

# 医療用放射線発生装置の安全管理に関する研究

— $n, \gamma$  混合場における種々物質による遮蔽効果について—

川崎医療短期大学 放射線技術科

西村 明久

(昭和58年9月16日受理)

Health Physics of Medical Generator

—Shielding Effect in Mixed Radiation Field—

**Akihisa NISHIMURA**

*Department of Radiological Technology,  
Kawasaki College of Allied Health Professions*

*Kurashiki 701-01, Japan*

*(Received on Sept. 16, 1983)*

## 概 要

放射線生物学のみならず、放射線治療等の研究で速中性子の利用が盛んになりつつある。これ等の目的のため、 ${}^3\text{T}(d, n){}^4\text{He}$  中性子発生装置、バン・デ・グラーフ、サイクロトロン等の医療用加速器が中性子源として使用されている。これ等の装置を使用している施設の遮蔽設計、照射用コリメーターの設計等のために速中性子に対する種々物質の遮蔽効果を知る必要がある。

すでに、Bouts 等<sup>11)</sup>が 15MeV 中性子に対する減弱特性を報告しているが、本実験では、 ${}^9\text{Be}(d, n){}^4\text{He}$  反応からの 18MeV 中性子に対する種々物質の減弱特性を、中性子・ $\gamma$  線混合場という観点を中心に検討を行った。

## Abstract

It has become very common to utilize fast neutrons in researches of radiation biology and radiotherapy as well, and apparatus, such as a  ${}^3\text{T}(d, n){}^4\text{He}$  neutron generator, a Van de Graaff accelerator, and a cyclotron, are used as neutron sources. In order to design shielding installations with these apparatus and collimators for exposure, it is necessary to know shielding effect of several materials for fast neutrons.

In this field, Maruyama and Bouts have already reported on the attenuation characteristics for 15 MeV neutrons. In the present paper, from the viewpoint of mixed radiation field, the writer examines the attenuation characteristics of several materials for 2 MeV neutrons from the  ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$  reaction and 18 MeV neutrons from  ${}^3\text{T}(d, n){}^4\text{He}$  reaction.

## §1. はじめに

放射線の生体に対する遮蔽を考える場合、放射線防護の立場から考慮することが重要であり、この内まず問題となるのは放射線のどのような物理量を用いるかである。放射線の単位と測定に関する国際委員会 (International Committee Radiation Unit: ICRU) によって勧告されている物理量として、照射線量 (exposure), 吸収線量 (absorbed dose), 線量当量 (dose equivalent), フルーエンス (fluence), カーマ (kerma) 等があげられている<sup>1)</sup>。放射線防護の観点から最終的に必要なのは放射線による生体効果を含めた線量当量 (単位・rem, Sv) の情報である。線量当量 (DE) は、

$$DE = D_0 \cdot QF \cdot DF \dots\dots\dots (1)$$

ここで、 $D_0$ : 吸収線量,  $QF$ : 線質係数, および  $DF$ : 分布係数を表わし、各々の積として求まる。X線や $\gamma$ 線の場合には  $QF=1$  として差しつかえないが、中性子線の場合には、 $QF$  は中性子のエネルギーによって異なるので、吸収線量から直ちに算定することは出来ない。従って、中性子の energy spectrum の情報を必要とする<sup>2)</sup>。医療用中性子発生装置からの中性子および $\gamma$ 線等の遮蔽に関する研究は、医用原子炉のそれに比べて現在のところ充分とは言えない。

この論文では、医療用放射線発生装置の安全管理の立場から、 ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$  反応からの 2MeV 中性子線ならびに  ${}^3\text{T}(d, n){}^4\text{He}$  反応からの 18MeV 中性子線を用いて種々の物質について減弱特性を調べた。

## §2. 線量計の試作

中性子と $\gamma$ 線の混合場において、中性子または $\gamma$ 線を別々に計測を行うことは計測技術もさることながら種々の工夫を必要とする。中性子と $\gamma$ 線による線量値を分離して測定するためにはそれぞれの線質に感度をもつ二種類の線量計を用いると都合が良い。また、エネルギーの広い範囲にわたり人体組織に等価な感度をもつ線量計が好ましい。この混合場において、総線量 ( $n+\gamma$ =total dose) を計測するには Rossi により開発の組織等価電離箱またはポリエチレン-エチレンガス線量計、中性子にのみ有効に感度をもつ線量計として Hurst 型比例計数管、さらに $\gamma$ 線にのみ有効に感度をもつ線量計として炭素-炭酸ガス線量計またはマイクロ GM 管式線量計等がある。

著者等は、上記の各種線量計を試作し、ヴァン・デ・グラーフ加速器からの中性子、 $\gamma$ 線混合場中で各々を用い計測を行った。ポリエチレン-エチレンガス線量計は外径 10cm $\phi$  の球状、ポリエチレンの壁厚は 0.3cm である (18MeV 単色中性子用)。 ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$  反応からの 2MeV の中性子には 2cm $\phi$ ×4cm, 壁厚 0.3cm の組織等価電離箱を用いた。これ等の線量計はガス封入式になっているので測定日ごとに封入ガスを入れかえて用いた。一方、 $n, \gamma$  混合放射線場で速中性子のみを分離計測出来るのが比例計数管である<sup>4)5)</sup>。Fig. 1 は Hurst 型の比例計数管の断面図である。0.005mm $\phi$  の stainless steel wire を中心電極に用い、 ${}^{241}\text{Am}-\alpha$

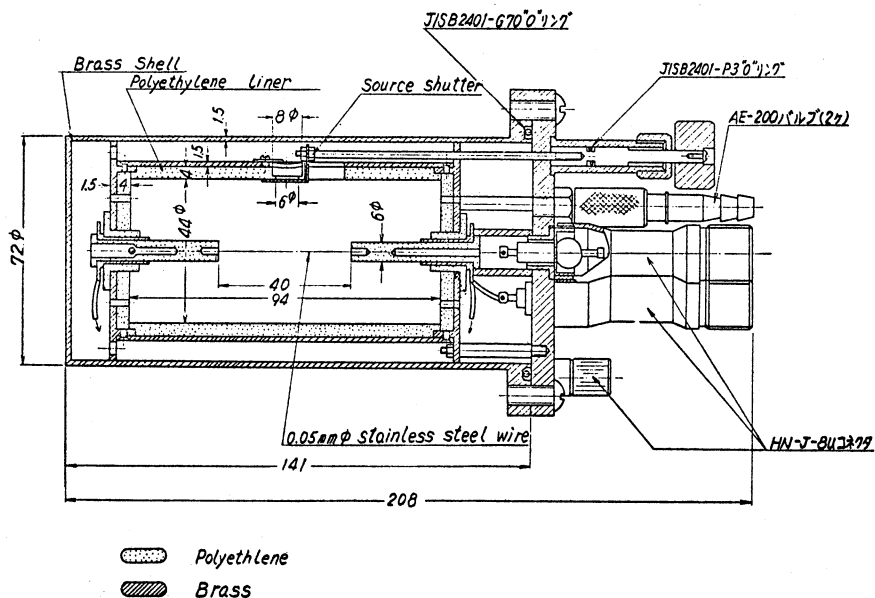


Fig. 1 Hurst 型比例計数管 (単位 mm)

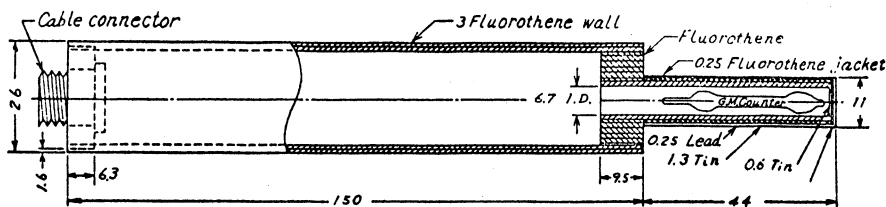
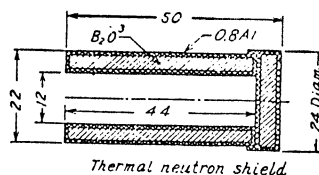


Fig. 2 マイクロGM管型線量計 (単位 mm)

線源をカウンター校正用として内蔵してある。44 mm $\phi$ ×40 mm の有効体積 (sensitive volume), 760 mmHg のエチレンガスを充填し, field tuve 電圧として 550 V を印加し測定した。

n,  $\gamma$  混合放射線場での  $\gamma$  線に有効な感度をもつ線量計には micro G. M. 計数管を使用した<sup>6)7)</sup>。エネルギー依存性を減らすためスズと鉛のフィルタをつけ, 本体の GM 管にはフィリップ社製の No. 18509 micro 管を用いたものである。今回計測に用いた micro G. M. 計数管の断面図を Fig 2 に示す。この線量計は熱中性子に感度をもつので酸化ホウ素を満したキャップを用いて熱中性子を吸収させる。この処置により熱中性子の感度をキャップなしの場合のおよそ 100 分の 1 に減少させることが可能となった。

### § 3. 計測の方法と計測に伴う問題点

放射線防護に関する国際委員会 (International Radiation Protection: ICRP) による標準人 (Standard man) の元素組成は、水素10%, 炭素18%, 窒素3.0%, 酸素65%, その他の元素約4%である。これ等のデータから壁材として組織等価プラスチックが作られている。この組成は水素10.1%, 窒素3.5%, 炭素と酸素86.4%(重量)となっている。組織等価ガスとして  $\text{CH}_4$  64.4%,  $\text{CO}_2$  32.4%,  $\text{N}_2$  3.2%分圧の混合気体を用いられている。このような線量計を組織等価 (tissue-equivalent, 略称 TE) 線量計と呼んでいる。また、今回試作した中性子に低感度の  $\gamma$  線用に、すでに述べた micro GM 管の他に、C- $\text{CO}_2$  chamber (壁材: 炭素, 封入ガス: 炭酸ガス) を用いている。

中性子に感度をもつ比例計数管の計測原理はブラック・グレイの空洞原理を導入し、組織 1 g 当たり吸収されるエネルギーとエチレンガス 1 g 当たり吸収されるエネルギーとの比は中性子のエネルギーに依存しないので、壁材のポリエチレンと充填したエチレンガスは速中性子に対して条件を満足している。電離箱と比例計数管の違いはガス中に生成した ion pair の数を電荷や電流値の積分値としてではなく、パルス波高 (pulse height) で求めることである。空洞の大きさと封入ガス圧を、電子によるパルスが陽子によるパルスよりも小さくなるように工夫すれば、中性子によるパルスだけを取り出されることが可能となる。このパルス波高が生成されるイオン対の数に比例すれば電離箱と同じように線量の計測が出来る。以上の原理に従って試作した計数管であるが、実験の前には当然のことながらカウンターの較正が必要となる。比例計数管の電極パルス pulse height analyser に導入して  $^{241}\text{Am}$ - $\alpha$  線源による pulse height spectrum をとる (Fig. 3)。この FWHM (full width half maximum) は 13.4

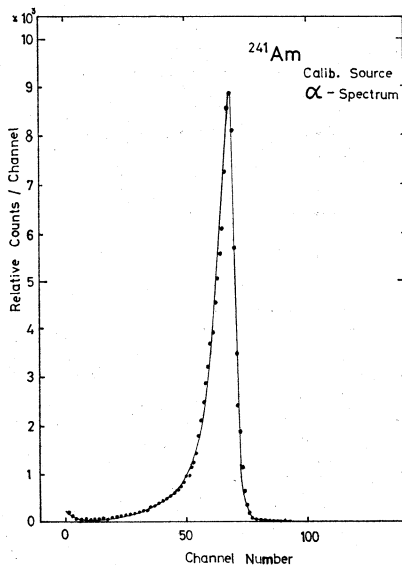


Fig. 3  $^{241}\text{Am}$ - $\alpha$  線のエネルギースペクトル

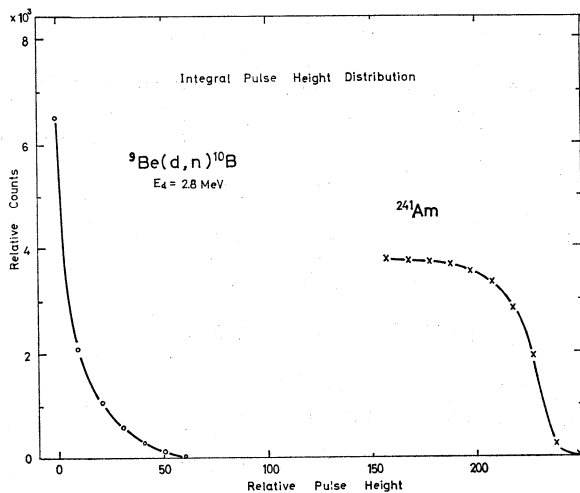


Fig. 4  $^9\text{Be}(d,n)^{10}\text{B}$  反応による中性子および  $^{241}\text{Am}$ - $\alpha$  線の積分計数率

%という比較的良好な分解能を得た。較正を行った後、 ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$  反応からの 2 MeV 中性子を計数管に照射し、反跳陽子に対する pulse height spectrum を計測する (Fig. 4)。この曲線下の面積から中性子線量を算出した。

一方、 $r$  線用として用いる GM 管の場合、まず線質依存性を調べねばならぬ。その結果を Fig. 5 に示す。測定点は有効エネルギー 1.25 MeV ( ${}^{60}\text{Co}$ )、0.662 MeV ( ${}^{137}\text{Cs}$ )、および診断用 X 線領域から実効エネルギー (KeV) として、112, 102, 86, 72, 67, 54, 43, 34 で最大ピーク点は 67 KeV に相当した。全ての測定点は 1.25 MeV ( ${}^{60}\text{Co}$ ) の値を 1 に normalize したものである。前のセクションでも少しふれたが、 $r$  線用線量計として C-CO<sub>2</sub> 電離箱も試作した。これは総線量 (Total Dose) 用とし試作した組織等価電離箱と対をなして用いるため二つあわせて対電離箱 (twin chamber) と呼ばれるものである。これ等の検出器を用いて中性子と  $r$  線の線量を別々に分離して計測するには次のような考え方に従っている<sup>8)9)</sup>。TE chamber が  $r$  線 ( ${}^{60}\text{Co}$ ) 1 R に照射されたとき、吸収線量は 0.96 rad に相当する。同じ量の Ionization が  $(W_\alpha/W_\beta) \times 0.96$  rad に相当する中性子によって作られる。ここで、 $W_\alpha$ 、 $W_\beta$  は各々の  $\alpha$  線、 $\beta$  線により chamber 中でイオン対を生成するのに要する平均エネルギーである。W の比は混合気体によって 1.03~1.06 までわずかに変化する。また、C-CO<sub>2</sub> 電離箱が  $r$  線 ( ${}^{60}\text{Co}$ ) 1 R によって生成される Ionization に対する中性子と  $r$  線による電離の比を求める。0.5~8 MeV の中性子エネルギーに対して実験と理論から算出されており、この範囲で  $0.16 \pm 0.08$  である。以上の相互関係で分離計測が可能となる。

#### §4. 減弱の測定

Van de Graaff 加速器 (High Voltage Engineering, type AN 400) を用いて、重陽子イオンを 2.8 MeV (150  $\mu\text{A}$ ) で加速し厚い Be ターゲットに於て  ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$  反応から 2 MeV 中性子を用いた。また、同じ粒子を 2 MeV (5  $\mu\text{A}$ ) 加速し T (トリチウム) ターゲットに於て、 ${}^3\text{T}(d, n){}^4\text{He}$  反応で発生する 18 MeV の単色中性子についても行った。中性子のエネルギーは A. O. Hansen 等 (A. O. Hansen, J. L. Fowler and J. E. Brolley, Rev. Mod. Phys. 28, 1976) のデータに基づいて算出した。

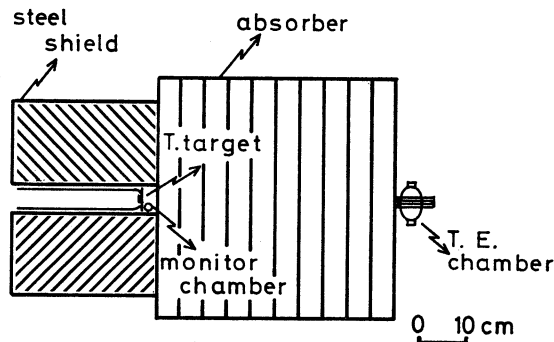


Fig. 5 減弱実験のブロックダイアグラム

Fig. 5 に遮蔽実験のブロック・ダイアグラムを示す。検出器はビームの中心軸上に setting, バックグラウンドをおさえるためターゲットおよび加速管の一部を鉄でコリメートした。計測中の monitor には C-CO<sub>2</sub> chamber を用い図のように配置し、そして線源 (ターゲット) を検出器中心間の距離を 100 cm として実験を行った。

種々の遮蔽材料として、水、パラフィン (純パラ, ボロン入, 炭酸リチウム入), コンクリート (普通コン, 重コン), 鉄, 鉛等を用いた。

水は 1 cm 厚のルサイト容器 (60×60×15cm<sup>3</sup>) に満たしたもので, パラフィン系は 10×20×15(cm<sup>3</sup>) のブロックを積み重ね全体として 60×60(cm<sup>2</sup>) とした。このパラフィン系の特性は JIS-K 8754 にもとづいた。鉄, 鉛は 5~10mm 厚, 60×60 (cm<sup>2</sup>) 大, 密度が各々 7.8 (g/cm<sup>3</sup>), 11.4 (g/cm<sup>3</sup>) のものを用いた。

ターゲットから放出される中性子のエネルギーと生成量は重陽子や陽子のビームと中性子の放出される方向とのなす角度に依存する<sup>9)</sup>。また計測する上で, 検出器の前増幅器から比例増幅器までの距離を長くすると, ケーブル上で種々の雑音を拾うので, 電子回路系を出来るだけ前増幅器のそばにおき pulse height analyser を通って形成されたパルスを測定系から 20m 離れた操作室にある scaler で計数した。この測定での再現性は基準内の±3%内であった。

## §5. 結果と考察

Fig. 6 に Polyethylene, Fig. 7 に Steel でのそれぞれ, Total dose, n-dose,  $\gamma$ -dose の減弱曲線を示す。水素含有物質である polyethylene では, 中性子に対して, およそ 10cm 厚

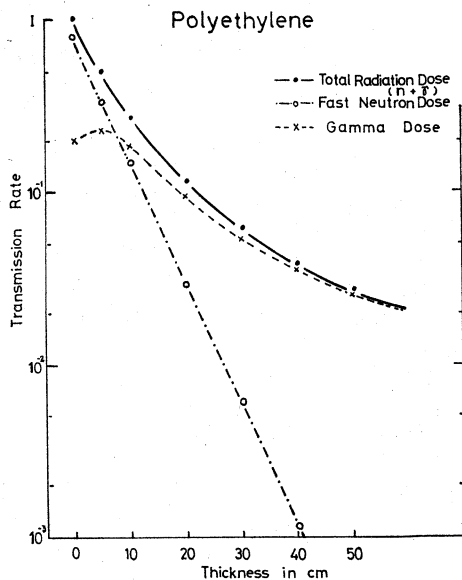


Fig. 6  ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$ -2MeV 中性子の減弱曲線 (ポリエチレン)

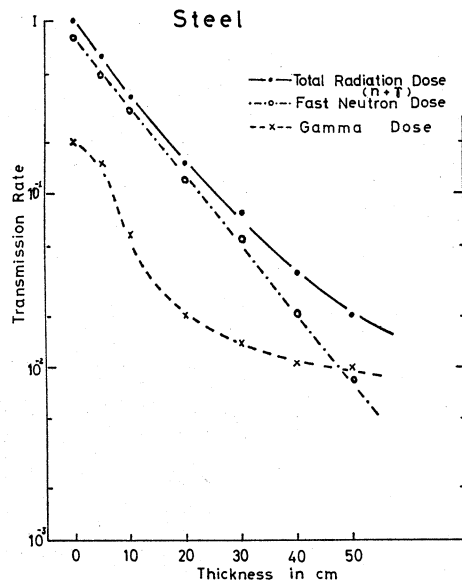


Fig. 7  ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$ -2MeV 中性子の減弱曲線 (鉄)

**Table 1** 単一層および多重層での  ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$ -2MeV 中性子総線量の減弱率

1	2	3	4	total transmission (%)
20-LiP				15.8
20-Po				14.9
15-Po	5-W			12.1
15-Po	5-S			8.5
5-Po	5-S	5-Po	5-S	7.9
10-Po	10-S			6.9
20-BP				13.1
15-BP	5-S			10.3
10-BP	5-S	5-W		9.5
10-BP	5-S	5-Po		9.1
10-BP	10-S			9.0
5-BP	5-S	5-BP	5-Po	8.9
5-BP	5-S	5-BP	5-S	8.5
5-Po	5-S	5-BP	5-S	7.9
15-Po	5-L			6.2
10-Po	5-BP	5-L		5.1
5-Po	10-BP	5-L		4.8

S=steel, Po=polyethylene, W=Water, L=lead,  
BP=borated paraffin, LiP= $\text{LiCO}_3$  paraffin

The adjoining numbers indicate thickness of the specific materials in cm.

で10%, 50cm 厚で1%の減弱にとどまる。しかし, Total Dose で考えると, polyethylene では 50cm 厚で4%強になるが, steel では2%弱になる。さらに, 高エネルギーになるに従い, Total Dose では steel の方が効果が一層大となることが期待される。2 MeV 中性子の鉄, ルサイト・ポリエチレン, 水まで含めた各単一層では水が最も良い遮蔽材であることが分っている。一方, 多重層による減弱特性は2 MeV 中性子の場合について厚さ20cm について検討した。鉄, ポリエチレン, 水, 鉛, ボロン入物質による単一層, 多重層についての全透過率 (total transmission) を Table 1 にまとめた。その結果, ポリエチレン(5cm), ボロン入パラフィン(10cm)そして鉛(5cm)の組み合わせを順次ならべた遮蔽構造がもっとも効果的であった。

18 MeV 中性子の場合, 単一層について鉄, ポリエチレンが水や普通コンより有効であることが分っている。一方, 多重層についての減弱効果を調べた実験結果を Fig. 8 に示す。また, Table 2 にこれ等の物質の種々組み合わせによる全透過率 (total transmission) を示した。これ等の結果によると, 鉄15cmの後に5cmのポリエチレンと5cmの鉄を交互に重ねた遮蔽構造がもっとも効果的であることが分った。これは, 最初の鉄が中性子との非弾性散乱 (inelastic scattering) により中性子のエネルギーを低下させ, 次のポリエチレンで低エネルギー中性子を吸収するとともに,  $\text{H}(n, r)\text{D}$  反応により  $r$  線を発生する。この  $r$  線を次の層で

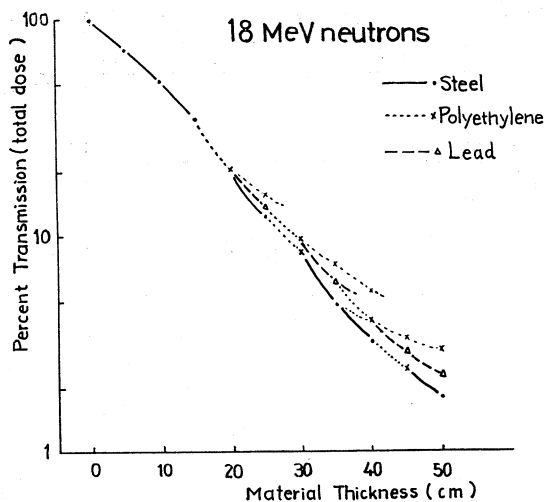


Fig. 8  ${}^3\text{T}(\text{d}, \text{n}){}^4\text{He}$ -18MeV 中性子の減弱曲線 (鉄, ポリエチレン, 鉛)

Table 2 単一層および多重層での  ${}^3\text{T}(\text{d}, \text{n}){}^4\text{He}$ -18MeV 中性子総線量の減弱率

1	2	3	4	5	6	7	8	total transmission (%)
W-50								10.6
OC-50								9.4
Po-50								8.2
S-50								6.9
S-15	P-35							6.0
S-15	W-35							4.9
S-15	Po-5	L-5	Po-25					4.0
S-15	Po-5	S-5	Po-25					3.3
S-15	Po-5	S-5	Po-5	S-5	Po-15			2.9
S-15	Po-5	L-5	Po-5	L-5	Po-5	L-10		2.3
S-15	Po-5	S-5	Po-5	S-5	Po-5	S-5	Po-5	2.2
S-15	Po-5	S-5	Po-5	S-10	Po-5	S-5		1.8

S=steel, Po=polyethylene, L=lead, W=water, OC=ordinary concrete

The adjoining numbers indicate the thickness of the specific materials in cm.

ある鉄が減弱させるとともに高エネルギー成分をもつ中性子のエネルギーを吸収する。順次このくり返しにより減弱していくのであろう。この他、計測に伴う問題点として線量当量の測定がある。

中性子の吸収線量はふつう一回衝突線量で測定される<sup>10)</sup>。しかし、放射線防護の観点からは一回衝突線量より線量当量を測定すべきである。§1.でもふれたが、線量当量は吸収線量に線質因子(QF)を乗ずることにより求められ、このQFは中性子のエネルギーに関係している。Rossi型の比例計数管を用いてLET分布を測定し、これからQFを求める研究が行われている。この方法では、施設のまわりの種々の点での平均のQFを決定しておいて、これにその点



での吸収線量を乗ずることによって線量当量を算出する。可成り興味ある方法と考えるが、経費ばかりでなく高度の技術も要求される点で現在のところ 実用的でない。現在、実用的には Rem counter という計測器が用いられている。これは、国際放射線防護委員会 (ICRP) から勧告された 0.025 MeV~10 MeV までのエネルギーに対する中性子 fluence あたりの rem-dose と同様の感度をもつ detector である。

今回の報告では、主に医療用 neutron generator にしぼったが、RI 中性子源に対してこの Rem counter が有効な計測器であるので、別の機会に report 出来れば幸いである。

### 謝 辞

稿を終るに臨み、線量計の試作および計測実験に終始御指導、御協力頂いた、丸山隆司 室長 (科学技術庁・放射線医学総合研究所)、および有益なる御助言を頂いた、織田暢夫教授 (東工大大学院・放射線物理講座) に深謝の意を表します。また、英文 Abstract での名木田 恵理子助手 (本学・一般教養部・英語)、図・表等での 井上博和助手 (本学・放射線技術科) ならびに丸山雅子助手 (本学・医療秘書科) に御協力頂き感謝申し上げます。

### 参 考 文 献

- 1) ICRU Report 19; Radiation Quantities and Units, 15 (1971)
- 2) Gray, L. H.; The ionization method of measuring energy, Proc. Cambridge Phil. Soc. **40**, 72 (1944)
- 3) Marinelli, L. D.; Radiation dosimetry and protection, Annual Review of Nuclear Science, **3**, 249 (1953)
- 4) Slater, M., Bunyard, G. B., and Randolph, M. L.; Combination ion chamber proportional counter dosimeter for measuring gamma-ray contamination of neutron fields, Rev. Sci. Instr. **29**, 601 (1953)
- 5) Hurst, G. S., and Ritchie, R. H.; On energy resolution with proportional counters, Rev. Sci. Instr. **24**, 664 (1953)
- 6) Wagner, E. B., and Hurst, G. S.; Gamma response and energy losses in the absolute fast neutron dosimeter, Health Phys. **2**, 57 (1959)
- 7) Wagner, E. B., and Hurst, G. S.; G-M tube  $\gamma$ -ray dosimeter with low neutron sensitivity, Health Phys. **5**, 20 (1961)
- 8) NCRP Report (NBS Handbook 75); Measurement of absorbed dose of neutrons and of mixtures of neutrons and gamma rays, 82 (1961)
- 9) ICRU Report (NBS Handbook 85); Physical Aspects of Irradiation, 26 (1964)
- 10) 西村明久, 丸山隆司; 特別研究「医用サイクロトロン of 安全管理に関する研究」NIRS report **2**, 97 (1975)
- 11) Maruyama, T. and Bouts, C. J.; Dosimetry of D-T neutrons for radio-therapeutic applications, Phys. Med. Biol **17**, 420 (1972)