 年間の線量当量を計算した。しかし、現在実用されているペースメーカの大きさは 6 (縦) $\times$ 5 (横) $\times$ 2 (厚さ) cm^3 程度と考えられ、もし本電池を用いたペースメーカをこの程度の大きさにして同様に植込んだ場合には、患者自身のペースメーカ近傍組織の線量当量は Fig. 4 より電池中心からの距離 1.0cm の点に相当し、実測値を外挿すると 10 年間で 20 Sv (2 krem) 近い値となる。したがって植込患者自身の皮膚、乳腺、肺などの線量を抑えるためには、ペースメーカのモールドは γ 線に対して遮蔽効果の大きい材料を用いたり、スペースを設けたり、²³⁸Pu の含有率を下げるなどのくふうが必要と考える。

6. 結 論

本電池 (²³⁸Pu の含有率 0.8 ppm) を電源としたペースメーカ植込患者の 10 年間の γ 線および中性子線による全被曝集積線量当量は、ペースメーカ近傍組織と考えられる電池中心からの距離 2 cm および 10 cm の点でそれぞれ 4.1 Sv (410 rem)、 0.12 Sv (12 rem) と推定された。

本研究は昭和 48, 49, 50 年度科学技術庁原子力平和

利用依託研究費 (主任研究官, 前東京女子医科大学教授, 現筑波大学教授, 堀 原一博士) の援助により行った。ご指導ご校閲を賜りました本学放射線医学教室教授, 田崎瑛生博士ならびに有益なご助言を賜りました医療情報システム開発センター, 今井 健雄博士, 東京大学生産技術研究所, 佐藤乙丸博士に深謝いたします。

文 献

- 1) 栗原慎一郎, 他: *Radioisotopes*, **30**, 638 (1981)
- 2) ICRU Report 10b: "Physical Aspects of Irradiation", p. 47, ICRU, Washington (1962)
- 3) F.T. Cross, et al.: *Nucl. Technol.*, **13**, 83 (1972)
- 4) ICRP Publ. 21: "Recommendation of the ICRP, Data for Protection against Ionizing Radiation from External Source: Supplement to ICRP Publication 15", p. 102, p. 108, p. 18, p. 56, ICRP, Washington (1971)
- 5) NCRP Report No. 38: "Protection against Radiation", p. 116, NCRP, Washington (1971)
- 6) L.J. Mullins, et al.: Los Alamos Scientific Lab. Report, LA-4940 (1971)
- 7) J.A.B. Gibson, et al.: 2th. Int. Sym. on Power from Radioisotopes, OEDENEA, Madrid (1972)
- 8) L.W. Brackenbush, et al.: Battelle Pacific Northwest Lab., 2311201653 (1973)
- 9) G.M. Matlack, et al.: Los Alamos Scientific Lab. Report, LA-3696 (1967)
- 10) ICRU Report 13: "Neutron Fluence, Neutron Spectra and Kerma", p. 29, ICRU, Washington (1969)
- 11) ICRP Publ. 26: 「国際放射線防護委員会勧告」, p. 36, 日本アイソトープ協会, 東京 (1977)
- 12) NEA: Interim Radiation Protection Standards for the Design, Construction Testing and Control of Radioisotopic Cardiac Pacemaker, OECD NEA, Paris (1974)
- 13) F.T. Cross, et al.: *Health Phys.*, **29**, 350 (1975)