放射能標準体・標準線源とその使用法(Ⅳ)

3. 基準中性子源†

尾内 能 夫

癌研究会癌研究所物理部

170 東京都豊島区上池袋1-37-1

Key Words: standard neutron source, radioactive (α, n) source, radioactive (γ, n) source, spontaneous fission source, neutron spectrum, neutron yield, precision long counter, neutron dose equivalent meter, relative neutron sensitivity

1. 概 説

計測器の校正に用いられる中性子源には、放射性同位元素を利用した線源と加速器を利用した線源とがある^{1)~3)}。放射性同位元素を利用した線源には、²²⁶Ra, ²¹⁰Po, ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴¹Am, ²²⁷Ac, ²⁴⁴Cm などから放出される α 粒子を Be, B, ¹⁹F, Li, ¹⁸O などに衝突させて中性子を発生させる (α, n) 反応を利用するもの、²²⁶Ra, ¹²⁴Sb, ²²⁸Th などから放出される γ 線を Be, D に照射して中性子を発生させる (γ, n) 反応を利用するものおよび自発核分裂によって中性子を放出する²⁵²Cf, ²⁴⁴Cm などがある。加速器を利用した線源には、D(d, n)³He, T(p, n)³He, T(d, n)⁴He, ⁷Li(p, n)⁷Be, ¹²C(d, n)¹³N, ⁵¹V(p, n)⁵¹Cr などがある。

放射性同位元素を利用した中性子源はそのエネルギー分布に広がりがあるが、加速器を利用すると、入射粒子のエネルギーを均一にすることができるので、単色の中性子が得られるし、 γ 線の放出量も少ないという利点がある。しかし、加速器は大型で可搬性に乏しく、基準中性子源としては一般的でないので、ここでは除く。

放射性同位元素を利用した各種線源の特性を比較すると、Be(α, n) 中性子源は α 粒子 10^4 あたり約 1 個の中性子を放出し、(γ, n) 中性子源よりキューあたりの中性子放出率 (単に中性子収量という) が大きく、

γ 線の放出量が少ない。また、(γ, n) 中性子源では、放射性同位元素からの γ 線エネルギーは 3 MeV 以下であるから、発生する中性子のエネルギーも低い。Be(α, n) 中性子源と他の (α, n) 中性子源を比較すると、Be(α, n) 中性子源では中性子収量は大きい、幅の広い複雑なエネルギースペクトルをもっているの、幅の狭いエネルギー分布をもつ他の (α, n) 中性子源のほうが測定器の校正には有利な場合がある。自発核分裂による中性子源は原子炉のスペクトルを模するのに有用である。

基準中性子源として望ましい特性は^{1)~3)},

- (1) 放射性同位元素が高比放射能 (Ci/g) を有すること,
- (2) 線源の γ 線放出率が低いこと,
- (3) 中性子放出率が時間とともにあまり変化しないか、変化しても予期できること,
- (4) 中性子のエネルギースペクトルがわかっていて、同型の線源であれば、線源ごとにスペクトルが変化しないこと,
- (5) α 放出体の場合にはターゲット物質と α 放出体とが合金あるいは機械的に安定な化合物となっていて、よく結合されていること,
- (6) 大きさが小さく、中性子の自己吸収および散乱が無視できて、中性子が等方的に放出されていること,

などである。

基準中性子源は測定器の校正に用いるが、中性子の測定器^{1)~8)}には、吸収線量測定用、線量当量測定用、中性子フルエンス測定用その他があるから、目的に適

† Radioactive and Radiation Standards (Ⅳ). 3. Standard Neutron Sources. Yoshio ONAI: Department of Physics, Cancer Institute, 1-37-1, Kami-ikebukuro, Toshima-ku, Tokyo 170.

表 1 Be(α, n) 線源の特性

核 種	半 減 期	比放射能 (Ci/g)	α 線のエネ ルギー (MeV)	最大中性子 エネルギー (MeV)	平均中性子 エネルギー (MeV)	中性子収量 $n \cdot s^{-1} \cdot Ci^{-1}$	線源から 1 m における γ 線 照射線量率 $mR \cdot h^{-1} \cdot Ci^{-1}$
^{226}Ra	1620 y	0.988	(4.8, 5.3, 5.5 6.0, 7.7)	13.2	(3.6 4.0)	(1.3×10^7 1.5 2.0)	835
^{210}Po	138.4 d	4.50×10^3	5.30	10.8	(4.2 4.3)	2.5×10^6	0.03
^{238}Pu	86.4 y	17.4	5.50, 5.46	11.0	(4.0 4.5)	(2.3×10^6 2.7 2.8)	~ 0.03
^{239}Pu	24390 y	0.0617	(5.15, 5.13 5.10)	10.6	4.5	(2.0×10^6 2.2)	~ 0.03
^{241}Am	458 y	3.23	5.48	11	(4.0 4.5)	(2.0×10^6 2.2 2.7)	~ 0.03
^{242}Cm	162.5 d	3.32×10^3	6.11, 6.07	11.6	4.0	(4.0×10^6 4.2)	~ 100
^{227}Ac	21.6 y	—	4.94	12	4.6	2.5×10^7	~ 0.03

De Pangher, 他 (1969)²⁾, ICRU Report 10b (1962)³⁾, ICRP Pub. 21 (1971)⁹⁾, Californium-252, it's use and market potential, USAEC (1969)¹⁰⁾.

った基準中性子源が必要であり、また測定法も目的に応じた技術を選ばなくてはならない。中性子の測定についてはまだ確立されていない領域がかなりあるので、ここで述べる測定器の校正法もきわめて不十分なものであることをお断りしておく。

2. 入手しうる基準中性子源の種類と特性

2.1 Be(α, n) 線源

Be(α, n) 線源の作成に用いられている α 放射体を表 1 に示す。これらの放出体を Be 粉末と混合したものあるいは合金化したものが作成されている。Be(α, n) 中性子源は他の (α, n) 中性子源より中性子収量が大きく、前者は $(2.0 \sim 25) \times 10^6 n \cdot s^{-1} \cdot Ci^{-1}$ であるのに対し、後者は $(0.02 \sim 1.0) \times 10^6 n \cdot s^{-1} \cdot Ci^{-1}$ である。Be(α, n) 線源の中性子収量は α 粒子のエネルギーの増大とともに増加する。 α 粒子のエネルギーを E (MeV) とすると、厚いターゲットによる最大中性子放出量 $Q_{\max}$ (α 粒子 100 万あたりの中性子数) は, Runnals と Boucher (1956) により実験的に

$$Q_{\max} = 0.152 E^{3.65} \quad (1)$$

で与えられている¹⁾。

種々の (α, n) 反応による中性子のエネルギー分布が計算されているが、一般に、測定値はその線源の構造、大きさによって計算値と異なっている。ふつうの中性子源においては、 α 粒子が線源物質内で減速され

て 0 から最大エネルギーまでのすべてのエネルギーを有し、かつ α 粒子に対してすべての角度に放出される中性子が観測されるので、薄いターゲットで得られるピークが広がりをもったピークとなる。Be(α, n) 反応による中性子のエネルギー分布は、最大エネルギーが 12 MeV 程度の連続スペクトルで、いくつかのピークがある。

^{210}Po , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Am から放出される α 粒子の平均エネルギーは似ているので、それらの Be(α, n) 線源から放出される中性子のエネルギースペクトルもほとんど等しい (図 1(a) にそれを示す)。3 と 5 MeV のあたりに大きなピークがあって、8 と 10 MeV に小さなピークがある。

Ra-Be(α, n) 線源では、4.8 から 7.7 MeV までのエネルギー範囲に 5 本の α 粒子があるので、中性子のエネルギー分布もより複雑であるが、図 1(b) に示すように、他の Be(α, n) 線源と似たスペクトルをもっている。

測定される中性子スペクトルは測定者によってかなり異なっていたが、現在ではおよそ 1 MeV 以上のエネルギーでは、実測者による相違も、計算値とのずれも小さくなった⁵⁾。

つぎに、個々の Be(α, n) 線源の得失を述べる²⁾。

2.1.1 Ra-Be(α, n) 線源 半減期が長いうえに、Ra の崩壊生成物が平衡に達すると、1 崩壊に 5 本の

(a) Am-Be, Po-Be, ^{239}Pu -Be 線源

(b) Ra-Be 線源

図1 各種 Be(α, n) 線源の中性子スペクトル (De Pangher and Tochilin²⁾)

α粒子が放出されるので、中性子収量が大きい。しかし、γ線のバックグラウンドが高いことが欠点である。また、Ra 塩が Be と粉末状で混合されているので、粉末の移動で中性子放出率が変化する可能性も欠点となっている。

2・1・2 ^{210}Po -Be(α, n) 線源 半減期(138.4 d)が短く、粉末状で混合しなくてはならないことが欠点である。大きさを小さくでき、また中性子収量が大きい。γ線は Be(α, n) 線源特有の ^{12}C の励起核からの 4.45 MeV のみである。

2・1・3 ^{238}Pu -Be(α, n)線源 半減期(86.4 y)は比較的長く、前に述べた基準中性子源として望ましい6条件をかなりよく満足している線源で、 ^{241}Am -Be(α, n) 線源とともに、基準中性子源に最適である。しかし、市販品は見あたらない。

2・1・4 ^{239}Pu -Be(α, n)線源 比放射能(0.062 Ci/g)が低く、線源が大きくなるので、散乱によって中性子スペクトル

ルが変化する。また、 ^{240}Pu と ^{241}Pu が混入している可能性が強いため、中性子放出率の時間的変化を予期できない。

2・1・5 ^{241}Am -Be(α, n) 線源 前述の6条件を満足する線源が得られる。比放射能は ^{238}Pu より低いが、 ^{238}Pu よりはるかに高い。半減期は458年で長い。 AmO_2 と Be をペレット状に固めたものをステンレススチール製の円筒型容器に二重密封した線源が市販されている(図2にそれを示す)。γ線照射線量率は1 mの距離で $3 \text{ mR} \cdot \text{h}^{-1} \text{Ci}^{-1}$ 以下である。これは ^{141}Am からの60 keVのγ線によるから、容器の構造によって著しく異なる。

2・1・6 ^{242}Cm -Be(α, n) 線源 ^{242}Cm は ^{241}Am を熱中性子で照射してつくる。 ^{241}Am -Be 線源を原子炉内で照射すると一部が ^{242}Cm に変換して中性子放出率が上昇する。 ^{241}Am の20%が ^{242}Cm に変換すると、約275倍の中性子放出率となる。しかし、核分裂生成物が増大してきてγ線のバックグラウンドが高くなる。中性子放出率が Ra-Be(α, n) 線源と等価なときには、両者のγ線照射線量率は同程度である。

2・1・7 ^{227}Ac -Be(α, n) 線源 半減期が21.6年で ^{241}Am の458年より短い、中性子収量は大きい。

2.2 Be 以外の(α, n) 線源

Be 以外の(α, n) 線源の中性子収量は Be(α, n) 線源より小さく、B(α, n) と ^{10}O (α, n) 線源は Be(α, n) 線源の約3分の1で、 ^{19}F および Li(α, n) 線源はそれよりさらに小さい。Be 以外の(α, n) 線源の中性子スペクトルはエネルギー幅が狭く、線量計の校正に適する。各種(α, n) 線源の中性子スペクトルを図3に、特

図2 New England Nuclear で販売されている Am-Be 線源容器。1~100 mCi の ^{241}Am を封入できる。1 Ci あたり中性子放出率は $2.2 \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{s}^{-1}$ である。

図3 Be以外の(α,n)線源の中性子スペクトル
(De Pangher and Tochilin²⁾より作成)

表2 Be以外の(α,n)線源

線 源	ピーク中性子 エネルギー (MeV)	最大中性子 エネルギー (MeV)	平均中性子 エネルギー (MeV)	中性子収量 n·s ⁻¹ Ci ⁻¹
²¹⁰ Po- ¹⁰ B	3.1	6.1	2.8	1.9×10 ⁵
²¹⁰ Po-B	3.0	5.0	2.8	2×10 ⁵
²¹⁰ Po- ¹¹ B	2.7	5.0, 6.1	4.5	8×10 ⁵
²¹⁰ Po- ¹⁸ O	2.4	4.3	—	1×10 ⁶
²¹⁰ Po- ¹⁹ F	1.3	2.8	1.4	1×10 ⁵
²¹⁰ Po-Li	0.2	1.32, 1.2	0.48	5×10 ⁴
²⁴¹ Am-B	3.0	5.0	—	5×10 ⁵
²⁴¹ Am- ¹⁹ F	1.5	2.8	—	1.5×10 ⁵
²⁴¹ Am-Li	0.1	1.5	—	4×10 ⁴

De Pangher, 他(1969)²⁾, ICRU Report 10b (1962)³⁾
Radiochemical Centre, Amersham (1974) カタログ。

性を表2に示す。

市販品には²⁴¹Amを用いたB, F および Li の(α, n)線源がある。いずれもγ線照射線量率は1 mの点で2.5 mR·h⁻¹Ci⁻¹以下である。平均中性子エネルギーはLi線源が最低である。

2・3 (γ, n) 線源

放射性同位元素からのγ線によって中性子を放出する安定核はBeとDのみで、その他の核では10 MeV程度のγ線エネルギーが必要である。BeとDの(γ, n)反応はつぎのようにかける¹⁾。

この反応により放出される中性子のエネルギーは光子

エネルギーと中性子の結合エネルギーの差、すなわちBeでは(光子エネルギー)-1.666 MeV, Dでは(光子エネルギー)-2.226 MeVであるが、実際には中性子収量をあげるために多量のターゲット物質を用いるので、ターゲット物質内でγ線が散乱されて、そのエネルギーがさがり、その結果、放出される中性子のエネルギー分布は広がりをもつ。各種の(γ, n)線源が文献^{1), 3)}に示されている。これらのうちで、Ra-Be, Sb-Be および Th-Be(γ, n)線源が市販されている。

2・3・1 Ra-Be(γ, n)線源 図4に中性子スペクトルを示す。最大エネルギーが0.7 MeV, 平均エネルギーは0.2 MeVである。米国のNBSの中性子放出率の一次標準「NBS-I」は1 CiのRa-Be(γ, n)線源で、4 cm 直径の球殻にBe, 中心部にRaを入れてある。その中性子放出率は1.257×10⁶n·s⁻¹である。γ線のバックグラウンドが高いのでγ線にほとんど感じない測定器以外には適さない。

2・3・2 ¹²⁴Sb-Be(γ, n)線源 ¹²⁴SbはSbを原子炉で照射してつくられ、半減期は60.4日で短い。中性子の最大エネルギーは約30 keV, ピークは約26 keVで著しく低い。図5に市販品の1例と中性子スペクトルを示す。図のABN 1は金属アンチモンとBeを固めたもので、Tiの容器に封入されている。この線源の中性子収量は1.3×10⁶n·s⁻¹Ci⁻¹である。これを、BeをAl容器に封じたH529の中心部に入れると、中性子収量は5.2×10⁶n·s⁻¹Ci⁻¹となる。γ線照射線量率は1 mの点で980 mR·h⁻¹Ci⁻¹である。

2・4 自発核分裂中性子源

重い偶-偶核は自発核分裂を起こして中性子を放出する。各種の自発核分裂線源が文献^{1), 3)}に示されているが、市販されている核種は²⁵²Cfのみである。

²⁵²Cfはα壊変(96.9%, 半減期2.731 y)と自発核分裂(3.1%, 半減期8.55 y)により減衰し、その実効半減期は2.65年で、平均エネルギーが2.35 MeV, 最頻エネルギーが約1 MeVの連続スペクトルを有する中

表3 ^{252}Cf の特性¹¹⁾

壊変形式	α 壊変	96.9%
	自発核分裂	3.1%
半減期	α 壊変	$2.731 \pm 0.007 \text{ y}$
	自発核分裂	$85.5 \pm 0.5 \text{ y}$
	実効半減期	$2.646 \pm 0.004 \text{ y}$
放射線のエネルギー	平均中性子エネルギー	2.348 MeV
	最頻中性子エネルギー	1 MeV
	平均 α 粒子エネルギー	6.117 MeV
	平均 γ 線エネルギー	0.8 MeV
放出率	中性子放出率	$2.31 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \text{g}^{-1}$ 0.18
	γ 線放出率	$1.3 \times 10^{13} \text{ s}^{-1} \text{g}^{-1}$ 1
	核分裂あたりの中性子数	3.76
	核分裂あたりの α 粒子数	31.3
空中1 mにおける組織カーマ率*	中性子	$0.199 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ 1.84
	γ 線(0.7 mm Pt-Ir)	$0.108 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ 1
空中1 mにおける組織表面での線量当量率**	中性子($\bar{Q}=8.5$)	$2.4 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ 17
	γ 線	$0.14 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ 1
壊変生成熱	α 壊変	$18.8 \text{ W} \cdot \text{g}^{-1}$
	核分裂	$19.7 \text{ W} \cdot \text{g}^{-1}$
線源容積(He 収納容積を除く)		$< 1 \text{ cm}^3 / 5 \times 10^{10} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1}$
比放射能		$532 \mu\text{Ci} / \mu\text{g}$

Reinig, W.C., et al. (1974)

*Colvett, R.D., et al. (1972) **USAEC Report (1971)

性子和平均エネルギーが0.8 MeVの図6に示すスペクトルの γ 線を放出している。 γ 線は α 壊変の過程で生ずる γ 線、自発核分裂のさいの即発 γ 線および核分裂生成物(数時間で平衡)による γ 線とからなる。

^{252}Cf を分離後長年月を経過した線源では、長い半減期

図4 Ra-Be(γ, n)線源の中性子スペクトル (ICRU Report 10b³⁾)

の核分裂生成物の割合が大きくなるので、 γ 線のスペクトルが変化するが、2～3年ではほとんど変わらない。 β 線も放出しているが、厚い容器では無視できる。

1 gあたりの中性子放出率は $2.31 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \text{g}^{-1}$ で、比放射能は532 Ci/gであるから、1 Ciあたり中性子放出率は $4.34 \times 10^9 \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \text{Ci}^{-1}$ である。放射性同位元素を利用した(α, n)あるいは(γ, n)線源の中性子収量は $10^8 \sim 10^7 \text{ n} \cdot \text{s}^{-1} \text{Ci}^{-1}$ であるから、それらに比べて著しく大きい。

1 gの ^{252}Cf から空中1 mにおける中性子の組織カーマ率は、計算値で $0.201 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ 、0.7 mm Pt-Ir容器に封じた線源についての実測値が $0.199 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ である。空中1 mにおける組織表面での中性子吸収線量率は、計算によると $0.284 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ で、これを線量当量率に換算すると $2.4 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ で、平均線質係数は8.5である。

1 gあたりの γ 線放出率は $1.3 \times 10^{13} \text{ s}^{-1}$ で、1 gあたりの中性子放出率の約5倍である。

組織表面における γ 線吸収線量率の計算値は、1 mの距離で $0.14 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ 、0.7 mm Pt-Ir容器入り線源の空中1 mにおける組織カーマ率の実測値は $0.108 \text{ mrad} \cdot \text{h}^{-1} \mu\text{g}^{-1}$ である。表3に ^{252}Cf のこれらの特性を示す。

なお、 ^{252}Cf は放射線治療に用いられているが¹¹⁾、

図5 Radiochemical Centre, Amershamで販売している $^{124}\text{Sb-Be}(\gamma, n)$ 線源とその中性子スペクトル

図6 ^{252}Cf 中性子線と γ 線のエネルギースペクトル (Boulogne, 他¹¹⁾)

その場合には ^{252}Cf 線源を組織内に刺入したり、腔内に挿入するので、空中における上記の値は適用できない。 ^{252}Cf 放射線が組織に照射されると、組織を構成している原子と相互作用を起こし、エネルギーが付与される。 ^{252}Cf の中性子線量とは、中性子による反跳陽子、重い反跳核および窒素との (n, p) 反応による陽子の吸収線量の和をいう。 γ 線量とは水素による捕獲 γ 線と ^{252}Cf 1次 γ 線の吸収線量の和をいう。図7に各種 ^{252}Cf 線源を体内に挿入した場合の、線源に垂直な2等分線上の γ 線と中性子線の組織吸収線量を示した。これらの曲線はファントム内における線量計の校正に役立つ。

3. 測定器の校正

中性子の測定器が観測しようとしている物理量にはフルエンス、エネルギースペクトル、吸収線量、線量当量などがある。測定器の校正方法もそれらの対象とする物理量によって相違する。中性子の測定で最もよく観測される物理量は空中におけるフルエンス率とエネルギースペクトルで、この両者から空中における組織カーマ率あるいは体内における最大線量当量 (maximum dose equivalent, MADE) 率が計算できる。中性子エネルギー別のフルエンス率-線量当量率換算係数および実効線質係数が ICRP Publ. 21⁹⁾に、各種物質についてのフルエンス-カーマ換算係数 (単にカーマ係数, kerma factor という) が ICRU Report

13⁵⁾ および26⁶⁾ に与えられている。これらの換算は散乱体がないときのフルエンスとスペクトルを基礎に行うから、フルエンスの測定は、測定器の近くに散乱体あるいは減速材がない状態で実施する。そのためには、線源と検出器の距離にくらべて、線源あるいは検出器から壁、天井、床等の散乱体までの距離を大きくとれる部屋が必要である。校正のための基準中性子源としては、測定点のフルエンス率とエネルギースペクトルがわかっている密封放射性同位元素あるいは加速器を用いるが、ここでは密封線源についてのみ述べる。そのような基準中性子源は前に述べたように、半減期が適当に長く、出力が測定器の感度に対して適当で、線源の大きさが小さく、中性子のエネルギースペクトルがわかっている、理想的には他の放射線の放出がなく、中性子放出率の時間的変化と方向による変化がかわっていることが必要である。

基準線源から r cm の距離における中性子フルエンス率 φ は

$$\varphi = \frac{BQ_0 e^{-\Sigma r}}{4\pi r^2} \quad (4)$$

で与えられる⁹⁾。ここに、 Q_0 は方向性を補正した基準中性子線源の中性子放出率 ($\text{n}\cdot\text{s}^{-1}$)、 Σ は空気に対する全減弱係数で、ふつうはこの減弱は無視できる。 B は散乱中性子を考慮した係数で、 r の関数である。散乱線の有無は、小さな検出器を用いて、校正する場所にける距離の逆二乗則からのずれをしらべることによってわかる。大きな測定器では幾何学的中心と実効中心とはずれがあり、しかも実効中心の位置は中性子のエネルギーによって変化するから、散乱線量を正確に見積ることが困難である。また、測定器には方向依存性とエネルギー依存性があるから、それによっても散乱線量を正確に判別できなくなる。散乱線の補正をするためのもう一つの方法に、shadow cone を用いる方法がある。線源と測定器の間にコーンを設置して、測定器に直接の中性子線が入射しないようにすることによって散乱線を推定する。コーンには5% Bを混入したパラフィンを用いたり、コーンに Cd または B を設置して減速した中性子を吸収する。

このようにして測定した散乱線が全線量の20%以上のときには、基準中性子源の中性子放出率からフルエンス率を計算しないほうがよい。このような場合には、一次標準で校正してある測定器と比較して校正する。ただし、その測定器と校正しようとする測定器の場の乱し方およびエネルギー依存性はほとんど同じであることが望ましい。

図7 組織中における各種 ^{252}Cf 線源による線源に垂直な二等分線上の組織吸収線量率 (Krishnaswamy, 1972, 1974による計算値)

線源	放射能長 (cm)	容器の壁厚 Pt-10% Ir (mm)	実効ろ過 Pt-10% Ir (mm)
シード	0.4	0.26	0.4
セル	1.5	0.25	0.4
セル	3.0	0.25	0.4
針	2.0	0.5	0.732
管	1.5	0.7	1.162

図8 PLCの構造図 (De Pangher²⁾)

測定室が小さいことなどのために、散乱が多い場合には、コリメートされた線源を用いるとよい。コリメータからの散乱線が距離の逆二乗則にずれを生じさせるからその点の注意が必要であるが、部屋の大きさと

その構造物質による影響ははるかに小さくなるし、測定者に対する放射線防護が簡単になる。

なお、 γ 線を放出している基準中性子源を用いる場合には、その測定器の γ 線に対する感度を知っておくことが重要である。

つぎに二、三の中性子測定器の校正法について概説する。

3・1 long counter

long counter は中性子放出率の測定に用いられる。図8は De Pangher らによる precision long counter (PLC) の構造図で、検出器は BF_3 計数管で、その周囲にポリエチレンの減速材、上下に熱中性子の遮蔽体が組み込まれている。内部線源によって counter の感度変化をチェックできる。long counter の計数効率是一次標準によって中性子放出率が値付けされている基準中性子源によって校正する。その方法を述べる^{2), 3), 9)}。

なお、計数効率は中性子のエネルギーによって変化するから、基準中性子源と同エネルギーの線源についてのみ適用できるが、PLC のエネルギー依存性は小さいから、平均エネルギーが等しい線源については同じ校正値が使用できる。

点線源に対する PLC のレスポンスは

$$C = a + \frac{b}{(x + d_0)^2} \quad (5)$$

で表せる。ここに、 C は PLC の計数率、 a は測定室の散乱中性子による計数率、 b は単位距離における散乱されない中性子の粒子束密度と PLC の計数効率との積、 x は線源と PLC 前面までの距離、 d_0 は PLC 前面から PLC の実効中心までの距離である。PLC に対しては

$$d_0 = 7.8 + 1.1 \bar{E} (\text{MeV}) \text{ cm} \quad (6)$$

が得られている。

距離 r における粒子束密度に対する計数効率 S は

$$S = \frac{(C-a)}{\varphi} = (C-a) / \left(\frac{Q_0}{4\pi r^2} \right) \quad (7)$$

で定義される。 $Q_0 = \epsilon(\theta) Y$ で、 Y は線源の中性子放出率、 $\epsilon(\theta)$ は線源の方向による放出率の相違を表す係数で、80 g の Pu-Be 線源では、 $\epsilon(0^\circ) = 0.746$ 、 $\epsilon(90^\circ) = 1.066$ 、 $\epsilon(180^\circ) = 0.807$ であるという。各基準中性子源について ϵ の値を知る必要がある。

a の値は前述の shadow cone の方法あるいは逆二乗則からのずれから推定する。散乱の少ない室では、 $E=5\text{ MeV}$ までは $a/b=2.5\times 10^{-6}$ である。 ^{252}Cf 中性子の場合には、線源および PLC の中心と床面間距離が60cm以上（他の壁等はそれ以上）であれば、線源と PLC 前面間距離が50cm以内では、床からの散乱線の影響は無視できる（図9にそれを示す）。

図9 PLCによる ^{252}Cf 中性子線の計数率に及ぼす床からの散乱線の影響（尾内，入船，他）縦軸は実効中心に対して距離の逆二乗則による減弱を除いた計数率の計算値 C_c と実測値 C_m の比である。

x の値を変えて計数率（数え落としの補正をする）を測定すると、実効中心の深さ d_0 が求まる。したがって、 $r=x+d_0$ となって、(7)式より計数効率 S を決定できる。

3.2 中性子線量当量計

中性子線量当量計⁶⁾には、 BF_3 熱中性子比例計数管を円筒形の水素を含んだ減速材の中心に設置したもの、熱中性子検出器としての $^6\text{Li}(\text{Eu})$ 、 ^{10}B を含んだプラスチック蛍光体、 BF_3 比例計数管あるいは ^6Li を含んだ熱ルミネセンス線量計素子などを球形の水素を含んだ減速材中に設置したものおよび含水素物質で内張りした円筒形の放射体内に含水素ガスを封入した反跳陽子型の比例計数管などがある。

反跳陽子型の線量当量計では低エネルギー(100keV程度)の中性子には応答しないから、中性子のエネルギースペクトルがそれ以下のエネルギー部分をかなり有している線源で校正すべきでない。

計数管型の線量当量計では γ 線の discrimination が十分であることをチェックしてから測定する。

線量当量についてのエネルギー依存性がわかっている場合には、一つのエネルギーについて校正すれば、他のエネルギーについても換算係数を与えることがで

きる。しかし、校正に用いる基準中性子源の平均エネルギーと単位距離における線量当量率がわかっていないと校正できない。実際の基準中性子源についてそれらを値付けしてくれる施設が望ましい。

なお、測定にさいしては測定器の方向依存性と実効中心の位置を考慮しなくてはならない。散乱線の影響についてもあらかじめしらべておく。

3.3 中性子に対する線量計の感度校正

一般に中性子線場には γ 線が混在していて、しかも中性子線と γ 線とは同じ吸収線量をうけても生物学的効果が異なるから、この両者の吸収線量をべつべつに評価する必要がある。しかし、ほとんどの測定器がこの両者に感ずるから、その測定器について、中性子線と γ 線に対する感度を知る必要がある。

中性子線と γ 線の混在場における線量計のレスポンス R （基準 γ 線で校正）は

$$R=hD_\gamma+kD_N \quad (8)$$

で表せる^{4),8)}。ここに、 h は γ 線に対する相対感度（この線量計の校正に用いた基準 γ 線に対する感度との比）、 k は中性子線に対する相対感度（この線量計の校正に用いた基準 γ 線に対する感度との比）、 D_γ および D_N はそれぞれその場における γ 線および中性子線の組織における吸収線量である。 h はその場所における照射線量率がわかっている基準 γ 線源を用いて求めることができる。中性子だけを放出している線源があれば k も求めることができるが、そのような線源はない。電離箱については k は理論的に求められている。中性子に対する感度が著しく異なる2種の線量計の h と k が求まっていれば、その2つの線量計を用いて、混在場における γ 線と中性子線の吸収線量を評価できる。

中性子線と γ 線に対する感度が同程度の線量計に対してTの添字を、中性子線に対して低感度の線量計にUの添字をつけて(8)式を表すと

$$R_T=k_T D_N+h_T D_\gamma \quad (9)$$

$$R_U=k_U D_N+h_U D_\gamma \quad (10)$$

となり、両式より

$$D_N=\frac{h_U R_T-h_T R_U}{h_U k_T-h_T k_U} \quad (11)$$

$$D_\gamma=\frac{k_T R_U-k_U R_T}{h_U k_T-h_T k_U} \quad (12)$$

となり、 D_N と D_γ を求められる。組織の吸収線量の測定には、組織等価電離箱($k_T \div h_T \div 1$)と中性子線にほとんど感じない電離箱（壁がCで空洞気体が CO_2 、

あるいは壁が Al または Mg で空洞気体が Ar, k_U は中性子のエネルギーによって変わる) あるいは他の線量計 (たとえば $\text{CaSO}_4 : \text{Tm}$ などの TLD, 低エネルギー中性子に対しては $k_U < 0.01$) を対にして用いる。詳細については ICRU Report 26⁹⁾ を参照されたい。ここでは、基準中性子源と基準 γ 線源を用いて k を求める方法を述べる。

基準中性子源 (たとえば ^{252}Cf) について、測定点における中性子吸収線量 D_{Ncr} および γ 線吸収線量 D_{Gcr} , 基準 γ 線源 (たとえば Ra) についての γ 線吸収線量 D_{GRa} はわかっているものとする。基準 γ 線源によるこの線量計の指示値を R'_{Ra} とすると、この線源からは中性子線は放出されていないから、(8) 式より

$$R'_{Ra} = h_{Ra} D_{GRa} \quad (13)$$

基準中性子源によるこの線量計の指示値を R'_{Cr} とすると、

$$R'_{Cr} = h_{Cr} D_{GCr} + k_{Cr} D_{Ncr} \quad (14)$$

となる。基準中性子源からの γ 線と基準 γ 線源の γ 線のエネルギーはほとんど等しいとすると、 $h_{Cr} = h_{Ra}$ となつて、(13) と (14) より

$$k_{Cr} = \frac{R'_{Cr} - (R'_{Ra} / D_{GRa}) D_{GCr}}{D_{Ncr}} \quad (15)$$

となり、右辺はすべて既知であるから k_{Cr} が求まる。この測定の場合にも壁、床等からの γ 線および中性子線の散乱を無視できる条件に設定しなくてはならない。床 - 検出器間距離が 90 cm のとき、 ^{252}Cf γ 線では線源 - 検出器間が 30 cm 以内、Ra γ 線では 50 cm 以内では散乱を無視できる。

文 献

- 1) NBS Handbook 72: Measurement of neutron flux and spectra for physical and biological applications (1960)
- 2) De Pangher, J. and Tochilin, E.: Neutrons from accelerators and radioactive sources. Attix, F.H. and Tochilin, E., ed.: Radiation dosimetry vol. III, pp. 309~59, Academic Press, New York and London (1969)
- 3) ICRU Report 10b (1962): Physical aspects of irradiation, NBS Handbook 85 (1964)
- 4) NBS Handbook 75: Measurement of absorbed dose of neutrons and mixtures of neutrons and gamma rays (1961)
- 5) ICRU Report 13: Neutron fluence, neutron spectra and kerma, ICRU, Washington, DC (1969)
- 6) ICRU Report 20: Radiation protection instrumentation and its application, ICRU, Washington, DC (1971)
- 7) 石原豊秀編：放射線管理計測法，日本保健物理学会 (1976)
- 8) ICRU Report 26: Neutron dosimetry for biology and medicine, ICRU, Washington, DC (1977)
- 9) ICRP Publication 21 (1971): 体外線源からの電離放射線に対する防護のためのデータ：ICRP Publication 15 の補遺，日本アイソトープ協会訳 (1974)
- 10) Californium-252, its use and market potential, USA-AEC (1969)
- 11) 尾内能夫，入船寅二： ^{252}Cf 医療用中性子線源と ^{252}Cf の特性，癌の臨床，22, 2-8 (1976)