

放射線生物作用および放射線化学作用における線量評価に関する研究 — n- γ 混合場における問題点について —

西村 明久¹, 北山 彰¹, 荒尾 信一¹
 天野 貴司¹, 林 明子¹, 原内 一¹
 紺野 勝信¹, 板谷 道信¹, 村中 明¹
 松宮 昭¹, 梶原 康正¹, 今城 吉成^{1,2}

Dose Estimation of Radiation-Biological and Radiation-Chemical Actions — On the Mixed Fields of Neutrons and Gamma-rays —

Akihisa NISHIMURA¹, Akira KITAYAMA¹, Shinichi ARAO¹,
 Takashi AMANO¹, Akiko HAYASHI¹, Hajime HARAUCHI¹,
 Katsunobu KONNO¹, Michinobu ITAYA¹, Akira MURANAKA¹,
 Akira MATSUMIYA¹, Yasumasa KAJIHARA¹, and Yoshinari IMAJO^{1,2}

キーワード: n- γ 混合場, 線量評価, マイクロドシメトリー, 放射線生物作用, 放射線化学作用

概 要

放射線生物学のみならず, 放射線治療等の研究¹⁻³⁾でX線や γ 線の他, 速中性子が盛んに利用されている。これらの目的のため, サイクロトロン, バン・デ・グラーフ, $^3\text{T}(\text{d}, \text{n})^4\text{He}$ 中性子発生装置などの医療用加速器が中性子源として使用されている。これ等の線束内におかれた物質は, 主として中性子ばかりでなく γ 線にもさらされる。放射線の相互作用における線量の評価について, このような中性子- γ 線混合場に関する問題点の検討を試みた。このような装置の線量計測分野では, 放射線の化学系や生物系の問題でも重要になって来ている。しかし, 計測分野での全ての条件を充たす方法は, 今のところ期待される状況にはなっていない。

中性子- γ 線混合場における線量評価の問題点について考察するためには, 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も含めて, 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, Maruyama and Bouts⁴⁾が15 MeV 中性子に対する減弱特性を報告しているが, 本実験では, $^9\text{Be}(\text{d}, \text{n})^{10}\text{B}$ 反応からの平均2 MeV 中性子および $^3\text{T}(\text{d}, \text{n})^4\text{He}$ 反応による18 MeV 中性子に対する種々物質の減弱特性を中性子- γ 線混合場という観点を中心に検討を行った。

1. 緒 言

サイクロトロンやバン・デ・グラーフを使用した速中性子源として, これまで $^9\text{Be}(\text{d}, \text{n})^{10}\text{B}$ 反応による中性子源を用いて, 抵抗性癌の治療や生物照射がおこなってきた。このターゲットは単体金属板をホルダーに圧着せしめた冷却効果の良い構造のもので, 10~20 mm ϕ に2.8 MeV 重陽子線を収束して, 150~200 μA

の入射に耐える。中性子収量も大きく, 角度分布は前方に強く照射線源として優れている。しかしながら, 平均中性子エネルギーが約2 MeV であって, 治療における深部線量の小なることは否定できない。これは, 0.10~0.15 Gy/min の線量率を得るために SSD=20 cm をとっていることにもよる。このことは, ラットや兎などの中動物照射においても共通の問題であった⁵⁾。

この困難を解決する可能性の第1点は, Be ターゲットを回転式とし, 冷却効果を大とすることにより, 入射ビーム電流を増し, SSD を大きくすることである。これは未だに試みられていないが, いくつかの興味ある問題を含んでいる。可能性の第2点はより高いエネルギーの中性子線反応を用いることである。 $^3\text{T}(\text{d},$

(平成17年9月29日受理)

¹川崎医療短期大学 放射線技術科, ²川崎医科大学 放射線医学教室

¹Department of Radiological Technology, Kawasaki College of Allied Health Professions

²Department of Radiology, Kawasaki Medical School

n)⁴He 反応および⁷Li (d, n)⁸Be 反応は発生する中性子エネルギーは高いが、その耐熱性、安定性においてターゲット物質として使用が困難である。¹⁰B (d, n)¹¹C 反応におけるホウ素(B)は耐熱性に優れ、中性子収量も実用性があるものと考えられた。

一方、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), 等価線量 (dose equivalent), フルーエンス (fluence), カーマ (kerma) 等があげられている⁴⁾。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等価線量 (単位: Sv) の情報である。等価線量 (DE) は、

$$DE = D_o \cdot QF \cdot DE \dots\dots\dots (1)$$

ここで、 D_o : 吸収線量, QF : 線質係数 (放射線荷重係数), および DF : 分布係数を表し、各々の積として求まる。X線や γ 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⁵⁾。医療用中性子発生装置からの中性子および γ 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。

放射線生物作用および放射線化学作用における線量評価に関する研究の内、本実験論文では、特に、 n - γ 混合場における問題点の考察のため、⁹Be (d, n)¹⁰B 反応からの平均 2 MeV 中性子および³T (d, n)⁴He 反応による 18 MeV 中性子に対する種々物質の減弱特性を中性子- γ 線混合場という観点を中心に検討を行った。

2. 線量計の試作

中性子と γ 線の混合場において、中性子または γ 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⁶⁾。中性子と γ 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よい。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 ($n + \gamma = \text{total dose}$) 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-エチレングス線量計、中性子にのみ有効な感度をもつ線量計として Hurst 型比例計数管、さらに γ 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、Van-de-Graaff 加速器からの中性子、 γ 線混合場中で各々を用い計測を行った。ポリエチレン-エチレングス線量計は、外径 10 cm ϕ の球状、ポリエチレンの壁厚は 0.3 cm である (18 MeV 単色中性子用)。⁹Be (d, n)¹⁰B 反応からの 2 MeV の中性子には 2 cm ϕ \times 4 cm, 壁厚 0.3 cm 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替えて用いた。

一方、 n - γ 混合放射線場で速中性子のみを分離計測できるのが比例計数管である⁶⁾。

図 1 は Hurst 型比例計数管の断面図である。0.05 mm ϕ の stainless steel wire を中心電極に用い、²⁴¹Am- α 線源をカウンター校正用として内蔵してある。44 mm ϕ \times 40 mm の有効体積 (sensitive volume), 760 mmHg のエチレングスを充填し、field tube 電圧として 550 V を印加し測定した。カウンターの校正 (calibration) とは、内蔵の²⁴¹Am- α 線源で吸収エネルギーの校正を行う。比例計数管の電極からのパルスを TMC100 チャンネル波高分析器に入れて²⁴¹Am- α 線による pulse height のスペクトルをとる。スペクトル図を図 2 に示す。この spectrum から分かるように FWHM (full width half maximum) で 13.4% の分解能を得た。

他方、 n - γ 混合放射線場での γ 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⁷⁾。エネ

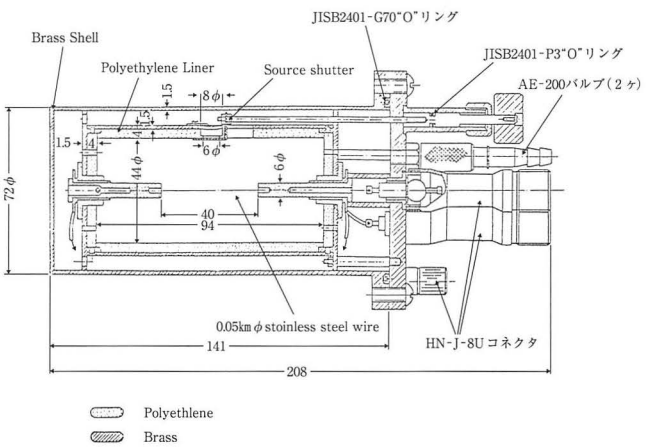


図 1 Hurst 型比例計数管 (単位mm)

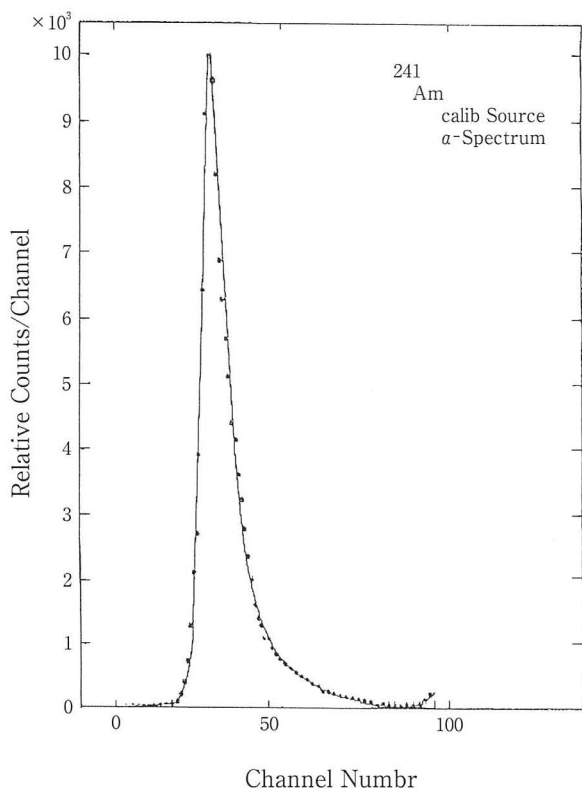


図2 ^{241}Am - α 線のエネルギースペクトル

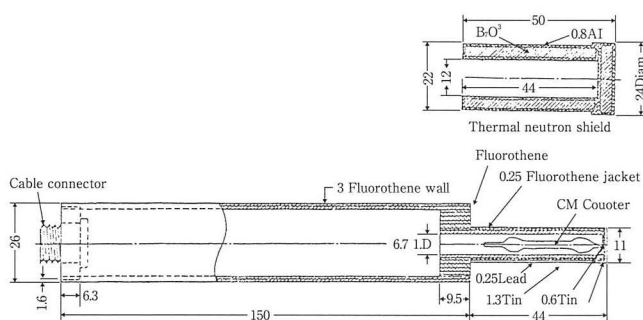


図3 マイクロ GM 計数管 (単位:mm)

ルギー依存性を減らすために錫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。計測に用いた micro G.M. 計数管の断面図を図3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たしたキャップをかぶせ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1%に減少させることが可能となった。

3. 線量計測に伴う問題点と計測例

すでに述べたように、中性子および γ 線による線量成分の和、すなわち Total dose を計測する線量計と

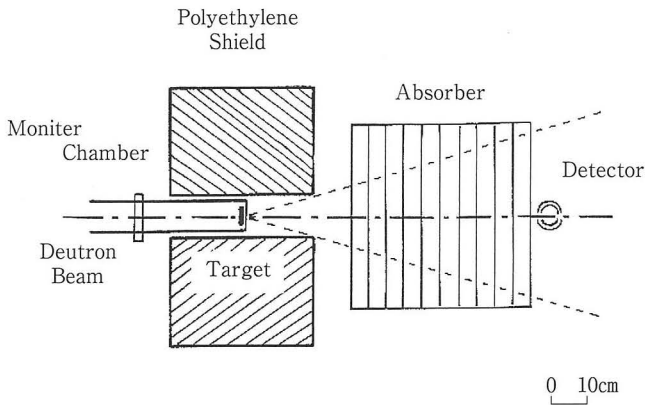
して組織等価 (TE) 電離箱があり、中性子に低感度の γ 線用線量計として、C-CO₂電離箱を試作した。これ等の線量計を使用して、中性子と γ 線の線量を分離して計測および計測値を出すには次のような考え方に従っている。人体組織等価電離箱が、 $2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$ (1 R) の ^{60}Co - γ 線に照射された時、吸収線量は $9.6 \times 10^{-3} \text{Gy}$ (0.96 rad) に相当する。同一の電離が $(W_\alpha/W_\beta) \times (9.6 \times 10^{-3} \text{Gy})$ に等しい中性子線量によって、この線量計の中で作られる。ここで、 W_α 、 W_β はそれぞれの α 線、 β 線によって気体中で1イオン対を生ずるに要する平均エネルギーである。気体中での W の値が α 線、陽子線、重粒子線に対して同一であると仮定する。 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。以下、計算式の簡略のため旧・線量単位で示す。もし W の比を1.04と設定すれば、組織等価電離箱で ^{60}Co からの γ 線 1 R (旧単位) によって作られた電離に対する γ 線 Γ rad (旧単位) と、中性子 N rad (旧単位) によって作られた電離の比 T は次式によって与えられる。

$$T = \Gamma/0.96 + N/1.00 = 1.04\Gamma + N \quad \dots\dots\dots (2)$$

一方、C-CO₂電離箱が1 R (旧単位) によって作られる電離に対する中性子と γ 線による電離の比 C は次式で与えられる。

$$C = 1.04 + kN \quad \dots\dots\dots (3)$$

比例定数 k は、C-CO₂電離箱が1 R (旧単位) の ^{60}Co - γ 線に照射されたとき観測される読みに対する、標準組織で1 rad (旧単位) を生ずるような中性子フルエンスに照射されたときのこの電離箱の読みの比である。 k の値は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、このエネルギー範囲では $k = 0.16 \pm 0.08$ としてよい。Van de Graaff 加速器を利用して $^9\text{Be}(d, n)^{10}\text{B}$ 反応から発生する中性子および γ 線の線量を試作した線量計により計測した^{4,14)}。重陽子の加速エネルギーを2.8MeV とし、加速電流を140 μA とした。計測実験のブロック・ダイアグラムを図4に示す。なお、モニター線量計として透過型電離箱を利用した。種々線量計による測定結果を表1に示す。表中“twin”とは、組織等価電離箱とC-CO₂電離箱を対にして用いたもの、即ち、twin chamber (対電離箱) の事である。これ等の値はターゲットから50cm に検出器を置いた場合である。較正用線源として ^{60}Co - γ 線を用い、Baldwin 標準線量計で較正した。わずか



Schematic Diagram of attenuation Experiments

図4 計測実験のブロック・ダイアグラム

表1 各種線量計による計測値

線質	Twin	Hurst	G. M	硫黄 (S)
中性子	3.1 rad/min	2.9 rad/min		3.2 rad/min
γ	0.7 rad/min		0.5 rad/min	

数回の平均測定値であるが、線量計相互間で値がよく一致している。

ここで、表中にある硫黄(R)の放射化による線量測定についてふれておく。硫黄は速中性子によって、 $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ 反応を起こす。この反応の断面積は 4 ~ 10 MeV のエネルギー範囲でほぼ一定である。また、生成される ^{32}P が容易に測定される核種であるため、大量の中性子照射の場合のモニターとして適している。欠点はこの反応のしきい値が 2.5 MeV であるため、通常の中性子の線量を測定するためには中性子源のエネルギースペクトルについての情報が必要となる。硫黄の放射化による計測例として、 $^9\text{Be}(d, n)^{10}\text{B}$ 反応からの中性子の場合について述べる。最初、硫黄を 100 気圧程度に圧縮し成型してペレット (6 mm ϕ \times 2 mm 厚) をつくり、これに中性子を照射し、照射後試料皿に入れて 200 $^{\circ}\text{C}$ 位に加熱する。硫黄を燃焼化すれば自己吸収の少ない ^{32}P の β 線源となる。これを GM 計数管タイプのガスフローカウンターで計測すると、いま、 a (dps/硫黄 1 g) であったとすれば、2.5 MeV 以上の速中性子の一回衝突線量 D は次式で与えられる。

$$D/a = (W/N\lambda) \cdot \int_{25}^{\infty} D_0(E) f(E) dE / \int_{25}^{\infty} \sigma(E) f(E) dE \quad \dots\dots\dots(4)$$

ここで、 $f(E)$: 単位エネルギー間隔あたりの中性子

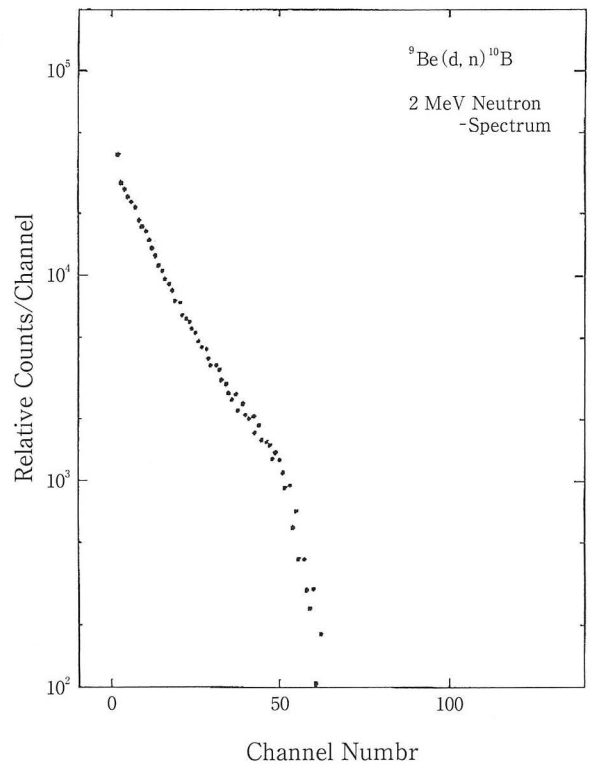


図5 $^9\text{Be}(d, n)^{10}\text{B}$ 反応 2 MeV 中性子のエネルギースペクトル

のフルーエンスでエネルギースペクトルから得られる (図5) . $\sigma(E)$: $\text{S}(n, p)$ 反応の断面積, $D_0(E)$: エネルギー E をもった中性子の単位フルーエンス当たりの一回衝突線量, W : 硫黄の原子量, N : アボガドロ定数, λ : ^{32}P の崩壊定数である。

4. 線量評価における Micro-Dosimetry (マイクロドシメトリー) の現状

ふつう線量というと吸収線量 (グレイ線量) D のことを意味する。 D は、 $D = \Delta E / \Delta M$ で定義され、 ΔE は物質の質量要素 ΔM に対する吸収エネルギーである。ここで問題となる物理量は、(i) ΔM の場所における放射線場、(ii) ΔM の大きさ、および(iii)吸収エネルギーの原因となる相互作用のモードである。

まず(i)の放射線場であるが、放射線場は放射線の線質 (種類, エネルギー) と空間分布 (および時間分布) の2つの物理量によって記述される。前者の線質は同一の吸収線量に対する生物学的効果比 (RBE) が放射線の線質に依存して大きく変化するという生物効果における、いわゆる LET 効果との関連でその重要性が古くから認識されている⁸⁾。この LET 効果を解釈するために Micro-dosimetry が展開されたといってもよい。後者の空間分布の関与する現象は、不均一媒質に X 線、

γ 線が照射された場合とか、もともと放射線場が不均一な場合（巨視的スケールで）に、放射線効果が巨視的スケールでの吸収線量だけの関数として表現されない場合に対応する。この場合の放射線効果を表現するための一例は、シーベルト（旧-レム）線量の定義に線質計数（または放射線荷重係数） Q 以外に分布係数を導入する場合に相当する。この不均一照射は問題とする質量要素 ΔM の大きさのとり方に依存する。

次に ΔM の大きさの問題であるが、式 $D = \Delta E / \Delta M$ で ΔM を無限小にすることは物理的に意味がない。すなわち、 D を右辺の $\Delta E / \Delta M$ の極限值として定義するものではない。 ΔM がある程度小さくなると（その大きさは放射線強度に依存するが）、そこを通過する放射線の飛跡数が小さくなり、従って ΔM 中で起こる1次の相互作用（primary interaction）の数も小さくなり、1次の吸収エネルギー ΔE の値は平均値の周りに大きな統計的ゆらぎを示すようになる。そのような場合、式で定義されるような吸収線量は平均値しか与えないので、実際のエネルギー付与の構造を記述するには不完全な物理量となる。そのように小さな ΔM を取らないが、ある程度（巨視的スケールで）小さい ΔM の場合が、いわゆる局所線量（local dose）に相当し、ふつうの深部線量（depth dose）などの例に見られるように現在用いられている。この局所線量と Micro-dosimetry における Micro dose（マイクロドース）とは何の関係もないことに注意しなければならない。

1次のエネルギー付与（primary energy transfer）は、いわゆるエネルギー損失、阻止能、LETなどの物理量に密接に関連している。これ等の物理量は、厳密な意味では、それぞれの言葉の前に平均という形容詞をつけなければならない。いま荷電粒子がある厚さの物質を通過するとき、その物質中でのエネルギー損失は、平均値の周りに統計的ゆらぎを示し、その分散は物質の厚さが薄くなればなるほど大きくなる。このエネルギー損失（energy loss）の統計的分布を Landau-Vavilov 分布⁹⁾という。その一例を図6に示す。この図で、 Δ_{sp} が平均 energy loss（いわゆる stopping power）、 Δ_{mp} が the most probable energy loss に対応する。この例から、物質の厚さが薄くなればなるほど、energy loss 分布の分散が大きくなり、 Δ_{mp} と Δ_{sp} との差が大きくなるのが分かる。この例は45.3 MeV proton で Si target (0.127 g/cm²と0.019 g/cm²)に対応するものであるが、放射線生物学における標的の大きさは、この例におけるよりはるかに小さいので、統計的ゆらぎは比

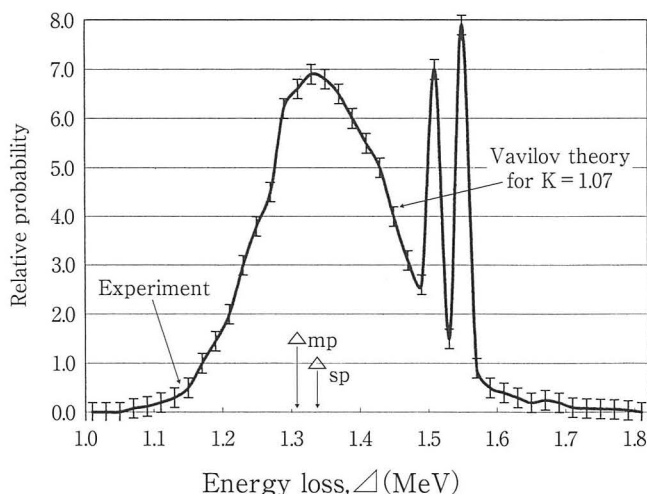


図6 エネルギー損失の統計的分布（Landau-Vavilov 分布）

較にならない位大きくなるのが理解できる。

Micro-dosimetry でふつう問題とする ΔM の大きさは細胞オーダー（～数 μ ）から数 \AA オーダーなので、一般に ΔE の値は個々の ΔM 要素に対して大きな統計的ゆらぎを示す。この統計的ゆらぎを扱うのが Micro-dosimetry の研究対象の大きな部分を占めている。最後に(イ)の1次の相互作用のモード（種類）であるが、ふつうこれまで線量測定というと高速荷電粒子の阻止能ないし LET で定義される巨視的物理量で一括してエネルギー吸収を記述してきた。たしかにふつうの高速荷電粒子の物質との相互作用の大部分は、原子・分子の励起や電離過程に基づく阻止能、LET に対応するものであるが、最近の原子衝突物理の進歩の結果、1次の相互作用のモードは今まで考えられていたものよりはるかに複雑であり、それらの諸過程の放射線作用への寄与を解明することがこれからの Micro-dosimetry の重要課題となるであろう¹⁰⁾。不均一放射線場(n- γ 混合場)という観点で検討を行ったが、今後さらにこれ等の考え方を、中性子- γ 線混合場での線量評価へ導入して行きたい。

5. 結果の問題点と考察

図7に Polyethylene, 図8に Steel でのそれぞれ、Total dose, n-dose, γ -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厚で15%, 50cm厚で2.5%の減弱にとどまる。しかし、Total dose で考えると、Polyethylene では50cm厚で3%強になるが、Steel では2%強になる。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¹¹⁾。

2 MeV 中性子での鉄, 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かっている。

18MeV 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クリートより有効であることが分

かっている。一方, 多重層についての減弱効果を調べた実験結果を図9に示す。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効果的であることが分かった。これは, 最初の鉄が中性子との非弾性散乱 (in-elastic 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, $^1\text{H}(n, \gamma)^2\text{D}$ 反応により γ 線を発生する。この γ 線を次の層で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¹¹⁾。

計測に伴う問題点として等価線量 (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。しかし, 放射線防護の観点からは一回衝突線量より等価線量を測定すべきである。緒言でもふれたが, 等価線量は吸収線量に線質因子 QF (放射線荷重係数) 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個々の点での平均の 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等価線量を算出する。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。

中性子と物質との相互作用を考えると, 物質を構成する原子の原子核による弾性散乱, 捕獲あるいは荷電

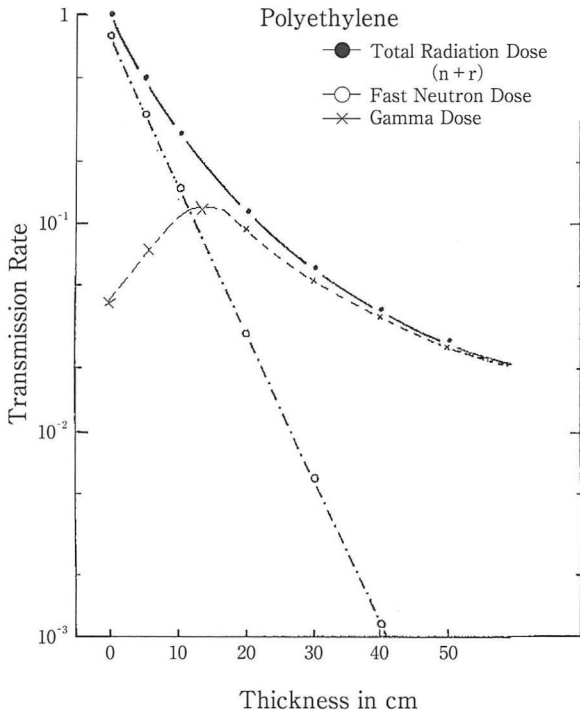


図7 $^9\text{Be}(d, n)^{10}\text{B}$ 反応 2 MeV 中性子の減弱曲線 (ポリエチレン)

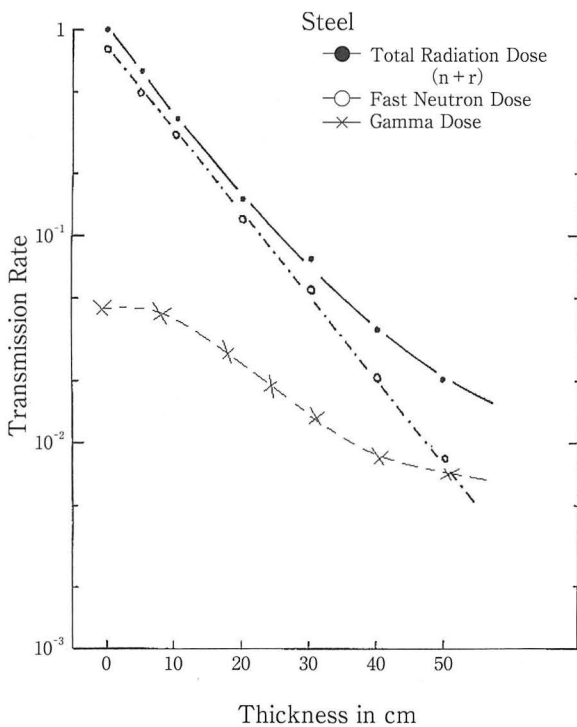


図8 $^9\text{Be}(d, n)^{10}\text{B}$ 反応 2 MeV 中性子の減弱曲線 (鉄)

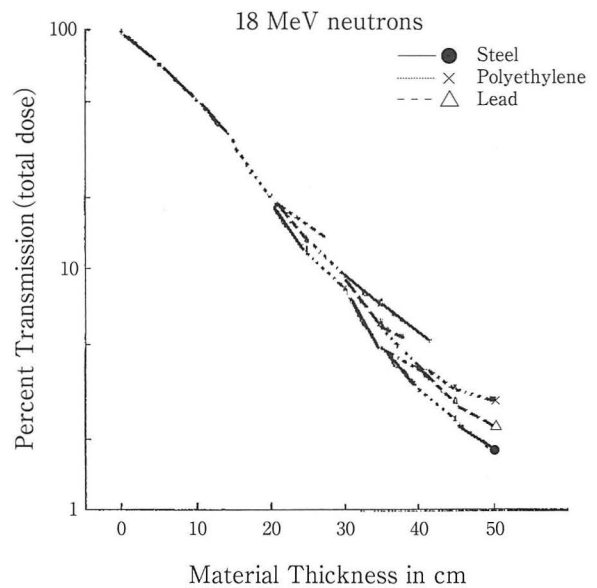


図9 $^3\text{T}(d, n)^4\text{He}$ 反応 18 MeV 中性子の減弱曲線 (鉄, ポリエチレン, 鉛)

粒子を放出する核反応による吸収等がある。水素原子核は中性子の質量に等しい質量をもつ陽子から構成されているため、陽子と衝突した中性子は一回の衝突でそのエネルギーを平均 $1/2$ だけ失う。このことから水素含有量の高い物質は中性子の減速に対して最も効果的である。一般に中性子のエネルギーが高くなるにつれて弾性散乱の断面積は減少し、非弾性散乱が重要になる。従って、速中性子は原子番号の大きい鉛、鉄等で減速され、減速された中性子は原子番号の小さい水素を多く含む物質によりさらに減速される。減速された中性子は様々な原子に捕獲吸収されるが、その際、捕獲 γ 線が発生するため、中性子線の遮蔽には二次 γ 線の遮蔽も必要である。中性子を遮蔽するには、中性子のエネルギーを考慮する必要がある。高速中性子は物質中で非弾性散乱による減衰の確率が高く、より低エネルギーになるにつれて弾性散乱による減速を受け、eV 領域の低速中性子、熱中性子 (~ 0.025 eV) になると中性子捕獲によって吸収され、捕獲 γ 線を放出する。それ故に中性子遮蔽としては、非弾性散乱断面積の大きい鉄や鉛等で先ず減速し、ついで散乱断面積および捕獲断面積の比較的大きい含水素物質で減速・吸収させるのがよい。

この実験を行ったサイクロトロン加速器室やバン・デ・グラーフ加速器室は、マグネットは鉄で構成されており、格子状の床を除いては測定配置のまわりは普通コンクリートである。検出器の前増巾器から比例増巾器までの距離を長くすると、ケーブルで種々の雑音を拾うので電子回路を出来るだけ前増巾器のそばに置き波高選別器を通して成形されたパルス測定系から 20m 離れた操作室にあるスケーラで計数した。

すべての実験で、検出器を最大中性子線束と最大中性子エネルギーの得られる 0° 方向、すなわち、加速粒子の進行方向に置いた。Twin-Chamber, Hurst 型比例計数管やマイクロ GM 計数管等からの計数率を各吸収体の後方で測定し、中性子の出力を BF_3 比例計数管あるいは電離箱でモニターした。吸収体の厚さがゼロの場合の等価線量と各吸収体を透過した中性子の等価線量の比を中性子の出力で補正して得られたのが減弱曲線 (図 7, 図 8, 図 9) である。減弱曲線から明らかごとく、大部分の物質では吸収体の厚さが 10~20 cm 以上での減弱はほぼ指数関数的であることを示している。

以上、放射線生物作用および放射線化学作用における線量評価に関する研究の内、本実験論文では、特に、 $n-\gamma$ 混合場における問題点の考察のため、 ${}^9\text{Be}(d, n)^{10}\text{B}$ 反応からの平均 2 MeV 中性子および ${}^3\text{T}(d, n)^4\text{He}$ 反応による 18 MeV 中性子に対する種々物質の減弱特性を中性子- γ 線混合場という観点を中心に検討を行った。

6. 謝 辞

稿を終わるに臨み、有益なるご助言を頂いた、織田暢夫教授 (前・東工大大学院-放射線生物物理学講座)、西村弘行教授 (北・東海大大学院-生物バイオ工学教室)、および線量計の試作、計測実験に終始ご指導頂いた、丸山隆司室長研究官 (前・科学技術庁-放射線医学総合研究所) に深謝の意を表します。また、英文 Abstract での名木田恵理子教授 (本学・一般教養-英文学専攻) にご協力頂き感謝申し上げます。

7. 文 献

- 1) Nishimura A. and Aono K. : Radioprotective Effects of Thiomethylhydantoin Derivatives on Escherichia Coli and Mice, *Acta. Med. Okayama*, 41 (5) : 187-193, 1987.
- 2) 西村弘行 : 北方系食用植物の生体過酸化脂質生成阻害活性について, 2001 (第 1 回 AOB 研究会・岡山).
- 3) 西村弘行 : ネギ属含硫化合物の脂質過酸化抑制効果とヒト介入実験による検証, 2004 (バイオ産業活性化シンポジウム・札幌).
- 4) Maruyama, T. and Bouts, C.J. : Dosimetry of D-T neutron for radio-therapeutic applications, *Phys. Med. Biol.* 17 : 420, 1972.
- 5) 西村久, 稲田哲雄 : 特別研究「中性子線等の測定に関する研究」, *NIRS report.* 2 : 97, 1975.
- 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 γ rays dosimeter with low neutron sensitivity, *Health Phys.* 5 : 20, 1961.
- 8) Oda, N., Numakunai, T and Ohtani, S. : Biophysical Aspects of Radiation Quality, *IAEA-SM-145/47* : 99, 1971.
- 9) Vavilov P.V. : *Soviet Physics JETP.* 5 : 749, 1967.
- 10) Kellerer, A.H. and Rossi, H.H. : *Current Topics, Radiat. Res.* 75 : 475, 1978.
- 11) 西村久, 丸山隆司 : 特別研究「医用サイクロトロン安全管理に関する研究」, *NIRS report.* 2 : 97, 1975.

Dose Estimation of Radiation-biological and Radiation-chemical Actions — On the Mixed Fields of Neutrons and Gamma-rays —

Akihisa NISHIMURA¹, Akira KITAYAMA¹, Shinichi ARAO¹,
Takashi AMANO¹, Akiko HAYASHI¹, Hajime HARAUCHI¹,
Katsunobu KONNO¹, Michinobu ITAYA¹, Akira MURANAKA¹,
Akira MATSUMIYA¹, Yasumasa KAJIHARA¹, and Yoshinari IMAJO^{1,2}

¹Department of Radiological Technology, Kawasaki College of Allied Health Professions

²Department of Radiology, Kawasaki Medical School

It has become very common to utilize fast neutrons other of Xrays and γ -rays in researches of radiation biology and radiotherapy¹⁻³⁾. For this purpose, apparatus, such as the cyclotron, the Van de Graaff accelerator and $^3\text{T}(\text{d}, \text{n})$ ^4He neutron generator are used as neutron sources. The materials are exposed to not only neutrons but also γ -rays, mainly, in the main beam of these apparatus. The article has discussed the dose estimation of the interaction, on the mixed fields of neutron and γ -rays. The importance of these dosimetry has been emphasized in radiation chemistry and biology. Nevertheless, it has not so far appeared hopeful to find an ideal method satisfying all the conditions demanded of these dosimetry.

For the dose estimation of the interaction, on the mixed fields of neutron and γ -rays, including the 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 Bouts⁴⁾ have already reported on the attenuation characteristics for 15MeV neutrons. In the present paper, from the viewpoint of mixed radiation field, the writer examines the attenuation characteristics of several materials for 2MeV neutrons from the $^9\text{Be}(\text{d}, \text{n})$ ^{10}B reaction and 18MeV neutrons from $^3\text{T}(\text{d}, \text{n})$ ^4He reaction.