

放射線作用における線量の評価について

— n, γ 混合場に関する問題点 —

川崎医療短期大学 放射線技術科

西村明久・日地啓夫・梶原康正・西下創一

(昭和55年9月13日受理)

Dose Estimation of Radiological Actions

— On the Mixed Fields of Neutrons and Gamma-rays —

**Akihisa NISHIMURA, Hiroo HIJI, Yasumasa KAJIHARA
and Soichi NISHISHITA**

Radiological Technology Course, Kawasaki Paramedical College

Kurashiki 701-01, Japan

(Received on Sept. 13, 1980)

概 要

医療用中性子源として、nuclear reactor や neutron generator 等の装置があるが、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、特に今回はこのような中性子、 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、放射線損傷と共に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。殆んど dosimetric な効果は中性子より γ 線が重要となっているので、最初のセクションでは γ 線を中心に各種の発生放射線について概論する。また、absolute な測定器および relative な測定器についてふれ、後半のセクションではこれらの問題点を dosimetric な観点から検討した。

Abstract

There has been the medical neutron-sources apparatus such as the nuclear reactors and the neutron generators. The materials are exposed to not only neutrons but also γ -rays, mainly, in the main beam of these apparatus. This 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, as well as in radiation damage research. Nevertheless, it has not so far appeared hopeful to find an ideal method satisfying all the conditions demanded of these dosimetry.

The first chapter involves characteristics of radiations in the medical neutron

apparatus, especially of γ -ray field. Most of dosimetric effects are considered mainly due to γ -rays rather than neutrons. The next chapter shows methods and procedures available for neutron dosimetry. The calorimeters, the ion chambers and the chemical dosimeters are proposed as absolute measurements. The last chapter presents several problems related to dosimetry in the medical apparatus.

§1. はじめに

nuclear reactor や neutron generator に置かれた物質は主として中性子や γ 線にさらされる。また、 γ 線の散乱によって作られた速い電子と分裂生成物や中性子で放射化された物質から出る β 線にもさらされる。さらに、物質と中性子や γ 線との相互作用によって陽電子、陽子、 α 粒子なども出てくる。これ等の装置における放射線作用の線量評価を論ずる前に、上記の主な放射線について概論してみる。特に今回は医療用中性子源として、現在までもまた将来とも利用されるであろう nuclear reactor を中心に述べる。

§2. 発生放射線について

i) 中性子：主な中性子源は U と Pu であるが、たいいていの研究用熱中性子炉では ^{235}U だけと考えるとよい。重水減速炉では $D(r, n) H$ 反応による光中性子がある。分裂中性子あたり光中性子の量は約 1.6×10^{-3} である。分裂あたりの中性子エネルギーは 5 MeV で、このエネルギーは大部分減速材で吸収される。 ^{235}U からの分裂による中性子のエネルギー分布は図 1 に示すようなものであり、式では

$$N(E) = Ae^{-BE} \sinh \sqrt{CE}$$

で与えられる。A=0.453, B=1.04, C=2.29, エネルギーの最確値は約 1 MeV, 平均値は約 2 MeV である。速中性子は減速して熱化し結局 reactor では中性子のスペクトルは熱領域 (25°C で平均 0.026 eV) から 10 MeV までわたっている。スペクトルは reactor の配置、構成によって異なっている。

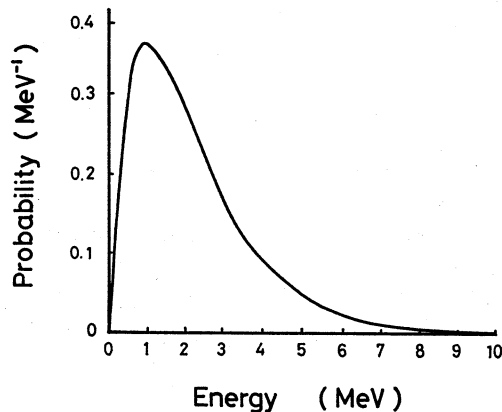


図1 核分裂中性子のスペクトル

熱中性子は、速中性子や中速中性子等にくらべて yield が最も多い。エネルギースペクトルはマクスウェル-ボルツマン分布している。物質内に吹収されるエネルギーは非弾性衝突によるものだけである。もっとも起こり易い反応は捕獲反応で、即発 γ 放射によって定常あるいは不安定核の基底状態へ落ちる。断面積は $0 \sim 2.7 \times 10^6$ barn にわたっており、 γ 線のエネルギーは約 8 MeV (遊離中性子と核内中性子の質量差) の程度であろうが、スペクトルは複雑で差が大きい¹⁾²⁾。捕獲 γ 線による吸収線量はつぎの因子から計算される。即ち、熱中性子束密度、捕獲断面積、 γ 線エネルギー、試料の質量吸収係数と形状。その他の反応としては (n, α) 、 (n, p) 、 (n, f) がある。代表的なものとして ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$, 950barn ; ${}^{10}\text{B}(n, \alpha){}^7\text{Li}$, 3840 barn ; ${}^{14}\text{N}(n, p){}^{14}\text{C}$, 1.8 barn がある。また捕獲によって生成された放射性核種からの γ 線と β 線がある。 γ 線については即発 γ 線のとくと同様に計算される。

β 線については後述する。

ii) γ 線 : reactor 内で γ 線となる 4 つの因子 : nuclear fission, fission products の崩壊, 中性子捕獲, 中性子による誘起放射能の減衰等である。 γ 線の分布は、線源の自己吸収, まわりの中性子および γ 線吸収体, 誘起 γ 線源に依存する。 γ 線に対する質量吸収係数は 0.025cm/g であるので小型のものでも γ 線エネルギーの大部分は中心で吸収される。reactor 中心を γ 線源と考える際、試料を中性子吸収材 (例えば Cd) でつつむと吸収線量率は増加する。fission に伴う prompt γ 線, fission products の減衰, 捕獲による γ 線の分布を Table 1 に示す。 (n, α) 反応による捕獲 γ 線のスペクトルは Ref. 1) を参照する。また、放射化された物質からの γ 線については Ref. 3) に示されている。 γ 線の物質との相互作用については当然ながら、光電効果, コンプトン散乱, 電子対生成の 3 つの過程を考える必要がある。

表 1. 即発 γ 線および捕獲 γ 線の分布

Energy range (Mev)	Energy release per fission (Mev)		Energy release per capture	
	Prompt fission	Fission product decay	${}^{238}\text{U}$	${}^{235}\text{U}$
0 - 0.3	0.3	0.7	0.43	0.59
0.3 - 0.8	2.0	1.4	1.1	1.5
0.8 - 1.3	1.6	1.3	0.93	1.3
1.3 - 1.8	1.2	1.3	0.79	1.1
1.8 - 2.3	0.76	0.64	0.69	1.0
2.3 - 2.8	0.59	0.81	0.34	0.17
2.8 - 3.3	0.37	0.32	0.15	0.21
3.3 - 3.8	1.25	0.26	0.11	0.15
3.8 - 4.3	0.17	0.16	0.09	0.13
4.3 - 5.3	0.17	0.16		
5.3 - 6.3	0.085	0.13		
6.3 - 7.3	0.031			
	7.64	7.18	4.63	6.45

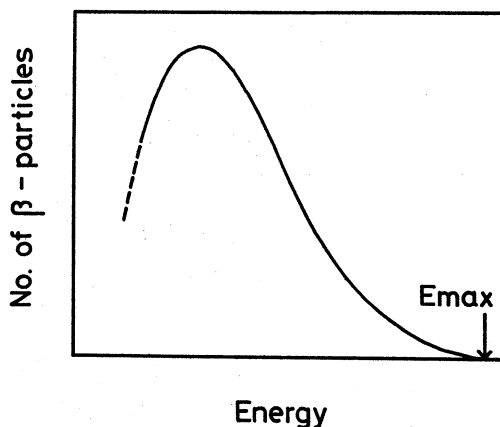


図2 β 線のエネルギースペクトル

iii) β 線（電子）： β 線は中性子過剰の核から放出され、半減期は1 secより短いものから 10^{14} yearより長いものまでである。reactor内で β 線源のおもなものはfission productsである。安定になるまでつぎつぎと放出する。 β particlesのスペクトルの代表的な形を図2に示す。物質中の速い電子の主な生因は γ 線の散乱であって、電離、励起ともに電子の減速の結果である。 β 線の自己吸収の計算についてはRef. 4)を参照する。

§3. 吸収線量の測定について

吸収線量または線量率の測定法はある程度吸収線量に対する要求に依存する。一般に照射物質内に生じた物理変化・化学変化あるいは熱を決定するか予想するかの要求が伴っている。そしてreactor内では熱中性子・速中性子および γ 線による個々の寄与は出来る限り正確に決められることが望ましい。しかし、熱測定の場合などは $\pm 20\%$ 以上の精度できめることは必ずしも容易ではない。その他線量測定の問題としては、測定法の適用できる線量範囲および線量率範囲をきめること等を考慮すべきである。

§3.1 絶対測定

i) 熱量計：熱量計が唯一の絶対測定法である。ただ吸収エネルギーの熱に変換した部分だけを測定しているわけであるが、大部分の物質では発生熱が吸収エネルギーにほとんど等しいとみなされる。しかし、水にfission fragmentsが照射したような場合は注意すべきで100eVあたり約2ケの分子が分解する。生成された H_2 と O_2 のエネルギーは水分子より約3eV高いので、吸収線量の約94%が熱になったことになる。熱量計法には等温法と断熱法の2種があるが、高線量率の場合では等温法の方が便利である。熱量計の欠点はあまり市販品にたよれないことと、長時間の正確な測度測定が要求されることである。

ii) 電離箱：単位吸収線量あたり気体中に生ずるイオン対の数は線量率に依存せず、またLETの広い範囲にわたって一定である。吸収線量は電離箱の電極に集められた荷電量と気体の

表2 熱量計測定による速中性子の分布

Material	Absorbed dose rate (mW/g)			
	fast neutrons	γ -rays	total	nuclear reaction
Al	0.028	1.93	1.96	0.08
C	0.100	1.95	2.05	—
(CH ₂) _n	1.30	2.22	3.52	—
Bi	0	2.35	2.35	—
H	7.70	4.12	13.8	—

質量とW値から算出される。または標準 γ 線源で校正することができる。reactor内では重要な問題がある。速中性子が弾性衝突で電離粒子を作る、たとえば水素ガス中では陽子が生じ、炭酸ガス中ではCやOのイオンが反跳される。重いイオンの多くはわずか数keVのエネルギーしかもっていないので、電離よりも衝突でエネルギーを失う。そのため速中性子では γ 線よりW値が大きくなり吸収線量あたりの応答は小さくなる。電離箱の材料は熱量計の場合よりずっと制限される上、壁と気体が同じ構成でないといっそう不確定さが増す。

§3.2 相対測定

放射線束または束密度の相対的測定は吸収線量の相対値を与える。ほとんどの吸収線量測定では γ 線による寄与が大部分である。熱中性子束は放射化法（たとえばコバルトや金）で比較的容易に決定される。断面積が正確に知られており、スペクトルの変化による補正も容易である。速中性子束も相対値は放射化法できめられる。熱中性子、速中性子、 γ 線のそれぞれの吸収線量への寄与の仕方と、それぞれの束密度の相対値が得られるならば吸収線量の正確な相対値が求められる。絶対値は相対測定値を熱量計の値と比較することによって得られる。相対測定法としては数種の化学線量計、出力型中性子検出器、固体線量計（着色、発光、熱発光）が用いられる。

i) 化学線量計：シクロヘキサン線量計、シュウ酸線量計や酸化チソン線量計が有望視されている。シクロヘキサンの放射線分解による水素の収率は、 γ 線および速中性子の双方に対して線量率と温度の広い範囲にわたって±5%以内で一定である。シュウ酸水溶液線量計の特色は市販の薬品で十分な点、光によって反応せず放射化されない点である⁵⁾。

ii) 固体線量計：一般的なものとしては⁶⁾、ガラスやプラスチックの着色を利用し吸収係数の変化から照射量を求めるもの、銀で活性化したりリン酸ガラスのような放射線によって光発光を示しその量が照射量に比例するもの、また照射温度を上昇すると放射線で蓄積されたエネルギーがケイ光となって発するいわゆる熱ルミネッセンスを利用するものがある。

§4. 線量評価の問題点

i) 2次粒子の問題：入射放射線の透過と1次および2次電子の飛程の問題はreactorに

限ったわけではなく、単一エネルギーの γ 線や電子についても起こるものである。ただ reactor 中では、 γ 線のスペクトルと中性子の断面積の変化によって一層複雑になっている。Kerma の定義は、ある体積素片中に入射放射線によって作られた全荷電粒子の初期の運動エネルギーの総和である。そしてその体積素片は、入射放射線が減衰してしまう程大きくてはいけなく、多くの相互作用が起こって、荷電粒子が多数できる程度大きくなくてはならない。たしかに理想的条件のもとでは吸収線量は Kerma と同じであろう。たとえば、低い Z 値の物質の 0.5g/cm^2 の厚さのものを $1\sim 2\text{ MeV}$ の γ 線の中に入れたとき、 γ 線はすこししか減衰しないし、コンプトン散乱でできた電子は物質内で完全に吸収される。しかし一方、高い Z 値の壁にかこまれた低圧の気体の場合を考えると、気体による吸収線量はおもに壁からくる 2 次電子によるものである。reactor の中のある位置で物質中の Kerma を測定することは困難であり、またたとえそれができたとしても同じ場所で照射した物質によって必ずしも Kerma を吸収線量と同じにみなすわけにいかないであろう。

ii) 2 次放射線損失：これは γ 線、速中性子、熱中性子どれにも起こる。 γ 線ではコンプトン散乱で生じた電子は数 MeV までのエネルギーをもつので飛程も g/cm^2 程度になる。しかし、周囲の物質が全然ちがう γ 線吸収を示すものでない限りは電子の損失は周囲から入ってくる電子と相殺してしまう。速中性子では弾性散乱による反跳イオンは飛程は短いので、低圧の気体以外ではたいていは吸収されてしまう。

§ 5. その他の問題点と結語

reactor 内放射線は物質に熱の形でエネルギーを付与するほか、電離、励起、変位などをおこし熱以外のものは、物質、温度、線量率、線量および放射線の構成に著しく依存する。種々の物質への放射線の影響をまとめたものがある⁷⁾。実際、放射線効果をしらべたい物質を線量計に用いることができない場合が多い。そこでなにか代りの物質を選ぶ必要が起こる。もちろんその選択は、対象とする放射線効果の性質、中性子、 γ 線の寄与の重要性、周囲からの影響などによってきめられる。たとえば、気体試料の測定するとき周囲が金属であれば、そのまま電離箱などの線量測定ができるが、周囲がプラスチックであれば吸収線量測定は容易でない。また、中性子および γ 線の線束の reactor 内の位置的および時間的変動を考えると、試料自身および線量計による自己遮蔽や局所的な線束低下も考える必要がある。

以上、 n, γ 混合場、特に今回は reactor を中心に線量評価の問題点について考察してきたが、さらに、混合場の中でも γ 線の比較的少ない医療用 neutron generator についても今後、検討してゆきたい。

謝 辞

稿を終るにあたり、有益なる御助言を頂いた、川崎医大核医学教室伊藤安彦教授、Radiochemical Actions の検討での北大（放射線化学教室）西村助手、多くの貴重なコメントを頂

いた東工大大学院（放射線物理講座）織田暢夫教授に深謝の意を表します。

References

- 1) R. C. Greenwood and J. H. Reed: IITRI 1193-53, Vol. I (1965)
- 2) D. J. Dudziak: Nucl. Sci., and Eng, **27**, 328 (1967)
- 3) Nuclear Data Group ORNL: Nuclear Data sheets, Nat. Acad. Sci., Washington D. C., (1970)
- 4) P. A. Richards and B. A. Rubin: Nucleonics **6**, 42 (1950)
- 5) R. E. Simpson: Health Physics, **8**, 143 (1962)
- 6) Radiation Dosimetry **2**, 2nd (Attix and Roesch), 291 (1966) Academic Press.
- 7) J. F. Kircher and R. E. Bowan: Effects of Radiation on Materials and Components, Reinhold N. Y. (1974)