

放射線安全取扱 の基礎知識

1962年11月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

日本原子力研究所は、研究成果、調査結果の報告のため、つぎの3種の刊行物を、それぞれの通しナンバーを付して、不定期に発行しております。

- | | | |
|---------|----------------------------------|-----------------|
| 1. 研究報告 | まとまった研究の成果あるいはその一部における重要な結果の報告 | JAERI 1001-3999 |
| 2. 調査報告 | 総説、展望、紹介などを含め、研究の成果、調査の結果をまとめたもの | JAERI 4001-5999 |
| 3. 資料 | 研究成果の普及、開発状況の紹介、施設共同利用の手引など | JAERI 6001-6999 |

これらの刊行物に関する著作権、複写のお問合せは、日本原子力研究所図書館あてお申し越してください。

なお、上記3種の報告は、日本原子力研究所生活協同組合（茨城県那珂郡東海村）で実費頒布をいたしております。

Japan Atomic Energy Research Institute publishes the non-periodical reports with the following classification number.

1. JAERI 1001-3999 Research Reports.
2. JAERI 4001-5999 Survey Reports and Reviews.
3. JAERI 6001-6999 Information and Guiding Booklets.

Any inquiries concernig copyright and reprint of the above mentioned reports should be addressed to the TECHNICAL LIBRARY of the Institute. (Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Nakagun, Ibaraki-ken, Japan)

ま え が き

本書は「放射線安全取扱手引」初版には、第二部として、第一部の所謂「手引」と一緒にとじこまれていたが、今回手引の改版に際して、独立した分冊としたものである。

分冊とした理由は、「放射線安全取扱手引」を当研究所としての「手引」として性格をはっきりさせ、基礎知識の方は一般的な資料として独立した意味をもたせたかったためである。

内容に盛られた測定器や防護具については、当研究所で現在使用しているものについてすべてである。一般的な知識としても十分役に立つものと信ずる。

昭和 36 年 7 月

保健物理部長

青 木 敏 男

目 次

1	放射線の性質および許容量	1
1.1	放射線の性質	1
1.2	放射線の単位	1
1.3	放射線の許容線量概説	2
1.4	最大許容線量の基本的基準	2
2	サーベイ・メーター	5
2.1	サーベイ・メーターの種類	5
2.2	取扱上の注意	5
3	個人外部被ばく線量測定器	11
3.1	フィルム・バッジ	11
3.2	ポケット線量計	11
4	ゴム手袋着脱法	15
4.1	新しい手袋のつけ方	15
4.2	使用した手袋の脱ぎ方	15
4.3	一度使用した手袋のつけ方	15
5	酸素呼吸器など	17
5.1	酸素呼吸器などの着用	17
5.2	酸素呼吸器の種類と常備位置	17
5.3	防護衣および酸素呼吸器装着法	17
5.4	作業上の注意	18
5.5	送気マスク付防護衣	18
6	各種データ	19
6.1	放射線の減弱	19
6.2	放射性物質より放射される線量率	19
6.3	α 線および β 線の飛程	23
6.4	主な放射性物質の比放射能	25

表 目 次

第1表	相対的生物学的效果比率	2
第2表	ICRP 最大許容線量一覧表	4
第3表	サーベイ・メーターの型および性能	5
第4表	各種バッジの比較表	11
第5表	酸素呼吸器の性能	17
第6表	各種 γ 線源の rhm	19
第7表	中性子源の中性子発生率	23
第8表	主な放射性物質の量と質量の関係	25

図 目 次

第1図	サーベイ・メーター	6
第2図	電離箱サーベイ・メーターのエネルギー依存性	7
第3図	GM サーベイ・メーターのエネルギー依存性	8
第4図	中性子線用比例計数管サーベイ・メーターのエネルギー依存性	8
第5図	電離箱サーベイ・メーターの方向依存性	9
第6図	GM サーベイ・メーターの方向依存性	9
第7図	中性子線用比例計数管サーベイ・メーターの方向依存性	10
第8図	個人外部被ばく線量測定器	12
第9図	γ 線フィルムの線量測定範囲とその誤差	12
第10図	フィルムのエネルギー依存性	13
第11図	速中性子線用フィルムのエネルギー依存性	13
第12図	ポケット線量計	14
第13図	ポケット・チェンバー	14
第14図	(a)~(f) ゴム手袋着脱法	16
第15図	(a) 酸素呼吸器装着図	18
第15図	(b) 送気マスク装着図	18
第16図	γ 線の質量吸収係数	20
第17図	β 線の質量吸収係数	21
第18図	点状線源に対する γ 線のビルド・アップ係数	21
第19図	速中性子源の減弱曲線	22
第20図	γ 線源の線量率	23
第21図	(a) α 粒子の空気中における飛程とエネルギーとの関係 (1)	24
第21図	(b) α 粒子の空気中における飛程とエネルギーとの関係 (2)	24
第22図	β 線のアルミニウム中の飛程	24

1 放射線の性質および許容量

1.1 放射線の性質

電離放射線を自然に放射する物質を放射性物質という。自然に存在する放射性物質は α 線, β 線および γ 線を放射する。また人工放射性物質のうちには, 陽電子を放射するものもある。中性子は核分裂, 原子核反応により放射される。X線は粒子加速器から放出されるが, これは γ 線と同じ性質をもっている。また粒子加速器は陽子線, 電子線 (性質は β 線と同じ) などを放出する。

α 線は正電荷 2 をもった高速度のヘリウム・イオンであって, 物質を透過しにくい。 α 線は 2, 3 枚の紙とか皮膚の表面の近くで完全に吸収され, 通過した物質に強い電離を与える。 α 線の透過力は小さいから, これは身体外部に存在するかぎり, 大きな問題とはならない。しかし, これが身体内に摂取されると, ラジウムとかプルトニウムのように骨などの重要な器官に蓄積されやすいものがあるので, 大きな障害をおよぼす場合が多い。

β 線または電子線は, α 線の 100 倍位の透過力をもっているので, 身体組織の数 mm まで到達する。 β 線の電離能は α 線よりも弱い。一般に β 線は, おもに直接物質を電離および励起してそのエネルギーを失う。

陽電子は, 正の電荷をもっていることを除けば, 物理的には電子と同じである。陽電子は平均寿命が 10^{-9} sec であるが, これが消滅すると 0.5 MeV の γ 線の光子を 2 つ放射する。したがって放射線障害を防止するために, 陽電子源は注意深く取り扱わなければならない。

γ 線は非常に波長の短い電磁放射線であって, 高エネルギー X 線に相当するものである。 γ 線は透過力が強く, 身体の深部に到達する。これは光電吸収, コンプトン散乱および電子対創生によってエネルギーを失う。

中性子は質量が陽子のそれとほぼ等しく (約 1), 電荷をもたない。したがって, 物質を直接には電離しな

いが, 荷電粒子を生ずることによって, 間接に電離作用をおこす。中性子線は電荷をもたないから, γ 線のように透過力が強く, 皮膚や組織の中に入りこむ。

1.2 放射線の単位

放射線の単位には, 線量の単位と放射性物質の量の単位およびそれらから誘導される単位がある。線量の単位は, 通常 rad (ラド) であらわされるが, 生物学的効果を示すときには, rem (レム) という単位を使う。r (レントゲン) は古くから使われているために現在でも使用されている。放射性物質の量の単位は c (キュリー) であるが, dpm であらわす方が便利な場合がある。

r (レントゲン) X および γ 線の照射線量の単位であって, 1 r とはその照射によって乾燥空気 0.001293 g あたり正負それぞれ 1 静電単位の電気量を有するイオン群を生じさせるような X 線または γ 線の量をいう。0.001293 g は標準状態の乾燥空気 1 cc の質量である。(X 線または γ 線の量子エネルギーが非常に高くなるにつれて, レントゲン単位で線量を測ることは困難になる。したがってレントゲン単位は 3 MeV までの量子エネルギーに対して使用するのが普通である。詳細は ICRU (NBS H.B. 62) 参照のこと。)

rad (ラド) 放射線の吸収線量の単位である。1 rad とは 1 g の物質に 100 erg の吸収エネルギーをいう。この単位はあらゆる放射線に適用される。

R. B. E. 相対的生物学的効果比率 (relative biological effectiveness) の略である。R. B. E. という要素は, 考察中の特定の生物学系と生物学的効果および被ばくの条件について, 水中 1 ミクロンあたり 100 イオン対の平均比電離度をもった X 線のもつ生物学的効果を 1 とし, て問題になっている放射線の生物学的効果に相当す

る数値を表わしたものである。

ICRP では、第1表に与えた R.B.E. 値は、外部照射のすべての条件、すべての組織および効果について適用されると仮定している。

特殊の場合で、R.B.E. がわかっている時は適当な一般的に認められた値が使われる。

第1表 相対的生物学的効果比率

1. 比電離度のいかに問わず X 線、電子線および陽電子線 R.B.E.=1		
2. 重い電離粒子線		
平均比電離度 (水の 1 ミクロンあたりのイオン対)	R.B.E.	水に対する平均の直線エネルギー付与 (1 ミクロンあたりの keV)
100 または以下	1	3.5 または以下
100—200	1—2	3.5—7.0
200—650	2—5	7.0—23
650—1500	5—10	23—53
1500—5000	10—20	53—175

実際上の目的には、全身照射および最も敏感な器官につき、10 MeV までの速中性子線および陽子線に対して、R.B.E. は 10 となり、重い反跳核に対し R.B.E. は 20 ととってよい。

rem (レム) 相対的生物学的効果比率を考慮に入れた線量の単位であって、1 rem とは各種放射線が組織に吸収されたとき、1 ミクロン当り 3 keV のエネルギーを失うような X 線または γ 線の 1 rad と等しい生物効果を与えるような電離放射線の線量をいう。rem と rad の関係は次式で与えられる。

$$\text{rem} = \text{R.B.E.} \times \text{rad}$$

c (キュリー) 放射性物質の量の単位であって、1 c とは一秒間に崩壊する数が 3.700×10^{10} 個であるような放射性核種の量である。

dpm 放射能の単位であって、毎分の壊変数を示す。(disintegration per minute)

1.3 放射線の許容線量概説

人類が進化してきた環境条件からいくぶんでも離れると、有害な影響の起る危険性があるかも知れない。たとえば、自然に存在する放射線による被ばくのほかに、人工の電離放射線に長く連続的に被ばくすると、ある種の危険があると考えられる。しかし人類は放射線をまったく使用しないですませることはできない。したがって、実際問題としては、放射線の線量を制限し、個人および集団全体が放射線に伴う危険性を許容できないことはない程度にまで少なくすることにな

る。この制限された放射線の量が“許容線量”と呼ばれるものである。

許容線量の定義

個人に対する許容線量とは、長期にわたって蓄積されるか、または一回の被ばくによるか、いずれにせよ現在の知識にてらして、いちじるしい身体的障害または遺伝的障害の起こる確率が無視できるような線量である。また、さらにひんぱんに起こるような影響については、被ばくした個人および専門医によって認められるようなわずかな程度の影響に制限する線量である。

個人が許容線量を被ばくした結果、いちじるしい身体的障害（たとえば白血病）がおこっても、それは被ばくした人達のきわめて少数に限られるであろう。また、寿命の短縮のような影響は一層しばしば起こると思われるが、その大きさはきわめて軽微であって、おそらく普通の生物学的変異のなかに、かくれてしまうであろう。したがって、許容線量は大きなグループに適用された統計的方法ではじめて検出される程度の影響をもたらすと期待される。

全集団に対する生殖腺の許容線量は、主として遺伝的影響に関する考察によって制限されている。

1.4 最大許容線量の基本的基準

国際放射線防護委員会 (ICRP) の勧告は、次のような被ばく分類に従って、それぞれの被ばくグループごとに許容線量を与えている。

(1) 被ばくのグループ別

A 職業的被ばく

常時放射線作業に従事しているものの被ばく。

B 特殊グループの被ばく

(a) 管理区域の近くで働く大人で、放射線作業に従事していないものの被ばく。

(b) 仕事の都合で時々管理区域に入る大人で、放射線作業とは考えられないものの被ばく。

(c) 管理区域の近隣に住んでいる公衆の被ばく。

C 一般大衆の被ばく

一般大衆に属する人々の被ばく。

(2) 職業的被ばく

A 線量

(a) 全身、造血器官、生殖腺、および眼の水晶体の被ばくに対する基本原則として、 N 才までに蓄積される最大許容総線量 $D(\text{rem})$ は次式による。

$$D = 5(N - 18) \quad \text{ただし } N \text{ は満年齢}$$

次にこの式の許すかぎりにおいて 13 週間あたり

3 rem の被ばくは許容される。

18 才前から被ばくする場合の許容線量は 5 rem/年であるが、このときは 30 才までに 60 rem 以下にしなければならない。

(b) 緊急被ばくの場合、すなわち許容限度をこえる被ばくをともなう緊急作業の場合は、従業員が 12 rem を超過せる線量をうけないようにして計画されなければならない。

(c) 全身の骨格に対しては 13 週間にわたって考えて 0.1 μ c の ^{226}Ra が与えると同じ線量を許容線量とする。

これは 0.56 rem/週 に相当する。

(d) 単一器官については(生殖腺、骨、皮膚および甲状腺などを除く) 4 rem/13 週 (15 rem/年)、皮膚と甲状腺に対しては 8 rem/13 週 (30 rem/年)、手、足に対しては 20 rem/13 週 (75 rem/年) が許容線量である。

前勧告 (1954 年) の 0.3 rem/週を 0.1 rem/週にした目的は、全身照射からくると考えられている白血病 (leukemia) や寿命の短縮 (shortening of life span) ができるだけ起こらないようにするためである。

なお生殖腺に対しては悪い遺伝的突然変異の発生を低くするために不必要な被ばくはできるだけさけた方がよい。

B 最大許容濃度

ラジオアイソトープ (RI) はいったん体内に入るとその評価と体外への排除が困難であるから、内部照射を防護する実際的な方法としては、摂取する水や食物および空気中の核種の濃度を制限することである。

ICRP は、各種の放射性物質の空気中および水中の最大許容濃度を勧告している。

最大許容濃度とは、この濃度の空気または水を 50 年間連続的に呼吸したり、飲んだりした場合に、このために体内に放射性物質が蓄積され、それによって身体が受ける線量が最大許容線量になるような濃度である。

(a) 外部照射がないときは空中または水中の濃度を、ICRP 第 2 委員会の報告の第 1 表に与えられた最大許容濃度以下に保たなければならない。

外部照射がある時は濃度を最大許容濃度より低くして内外合わせての被ばく線量が許容線量内にあるようにする。すなわち、このときは、濃度を次式で示す濃度 C より低くする。

$$C = \text{最大許容濃度} \times \frac{D-E}{D}$$

ただし D : 許容線量

E : 外部線量

核種がわからない場合の RI の最大許容濃度は「放射線安全取扱手引」の第 3 表および第 4 表に与えてある。

(b) 短期間の場合、濃度を最大許容濃度より高くしてもよい。ただしこのような場合は 13 週間の濃度平均値は最大許容濃度以下でなければならない。

(3) 特殊グループの被ばく

全身、造血器官、生殖腺および眼の水晶体に対し、グループ B (a), (b) は 1.5 rem/年、グループ B (c) は 0.5 rem/年が最大許容線量である。

管理区域外で外部照射がない場合の最大許容濃度は B (a), (b) に対しては $\frac{3}{10} \times$ (職業人の 40 時間/週の最大許容濃度) である。B (c) に対しては $\frac{1}{10} \times$ (職業人の連続 168 時間/週の最大許容濃度) である。管理区域からの RI の放出は職業人の 168 時間/週の最大許容濃度の 1/10 で計画しなければならない。

外部照射がある場合これを E rem/年とすると B (a) (b) に対する許容濃度は $\frac{(0.5-E)}{0.5} \times \frac{3}{10} \times$ (職業人の 40 時間/週の最大許容濃度) となる。B (c) に対する許容濃度は $\frac{(0.5-E)}{0.5} \times \frac{1}{10}$ (職業人の 168 時間/週の最大許容濃度) となる。

核種がわからない場合の RI の管理区域外への放出の計画は、 $\frac{1}{10} \times$ (最大許容濃度) でおこなう。

(4) 一般大衆の被ばく

A 遺伝線量

ICRP (1958 年) は全人口に対する遺伝線量を勧告している。

集団に対する遺伝線量とは、この線量をその集団の受胎から生殖可能平均年令 (30 年とされている) までのすべての人がうけたと仮定した場合に、この集団の各人が実際に被ばくした線量と与えると同じ遺伝的負荷を全人口に与える線量である。

許容遺伝線量とは、この線量を受胎から生殖可能平均年令までのすべての人が受けたと仮定した場合に全人口にとって重大な負担を生じないと考えられる線量である。

この許容遺伝線量は 5 rem である。かりに 2 rem を平均生殖可能年令 30 才までに許し、その中、1.5 rem を内部照射、0.5 rem を外部照射に割り当てると、一般大衆に対する最大許容濃度は職業人の許容濃度の 1/100 にしなければならない。すなわち、5 rem/年 \times 1/100 = 0.05 rem/年 = 1.5 rem/30 年となる。

B 身体的線量

第2表 ICRP 最大許容線量一覧表

Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Pergamon Press (1959) より要約

グループ	勧告の程度、理由()内 が理由)	造血器, 生殖腺, 眼の水晶体		単一の器官 (左欄以外のもの)	
		線量	最大許容濃度(MPC)*	線量	最大許容濃度(MPC)*
A 放射線作業 者	強 〔放射線による 障害〕	5 (N-18) rem 3 rem/13 週 5 rem/年(平均) 12 rem/年(最大)	(MPC)全身×1 40時間	8 rem/13週(皮膚, 甲状腺) (30 rem/年) 7.28 rem/13 週(骨) (28 rem/年) 20 rem/13 週(手足など) (75 rem/年) 4 rem/13 週(その他の内 部器官) (15 rem/年)	(MPC)単一器官×1 40時間
B 非放射線作業 者 (a) 管理区域の 近くにいる (b) 時々管理区 域に入る	強 〔放射線以外 の障害を考慮〕	1.5 rem/年	(MPC)全身× $\frac{3}{10}$ 40時間	3 rem/年(皮膚, 甲状腺)	(MPC)単一器官× $\frac{1}{10}$ 40時間 (=1.5 rem/年) (作業場で)
B (c) 付近の住民	弱 〔子供や妊婦 がいるから〕	0.5 rem/年	○単一のとき (MPC)全身× $\frac{1}{10}$ 168時間 放出計画 ○混合のとき (MPC)単一器官× $\frac{1}{30}$ 168時間 放出計画		(MPC)単一器官× $\frac{1}{10}$ 168時間 (=1.5 rem/年) 放出計画
C 一般大衆	一例として 示す 〔遺伝的影響〕	2 rem/30 年 (=0.07 rem/年) 1.5 rem/30 年 (=0.05 rem/年 (内部)) 0.5 rem/30 年 (=0.02 rem/年 (外部)) 個人的には 0.5 rem/年	平均 (MPC)全身× $\frac{1}{100}$ 168時間 (=0.05 rem/年) 放出計画		平均 (MPC)単一器官× $\frac{1}{30}$ 168時間 =0.5 rem/年 放出計画

* 外部被ばくがない時は濃度を最大許容濃度以下にする。外部被ばくがある時は濃度を次式によって最大許容濃度より低くして、内部および外部あわせての被ばく線量が許容線量以下になるようにする。

濃度 = 最大許容濃度 × $\frac{D-E}{D}$ D: 許容線量, E: 外部線量, なお 1 週 48 時間労働の場合は核種について与えられた (MPC) 40 時間値を 5/6 倍する。

** 全身が問題の器官となることを考えて 1/30 にする。

大衆の身体的影響に関しては、今回の ICRP は以上のべた個々のグループにおける許容限度をまもること以外、何ら勧告していない。

内部被ばくの場合は、全身または生殖腺以外を問題の器官とする単一の放射性核種、またはその混合に対しては、許容濃度は職業人の 168 時間/週のときの許容濃度の 1/30 をとる。

(5) 自然バックグラウンド線量

場所によって多少異なるが、全身、生殖腺に対しては約 0.1 rem/年であるから、遺伝に関係ある線量としては 0.1 rem/年 × 30 年 = 3 rem/30 年となる。これは 5 rem の最大許容遺伝線量とは無関係である。

以上を要約して表にまとめたものが第2表である。

2 サーベイ・メーター

放射線管理室員によって、実験室の放射線の空間線量率および放射性汚染が測定されるが、実験者自身も実験中、必要に応じてこれらの測定をおこなうことが望ましい。この場合の便宜のために、放射線管理室から借り受けられるサーベイ・メーターの型、性能および取り扱い上の注意について述べる。

2.1 サーベイ・メーターの種類

測定の対象となる放射線の種類および線量率に応じて、適当な型を第3表から選び出し、放射線管理室に連絡すれば、必要なサーベイ・メーターを借り受けることができる。

各サーベイ・メーターには必ず放射線管理室で校正したことを示す校正票がつけてある。

票に書かれている校正定数というのは、サーベイ・メーターの固有な性質によって決まる定数であって、線量率は次式によって算出する。

線量率 = 校正定数 × サーベイ・メーターの読み
校正定数が書かれていない場合には、サーベイ・メーターの読みと線量率との関係を示す校正図が校正票と一緒につけてあるから、これによって線量率を決定する。

2.2 取扱上の注意

サーベイ・メーターを取り扱う上に最も注意しなければならないことは、放射線のエネルギーによるサーベイ・メーターの感度変化、入射放射線の方向による感度の変化、連続使用時間である。

(1) エネルギー依存性

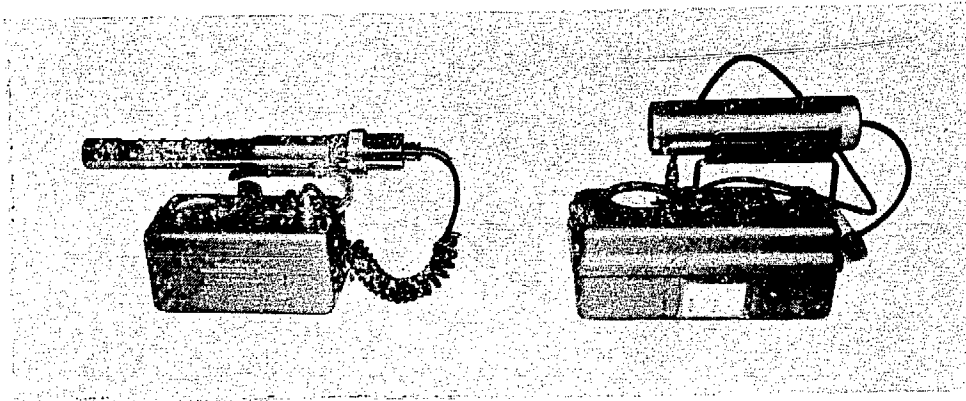
電離箱サーベイ・メーターの γ 線エネルギー依存性は小さく、普通の測定に際しては無視して差し支えない。

GM サーベイ・メーター、シンチレーション・サーベイ・メーターは、 X 線、 γ 線を測定する時はエネルギー

第3表 サーベイ・メーターの型および性能

測定器の型		測定器のレンジ	測定対象の放射線	備 考
電離箱サーベイ・メーター	Juno 型	5, 50, 500 mr/hr	α, β, γ	フィルターが三重で、スライド式になっている。フィルターのある場合、ない場合の差引きの読みからそれぞれ α, β, γ 線の線量を測定する。
		50, 500, 5000 mr/hr		
	Cutie Pie 型	2.5, 25, 250 mr/hr	β, γ	電離箱の前部の半円部だけ薄膜になっているものは β, γ 用、なっていないものは γ 用である。
		20, 200, 2000 mr/hr	γ	
GM サーベイ・メーター	2 重目盛 0.1, 1, 10 mr/hr および 300, 3000, 30000 cpm	β, γ	γ 線測定の場合はアルミのキャップを GM 管の前面につけて測定し、mr/hr の目盛を読む。 β 線測定の場合はキャップをとり、cpm の目盛を読む。	
シンチレーション・サーベイ・メーター	500, 1000, 5000, 10000 50000, 100000 cpm	α, β, γ	プローブが3本あり測定対象の放射線に応じてつけ変える。	
ガスフロー・サーベイ・メーター	1000, 10000, 100000 cpm	α	サーベイ・メーター内部にプロパンガスボンベを有している。	
比例計数管サーベイ・メーター	3 桁対数目盛 10—10 ⁴ n/cm ² sec	熱中性子線 速中性子線		
	150, 1500, 15000 cpm			
シンチレーション・サーベイ・メーター		速中性子線		

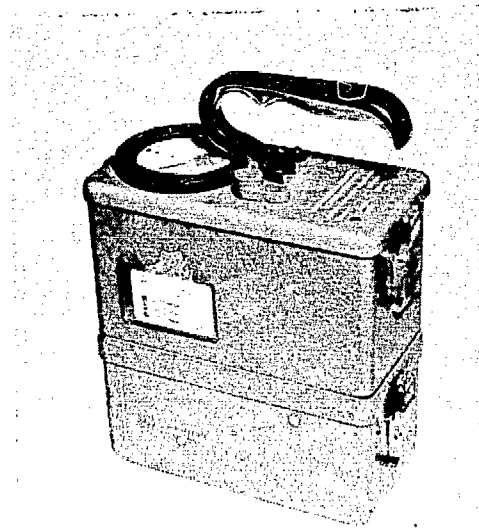
(注) 各サーベイ・メーターとも校正点における精度は $\pm 10\%$ 程度である。



GM サーベイ・メーター
(左) (β, γ 用)

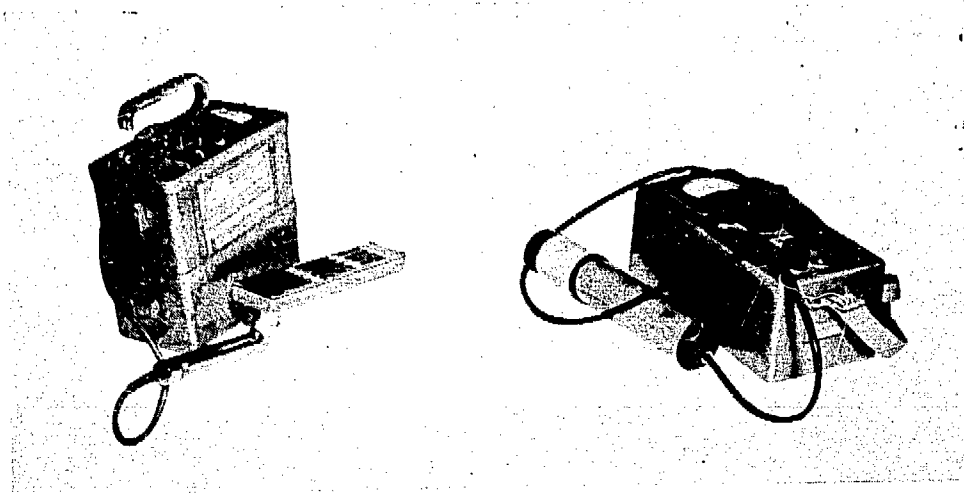
シンチレーション・サーベイ・メーター
(α 用)

(a)



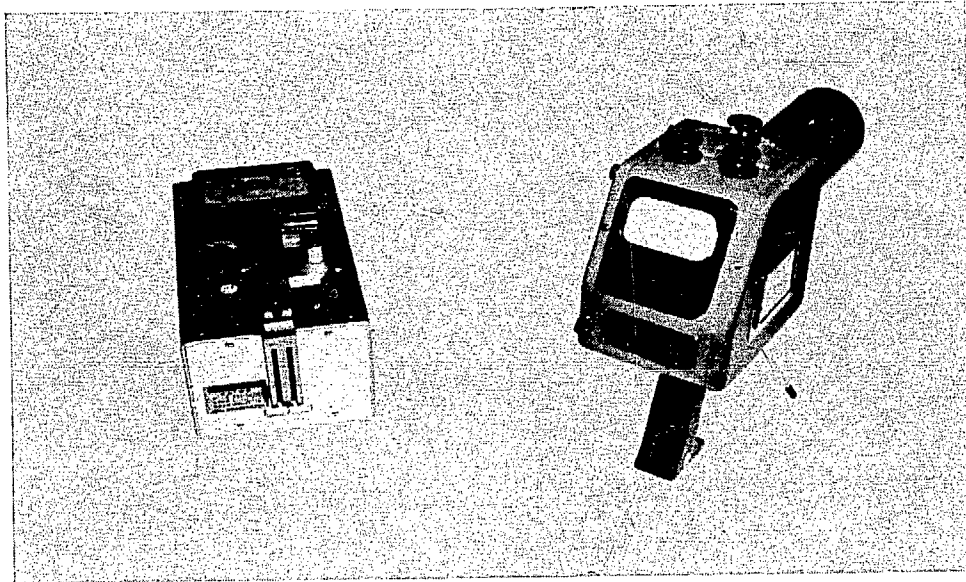
速中性子用シンチレーション・サーベイ・メーター

(b)



比例計数管サーベイ・メーター
 α 用ガスフロー・サーベイ・メーター (左) 速中性子用 Hurst 型サーベイ・メーター (右)

(c)



電離箱サーベイ・メーター
 Juno 型 (左) (α, β, γ 用) Cutie Pie 型 (右) (β, γ 用)
 (d)

第1図 サーベイ・メーター

ギー依存性が大きいので注意を要する。

第2図に電離箱サーベイ・メーター、第3図に GM サーベイ・メーターの γ 線エネルギー依存性を示す。中性子線用のサーベイ・メーターの中性子線エネルギー依存性はかなり大きい。第4図に中性子線用の比例計数管サーベイ・メーターの中性子線エネルギー依存性を示す。

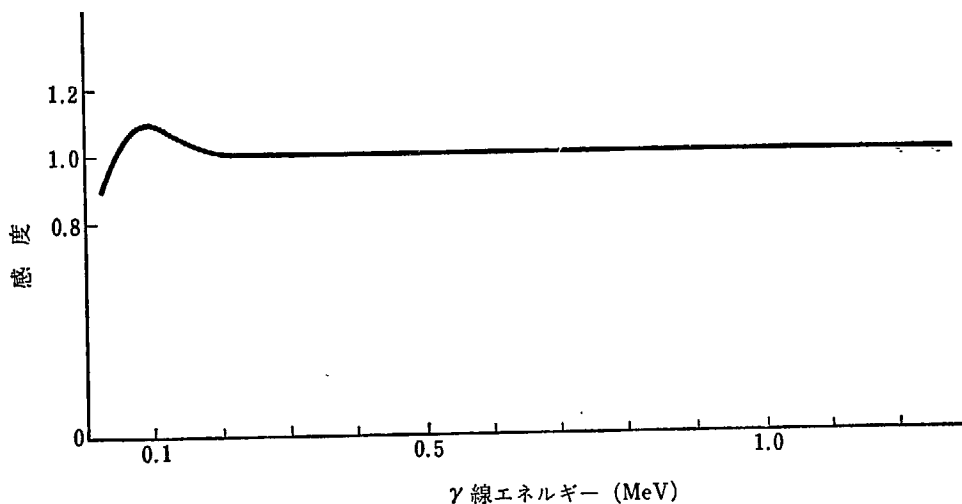
(2) 方向依存性

第5図、第6図、第7図に電離箱サーベイ・メーター、GM サーベイ・メーター、比例計数管サーベイ・メーターの方向依存性を示す。

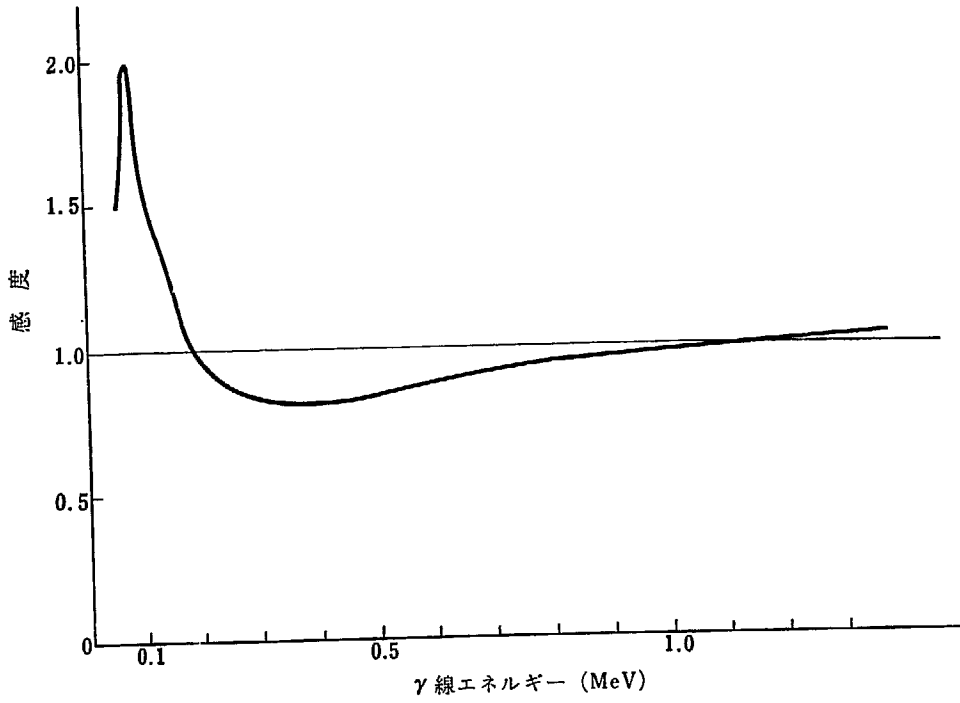
(3) 連続使用時間

GM サーベイ・メーターはトランジスタ化されており、単一乾電池2個で200時間の連続使用に耐えることができる。しかし、乾電池の電圧が低下するにしたがって GM サーベイ・メーターの感度も低下してくるので使用の場合は電池の電圧が低下していないかどうか調べるのが大切である。0.1V 当り 18cpm 程度の変化がある。

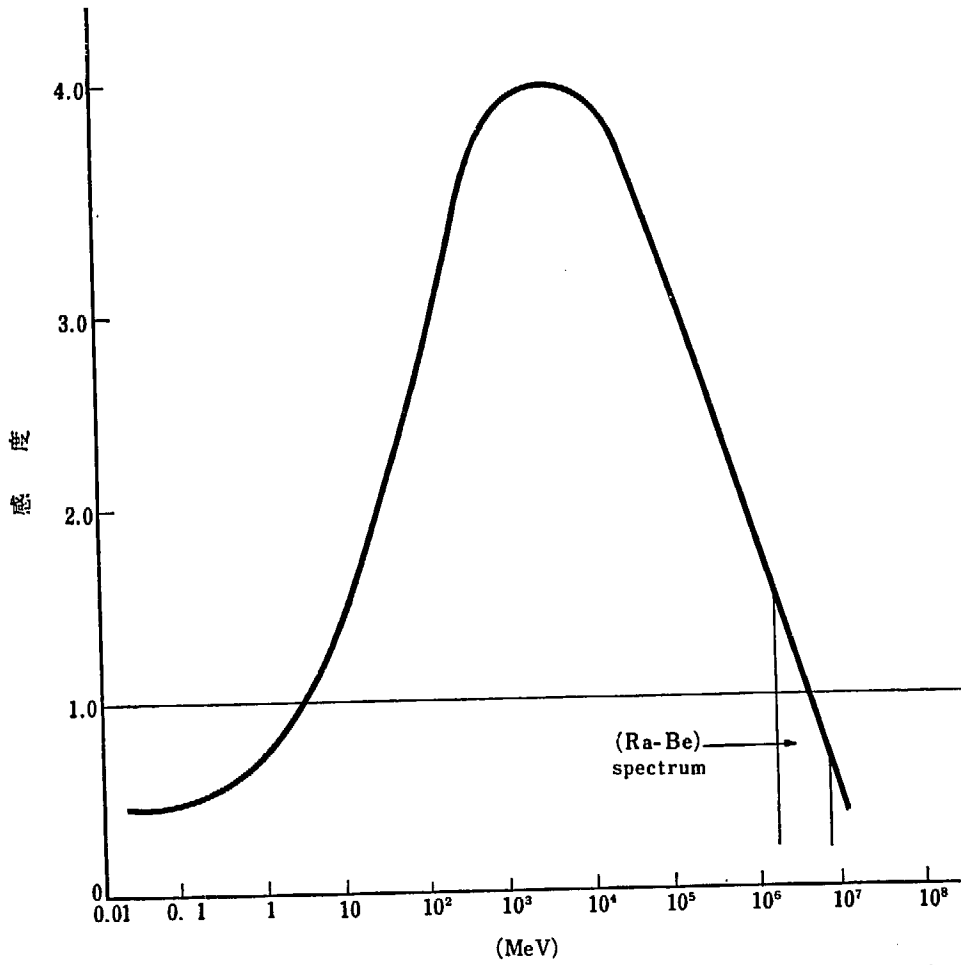
電離箱サーベイ・メーター、シンチレーション・サーベイ・メーターおよび中性子線用サーベイ・メーターにおいても、150~200 時間をはるかに越えて使用



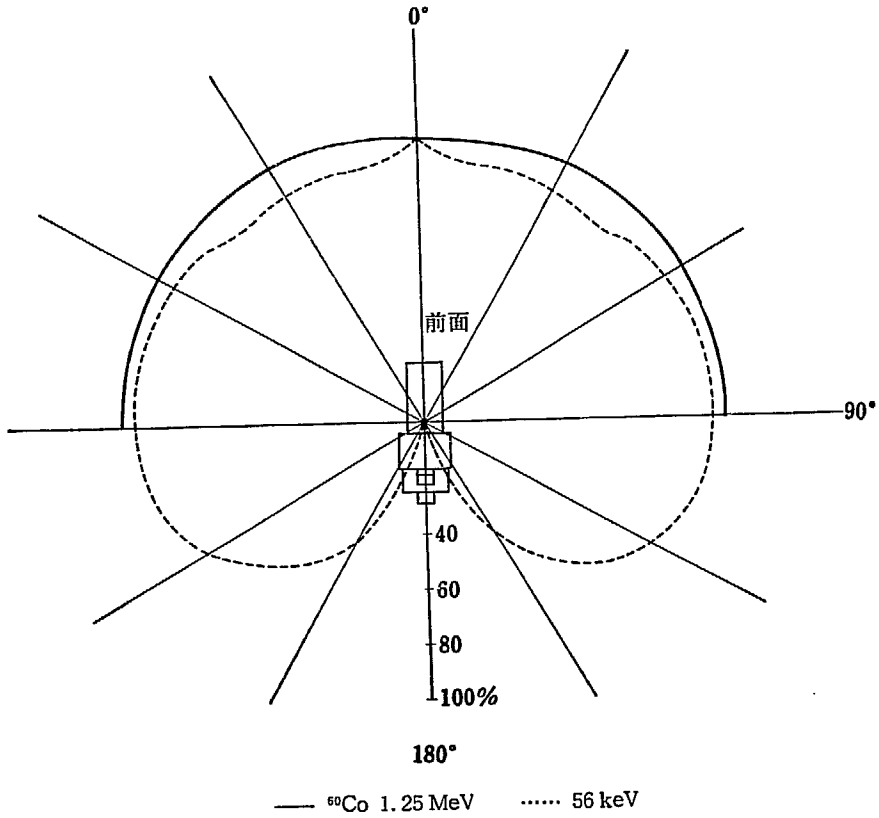
第2図 電離箱サーベイ・メーターのエネルギー依存性 (1.25 MeV の点を感度 1.0 による)



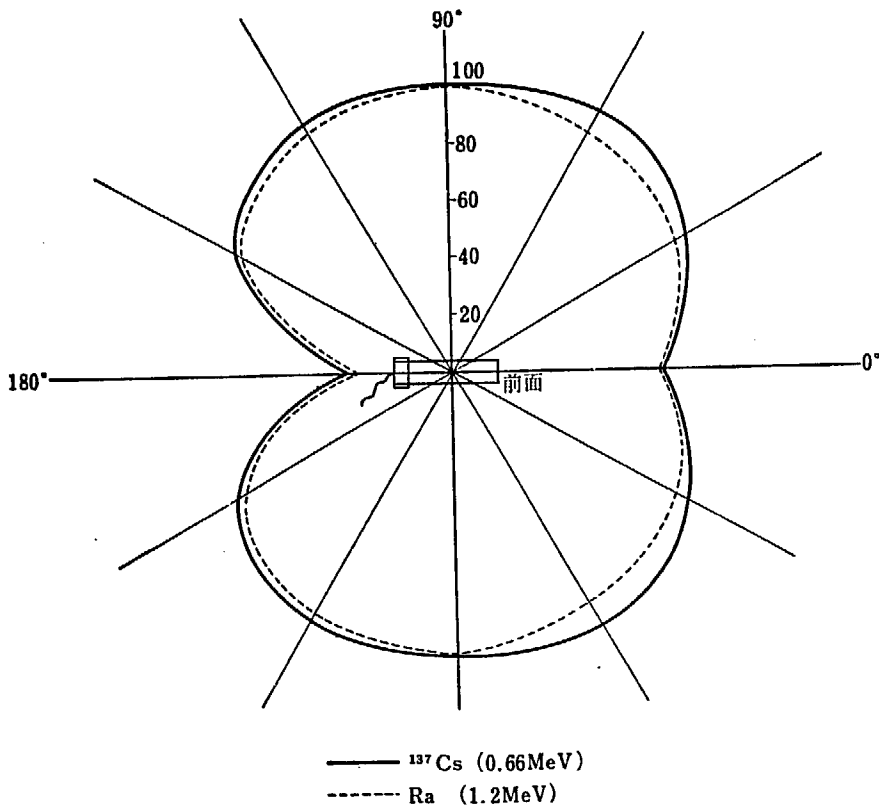
第3図 GM サーベイ・メーターのエネルギー依存性 (1.25 MeV の点を感度 1.0 にとる)



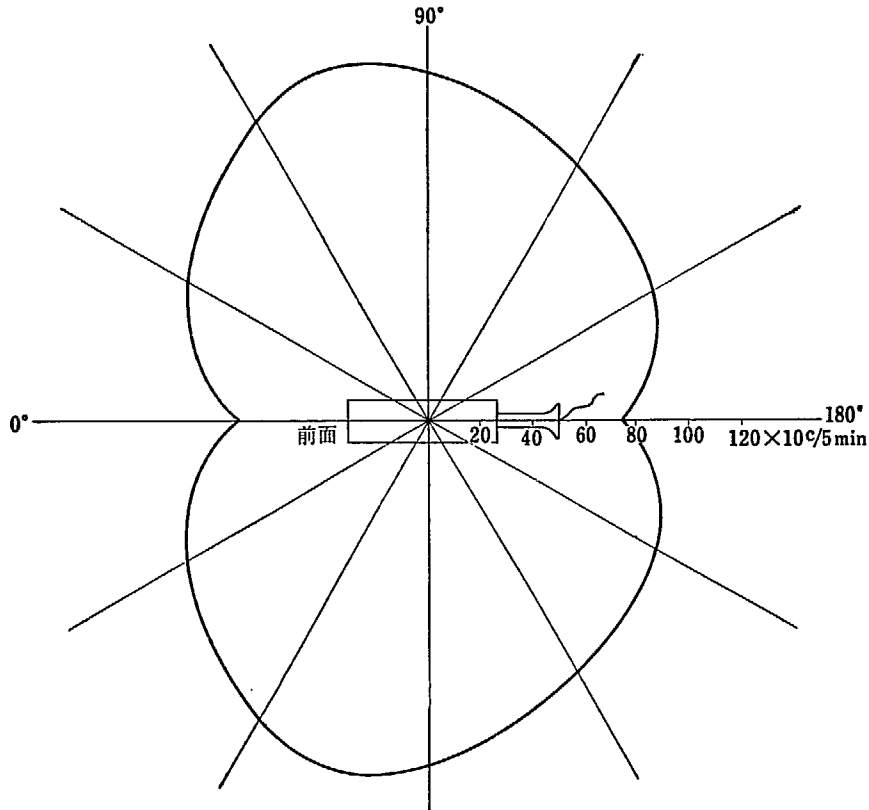
第4図 中性子線用比例計数管サーベイ・メーターのエネルギー依存性 (速中性子用プローブ)



第5図 電離箱サーベイ・メーターの方向依存性



第6図 GM サーベイ・メーターの方向依存性



第7図 中性子線用比例計数管サーベイ・メーターの方向依存性

すると乾電池が破損し、電解液が流れ出して、電気回路に悪影響を及ぼすから絶対に長時間使用しないようにする。

測定が終わったら必ずスイッチを off の位置にまわ

し、また一日の終業の際には、さらに点検をするように心がけてほしい。特に、プローブに前置増幅器がついているものは、プローブ側のスイッチの切り忘れがないように注意する。

3 個人外部被ばく線量測定器

3.1 フィルム・バッジ

フィルム・バッジはX線, γ 線, β 線, および中性子線の個人被ばく蓄積線量を測定するために用いる。本研究所では JIS 型, 原研 I 型および II 型 (第 8 図参照) フィルム・バッジを使用している。その性能は第 4 表に示すとおりである。

第 4 表 各種バッジの比較表

フィルムバッジの名称	フィルターおよび厚さ	使用するフィルムおよびその他の材料	測定可能線質およびその範囲
JIS 型	Cu 1 mm Cd 1 mm (開放窓あり)	γ 線用フィルム (富士 III 型) (感度の異なるフィルムが 3 枚入っている)	γ 線: 10 mrem ~ 1000 rem 熱中性子線: 5 mrem ~ 500 rem
原研 I 型	プラスチック 1.5 mm Sn 1 mm Cd 1 mm (開放窓あり)	γ 線用フィルム (富士 III 型) 中性子線用フィルム	γ 線: 10 mrem ~ 1000 rem β 線: 10 mrem ~ 1000 rem 熱中性子線: 5 mrem ~ 500 rem 速中性子線 (0.5 MeV 以上のエネルギーのものについて) : 30 mrem ~ 10 rem
原研 II 型	プラスチック 1.5 mm Pb 0.35 mm Cu 1 mm Cd 1 mm	γ 線用フィルム (富士 III 型) 中性子線用フィルム Au および In イオウ粉	γ 線: 10 mrem ~ 1000 rem β 線: 10 mrem ~ 1000 rem 熱 (フィルムにより) 5 mrem ~ 500 rem (Au ハクにより) 300 mrem 以上 (フィルムにより) 0.5 MeV 以上のエネルギーのもの) 速中性子線 30 mrem ~ 10 rem (S により 2.5 MeV 以上のもの) 10 rem 以上

γ 線の測定範囲と誤差 (黒化度の変動 5% または黒化度 0.02 に対応する線量の値の変動の二者のうち、大きい方をとる) は第 9 図のとおりである。フィルムにフィルターを用いないときは第 10 図に示すように 0.05 MeV 前後のエネルギーにおいていちじるしく感度が高いため、これを補正するためにバッジ・ケースにスズまたはカドミウム (厚さ 1 mm) のフィルターを入れている。 γ 線校正用標準線源には Ra を使用している。

速中性子線用フィルムのエネルギー依存性は第 11 図のとおりである。このフィルムを用いて、飛跡の数を数えて線量を出すから、線量算定に若干の誤差はまぬがれない。当研究所では RaD-Be 中性子線源を校正用標準線源に使っている。

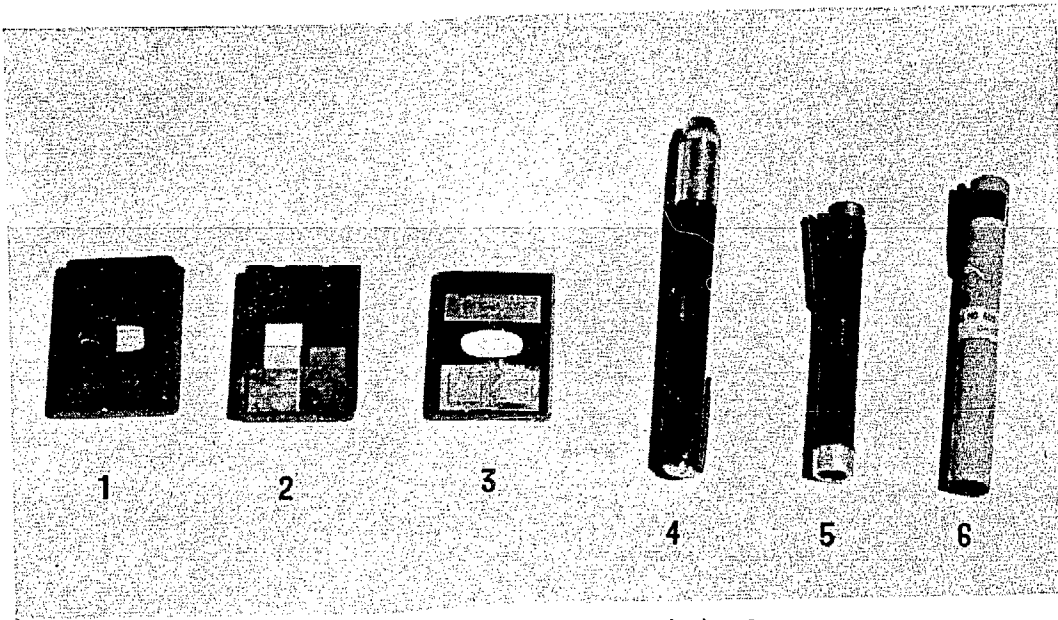
3.2 ポケット線量計

比較的短期間の被ばくを即座に検出するために用いる。これには直読式のポケット線量計 (第 12 図参照) と別に読みとり装置のいるもの (ポケット・チェンバー, 第 13 図参照) とがある。

本研究所では γ 線用には後者を使用し、熱中性子線用には直読式ポケット線量計を使用している。

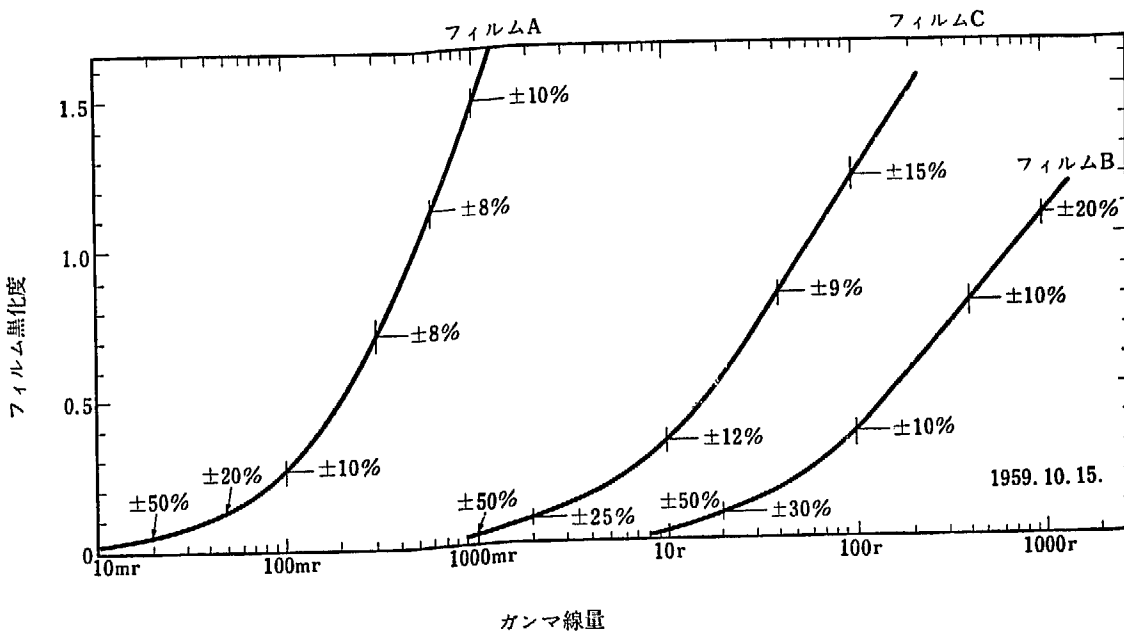
γ 線用ポケット線量計は、5 mr から 200 mr まで測定でき、放射線管理室で毎日被ばく線量を読みとっている。

熱中性子線用ポケット線量計は 1750 n/cm²·sec で 8 時間被ばくしたときを 1 として 2 の最大目盛がある。この目盛 2 は約 100 mrem の線量に相当する。



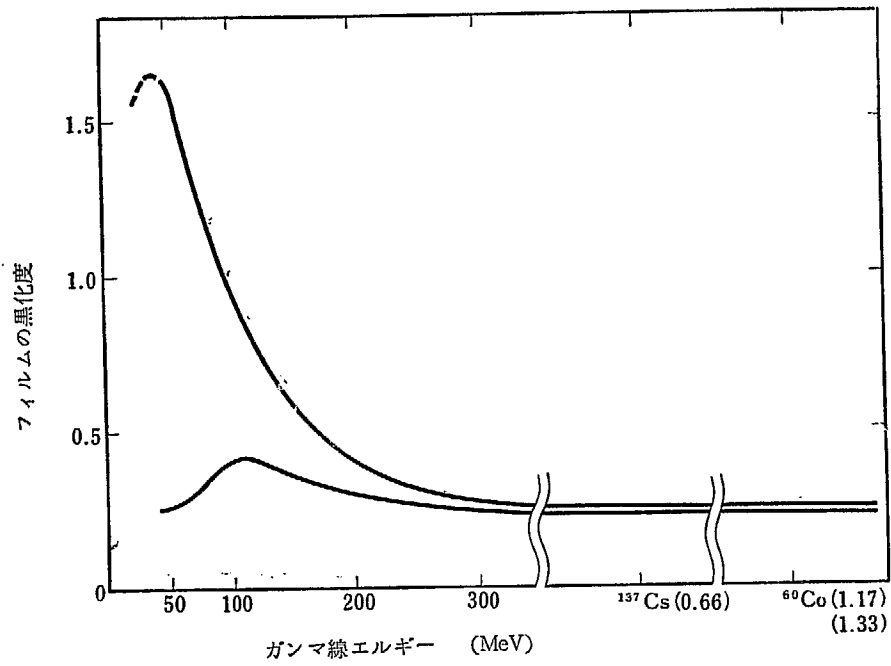
- 左から 1. 原研Ⅱ型フィルム・バッジ・ケース
 2, 3. 同上フィルム・バッジ・ケースの内部
 4. γ 線用ポケット・チェンバー
 5. γ 線用ポケット線量計
 6. 熱中性子用ポケット線量計

第8図 個人外部被ばく線量測定器



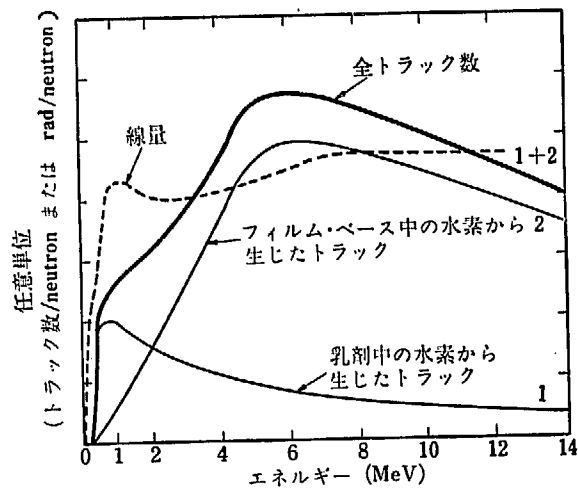
フィルム: 富士 γ 線用Ⅲ型
 現像: フィルム A-Rendol, 20°C, 5分, フィルム B,C,D-76原液, 20°C, 8分
 線源: ^{60}Co 500mc および 50c
 フィルター: Cd (1mm)

第9図 γ 線フィルムの線量測定範囲とその誤差

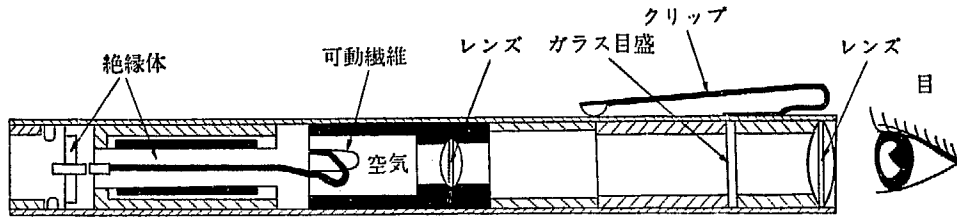


フィルム: 富士 γ 線用Ⅲ型フィルム A
 現像: FD 111, 20°C, 5分
 線源: ^{60}Co , ^{137}Cs , X線
 線量: 40 mr

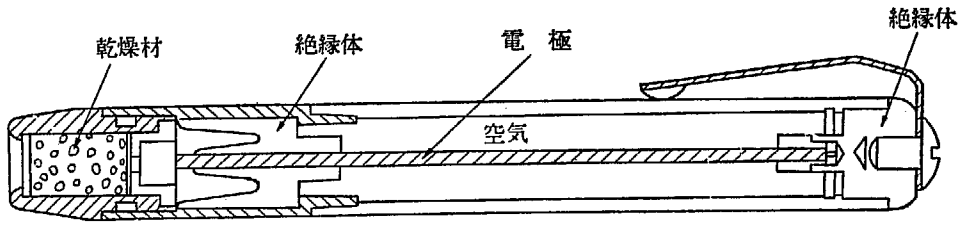
第 10 図 フィルムのエネルギー依存性



第 11 図 速中性子線用フィルムのエネルギー依存性



第 12 図 ポケット線量計



第 13 図 ポケット・チェンバー

4 ゴム手袋着脱法

4.1 新しい手袋のつけ方

- (1) 手袋の中に空気が入るように手袋の手首のところをしごきあげてふくらませ、ピンホールがあるかどうかをしらべる。(写真 a)
- (2) 手袋の内側に十分滑石粉(タルク)をふりまく。できれば手にも滑石粉をつける。
- (3) 手袋の手首のところに約 6cm の折り返しをつける。
- (4) 普通の手袋をはめるのと同じ要領で手袋をはめ、最後に折返しの部分を作業衣の上に確実にかぶさるように注意する。(写真 b)

4.2 使用した手袋の脱ぎ方

- (1) 手袋をはめたままで、よく水洗し、手ふき紙で水分をよくぬぐいとる。手ふき紙は廃棄物容器に廃棄する。
- (2) 手袋をはめている片方の手の指で、他の手の皮膚や手袋の内側にふれずに脱ぐ。手袋をつまみ、引っぱりながら手袋をうら返しにぬぐ。(写真 c)
- (3) 脱いだ方の手の人差指を手袋の内側に差し込み(写真 d)引っぱりながら、うら返しにぬぐ。

(4) ぬいだ手袋がいちじるしく汚染しているときは、固体用廃棄物容器に廃棄する。

(5) ぬいだ手袋があまり汚染していないときは、うら返しにしたまま、汚染のおそれのない場所におく。

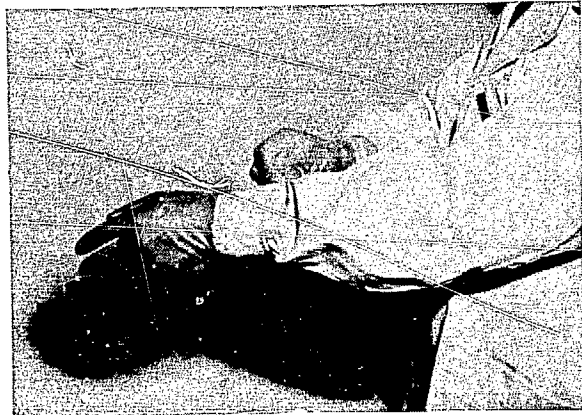
4.3 一度使用した手袋のつけ方

一度使用したものは、汚染があるものと考え、汚染している側に手をふれないではめることに注意する。

- (1) うら返しのままで、4.1 の場合と同様ピンホールをしらべる。
- (2) 片方の手袋の手首から 6cm ぐらいのところをつまみ、あそんでいる指で手袋をおしこむようにしてうら返す。(写真 e)
- (3) 4.1 の要領で手袋をはめる。
- (4) つけた手袋の上へ、他の手袋をうら返しのままはめ、手首から 6cm 位のところをつまみ、ひっぱって手袋をおもてに返す。(写真 f) このとき同時に 6cm の手首のおりかえしができるようにしたほうがよい。
- (5) 4.1 の要領で手袋をはめる。
- (6) 作業衣が手袋で確実におおわれるように注意する。



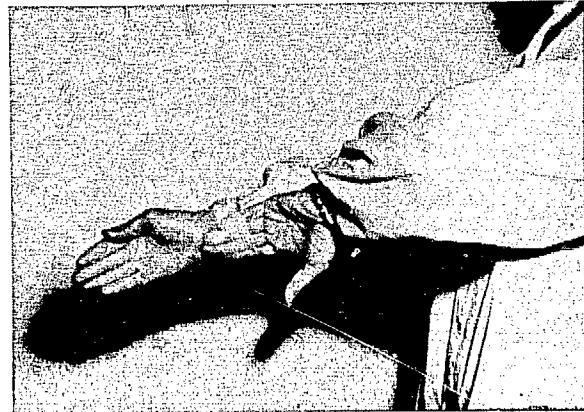
(a)



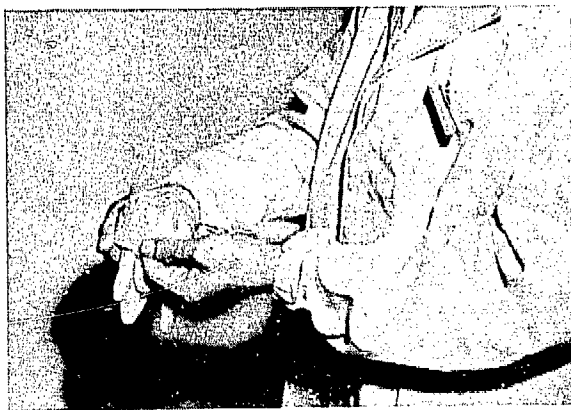
(b)



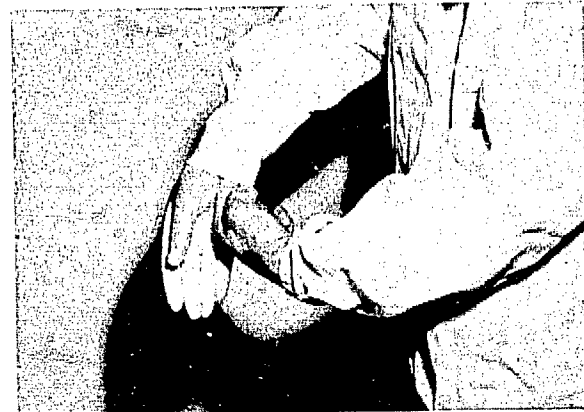
(c)



(d)



(e)



(f)

第 14 図 ゴム手袋着脱法

5 酸素呼吸器など

5.1 酸素呼吸器などの着用

空気が汚染しているところ、あるいは汚染している恐れのあるところで作業する場合には、酸素呼吸器あるいは送気マスク付防護衣を着用して放射性物質の体内摂取を防止しなければならない。酸素呼吸器を着用する場合にも防護衣を併用することがある。これは放射性じんあいが被服や身体に付着するのを防止するためである。一般に頭髮などに付着した放射性塵埃は汚染除去が困難である。

酸素呼吸器や防護衣または送気マスク付防護衣を使用する目的は、放射性塵埃あるいは気体の吸入および付着の防止であって、身体外の放射性物質からの放射線による外部被ばくを防ぐものではない。

5.2 酸素呼吸器の種類と常備位置

非常事故用として常備している酸素呼吸器にはライフゼム3型と改造4型の二種があり、その諸性能は第5表のとおりである。

第5表 酸素呼吸器の性能

	ライフゼム3型	改造4型
重量	約 12 kg	約 11 kg
使用時間*	20~40 分	約 2時間
ポンベの容量	4 ℓ	1 ℓ
ポンベの最高充填圧力	150 kg/cm ²	150 kg/cm ²
最大携行酸素量	600 ℓ	150 ℓ

* 使用時間は作業の軽重により異なる。

表からみれば性能の点では改造4型の方がすぐれているが、機構がライフゼム3型に比して複雑で、常時即時使用可能な状態に整備しておくことができないと言う欠点があるので、非常事故の初期活動用としてはライフゼム3型を使用の方がよい。したがって、各第一種管理区域に常備してある酸素呼吸器はこの型のものである。第一種管理区域には壁に棚を取り付けて

酸素呼吸器を常備してあるから、各人はその位置を確認しておいてほしい。

改造4型は常時放射線管理室で管理されていて、事故発見の通報（電話 222）を受けると同時に緊急車あるいはその他の方法で事故現場に輸送される。

5.3 防護衣および酸素呼吸器装着法

ライフゼム3型酸素呼吸器の装着法は次の順序による。

- (1) ズボンははきバンドをしめる。
- (2) オーバージューズをはく。
- (3) 上衣をつけ腰のひもをしめる。
- (4) 上衣アノラック顔面の穴から顔を出す。
- (5) 酸素呼吸器のマスクを保護している袋を取る（袋をしぼっているひもは赤色の印のついた方を引張れば簡単にとける）。
- (6) 酸素呼吸器の減圧器の鎖およびポンベをしめているバンドをはずす（この場合マスクの眼鏡および減圧器を壊さないように注意する。）
- (7) 酸素呼吸器を背負い、バンドをしめる。
- (8) 圧力計のゴムおおいをはずし、うしろに手をまわして酸素ポンベのバルブを開く。
- (9) 酸素圧力が 80 kg/cm² 以上あることを確認してから、マスクをつける。
- (10) 導気管をふさいでマスクの気密性を検査する。
- (11) マスクの上からアノラックを被る。
- (12) 手袋をつける。

改造4型の装着法は上の(5)の前に酸素呼吸器に清浄カンを取り付ける作業を追加するだけで後の手順はほとんど同じである。第15図(a)に酸素呼吸器装着図を示す。

防護衣および酸素呼吸器を脱ぐときはできれば他の職員に手伝ってもらうことが望ましい。



(a) 酸素呼吸器装着図



(b) 送気マスク装着図

第15図

5.4 作業上の注意

(1) 酸素圧力には常に注意し（作業場所への所要時間の5倍+15） kg/cm^2 の酸素を残して帰路につくこと。すなわち、作業場所への所要時間が3分であれば $3 \times 5 + 15 = 30$ すなわち、 30 kg/cm^2 の酸素を残さなければならない。

(2) 作業は最小限必要な作業に限ること。

(3) スピーカーなどで作業の指示をされる場合があるから注意すること。

(4) 作業を終った場合は放射線管理室員に連絡し

汚染検査を受けてから、その指示に従って酸素呼吸器、防護衣を脱ぐこと。

5.5 送気マスク付防護衣

送気マスク付防護衣の使用目的は酸素呼吸器の場合と同じであるが、長時間の作業に適する反面、行動範囲が限定されるので、非常事故時の初期活動よりもむしろ本格的な除染活動などに入ってから作業に使用される。

第15図(b)に送気マスクの装着図を示す。

6 各種データ

6.1 放射線の減弱

吸収体による放射線の減弱の割合 I/I_0 は次式で計算される。

$$I/I_0 = B(\mu x)e^{-\mu x} = B(\mu x)e^{-\mu/\rho \cdot \rho x}$$

ここに I はしゃへい後の線量率

I_0 はしゃへいされないときの線量率

μ は吸収係数 (cm^{-1})

ρ は単位容積当りの質量 (g/cm^3 または mg/cm^3)

x は吸収体の厚さ (cm)

B はビルド・アップ係数で μx の関数

(1) 吸収係数

γ 線の質量吸収係数 μ/ρ は第 16 図に示す。

β 線の質量吸収係数 μ/ρ は第 17 図に示す。

(2) ビルド・アップ係数

細い線束の場合の γ 線のビルド・アップ係数は 1 としてよい。

広い線束の場合の γ 線のビルド・アップ係数は第 18 図に示す。

β 線のビルド・アップ係数は 1 としてよい。

(3) 速中性子線の減弱

速中性子線の減弱曲線を第 19 図に示す。

6.2 放射性物質より放射される線量率

(1) γ 線の線量率

点状の放射性物質より放射される γ 線の線量率を簡単に見積るには次式を用いる。

$$D = \frac{6QE}{d^2}$$

ここに D は γ 線の線量率 (r/hr)

Q は放射性物質の量 (c)

E は γ 線のエネルギー (MeV)

d は放射性物質からの距離 (feet)

または $D = \frac{6000QE}{d^2}$

ここに D は γ 線の線量率 (r/hr)

Q は放射性物質の量 (c)

E は γ 線のエネルギー (MeV)

d は線源からの距離 (cm)

これらの式を用いて計算する場合には、 ^{60}Co のように 1 系列の崩壊で 2 箇の γ 線光子を出す場合には、おのおのの光子について集計しなければならない。

点状の放射性物質より放射される γ 線の線量率を正確に求めるには第 20 図を用いる。この表は 1 m の距離において 1 mc あたりの放射性物質による線量率を mr/hr で表わしたものである。

おもな γ 線源の 1 m の距離における 1 c あたりの線量率を第 6 表に示す。これを rhm という。

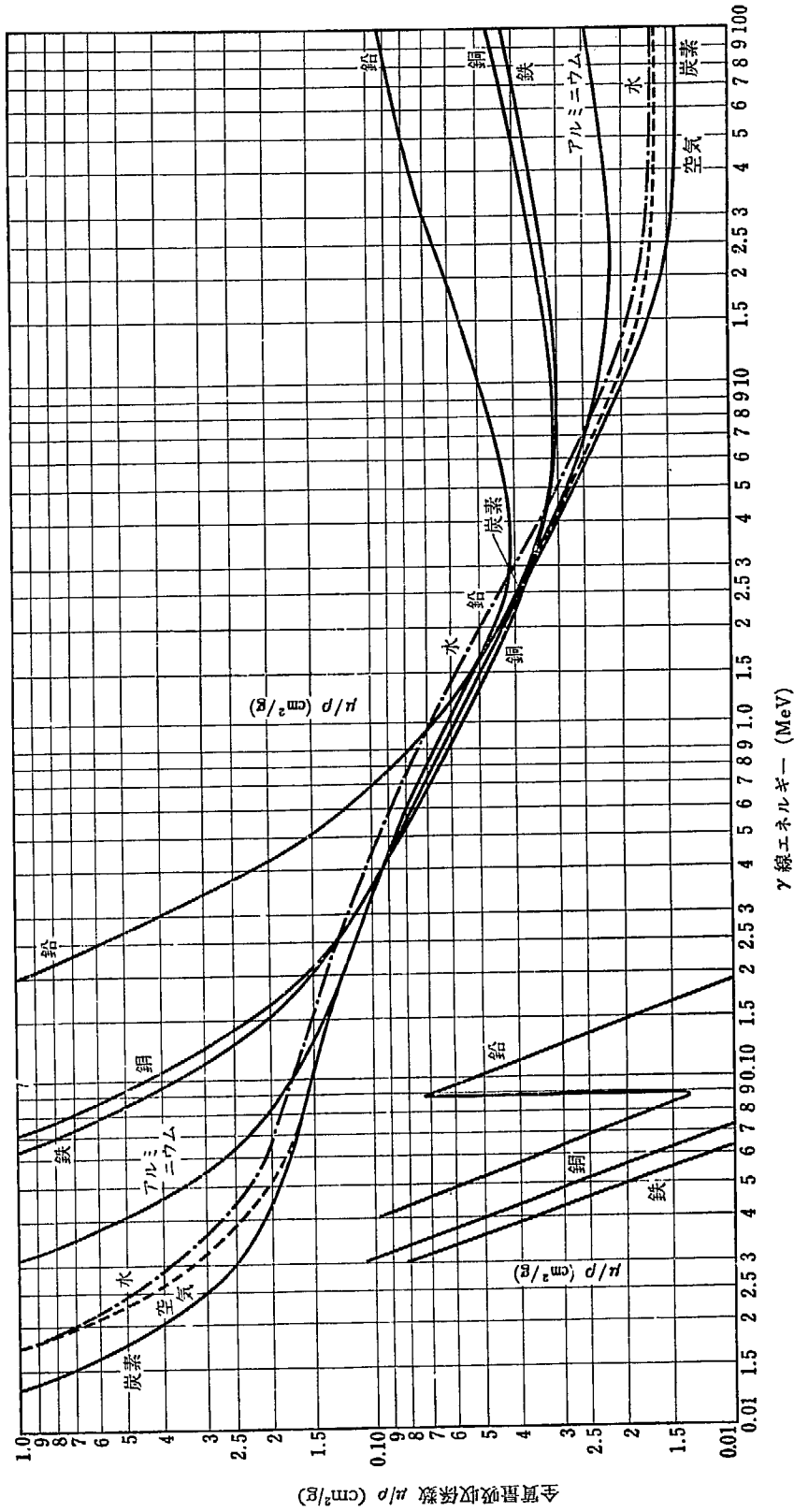
第 6 表 各種 γ 線源の rhm

放射性物質	光子エネルギー (MeV) (括弧内の数字は崩壊当りの光子の数)		1 m の距離における線量率
	消滅放射線	原子核の γ 線	
^{22}Na	0.51(2)	1.28(1)	1.26
^{24}Na		1.38(1) 2.76(1)	1.93
^{52}Mn	0.51(0.7)	0.73(1) 0.94(1) 1.46(1)	1.92
^{54}Mn		0.84(1)	0.45
^{59}Fe		0.2(0.03) 1.1(0.57) 1.3(0.43)	0.65
^{58}Co	0.51(0.3)	0.81(1)	0.56
^{60}Co		1.17(1) 1.33(1)	1.32
^{64}Cu	0.51(0.38)		0.114
^{68}Zn	0.51(0.04)	1.12(0.47)	0.30
^{130}I		0.417(0.4) 0.537(1) 0.667(1) 0.744(1)	1.23
^{131}I		0.080(0.063) 0.284(0.063) 0.364(0.809) 0.637(0.093) 0.722(0.028)	0.231
^{137}Cs		0.661(0.92)	0.356
^{192}Ir		20本のスペクトルあり (0.136~1.157 MeV)	0.51
^{198}Au		0.411(1) 0.68(0.013) 1.09(0.0025)	0.248
^{226}Ra および崩壊生成物		多数の γ 線スペクトルあり	0.84*

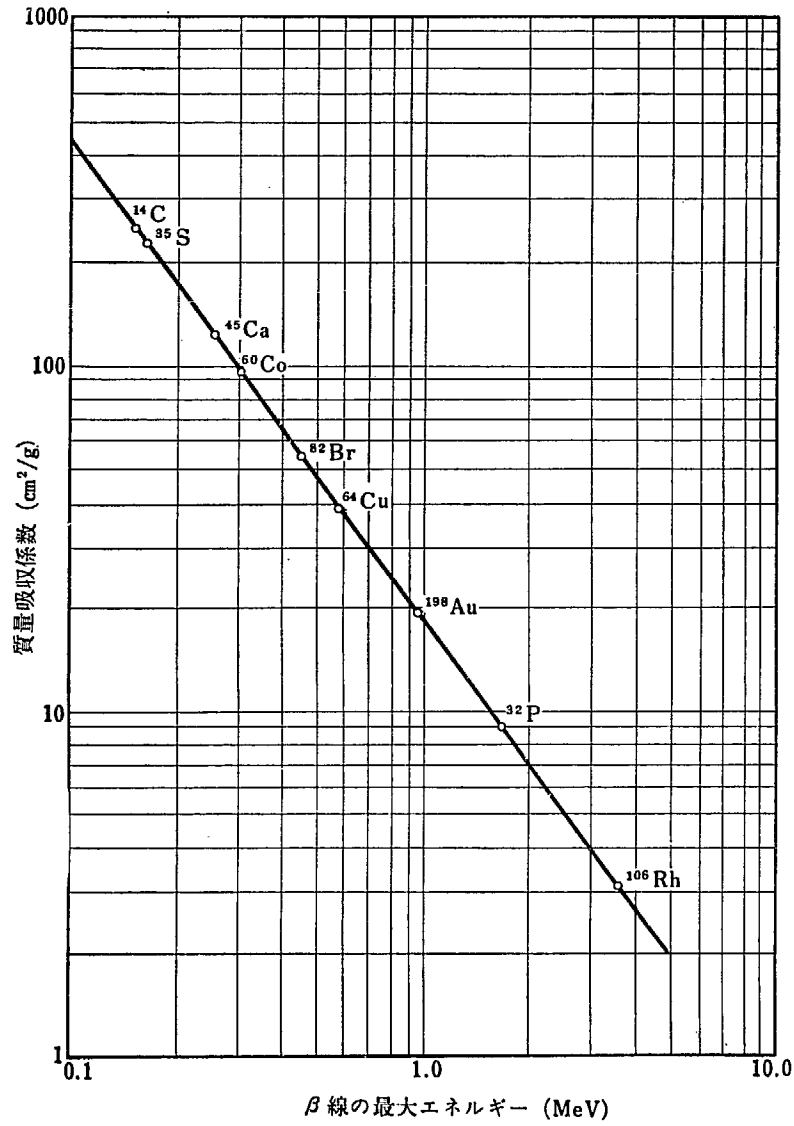
* 0.5 mm の白金でフィルターした場合

(2) β 線の線量率

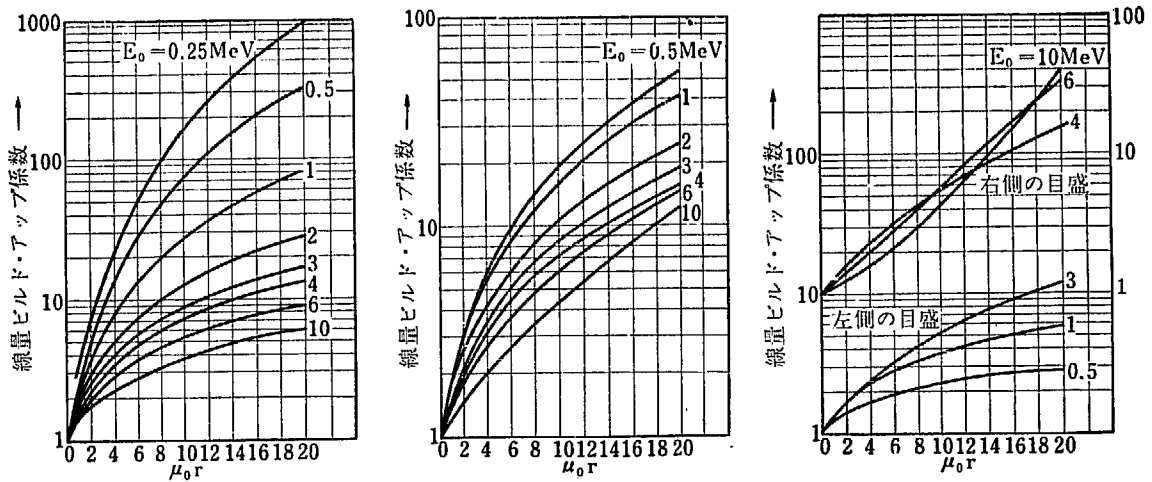
点状の放射性物質より放射される β 線の線量率を



第16図 γ 線の質量吸収係数



第 17 図 β線の質量吸収係数

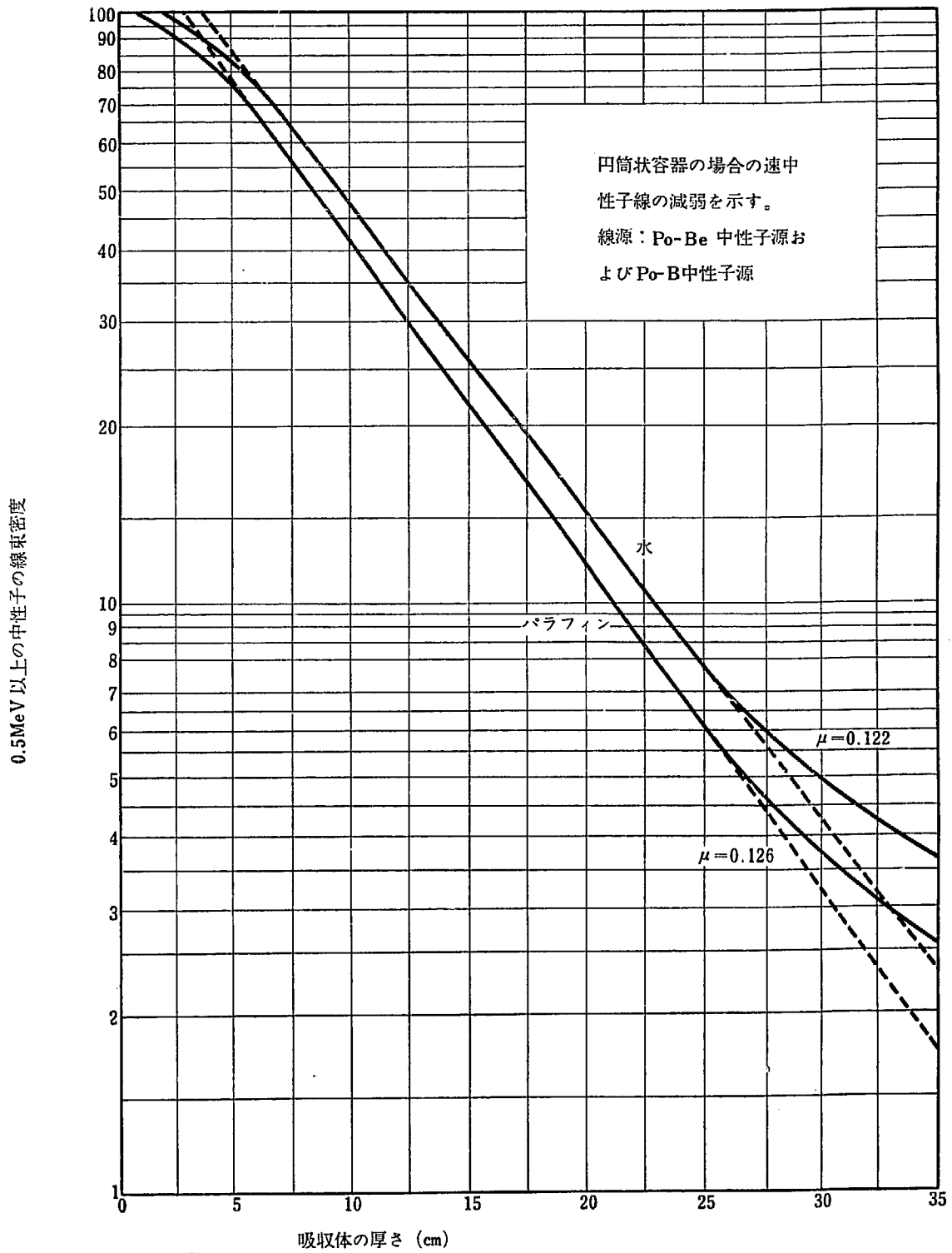


しゃへい体: 水
線 源: 点状等方性線源

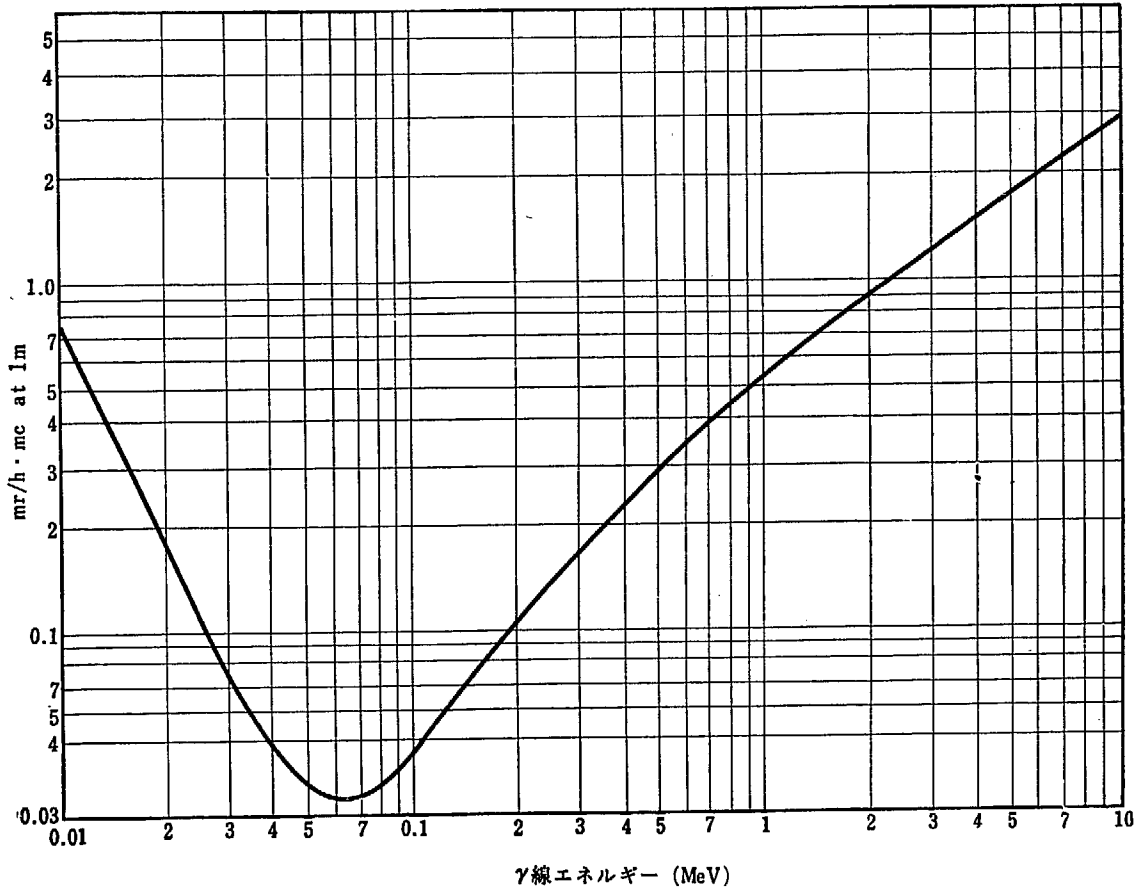
しゃへい体: 鉄
線 源: 点状等方性線源

しゃへい体: 鉛
線 源: 点状等方性線源

第 18 図 点状線源に対する γ線のビルド・アップ係数



第 19 図 速中性子線の減弱曲線



第 20 図 γ 線源の線量率

見積るには次の近似式を用いる。

$$D = \frac{3 \times 10^5 Q}{d^2}$$

ここに D は β 線の線量率 (rad/hr)

Q は放射性物質の量 (c)

d は放射性物質からの距離 (cm)

半無限状半面の放射性物質より放射される β 線の線量率を見積るには次の近似式を用いる。

$$D = SE \frac{\omega}{2\pi}$$

ここに D は β 線の線量率 (rad/hr)

S は比放射能 ($\mu\text{c/g}$)

E は β 線の平均エネルギー (MeV, β 線の最大エネルギーの約 1/3)

ω は β 線放射体をみた立体角 (ラジアン)

(3) 中性子線の線束密度

中性子源から放出される中性子線の線束密度は次式で与えられる。

$$\phi = \frac{YQ}{4\pi d^2}$$

ここに ϕ は線束密度 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)

Y は中性子発生率 (n/sec)

Q は中性子源放射性物質の量 (c)

d は線源からの距離 (cm)

各種中性子線源の中性子発生率を第 7 表に示す。

第 7 表 中性子源の中性子発生率

中性子源	中性子発生率 (n/sec)
Ra- α -B ₂ 中性子源	1.7×10^7
Ra- γ -Be 中性子源	3.0×10^4
Po-Be 中性子源	2.6×10^6
Pu-Be 中性子源	1.5×10^6
Po-B 中性子源	0.76×10^6

6.3 α 線および β 線の飛程

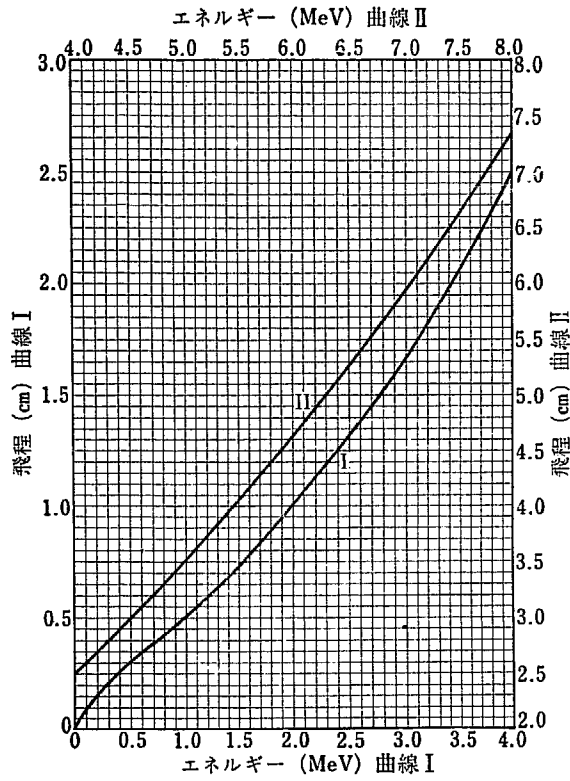
α 線のエネルギー E と飛程 R との関係は第 21 図のとおりである。エネルギーがあまり小さくなければ飛程は $E^{3/2}$ にほぼ比例する。とくに 4.5 MeV から 8 MeV までの間は次の関係式が成立する。

$$R = 0.318E^{3/2}$$

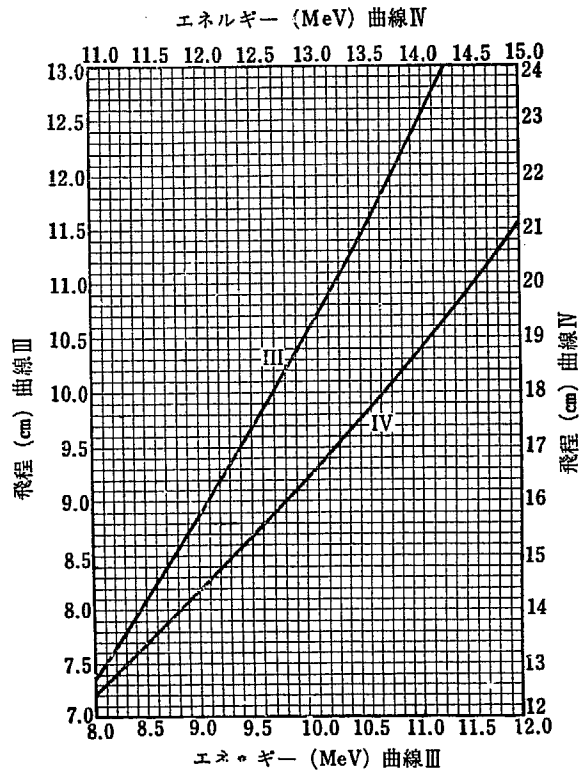
ここに R は飛程 (cm)

E は α 線のエネルギー (MeV)

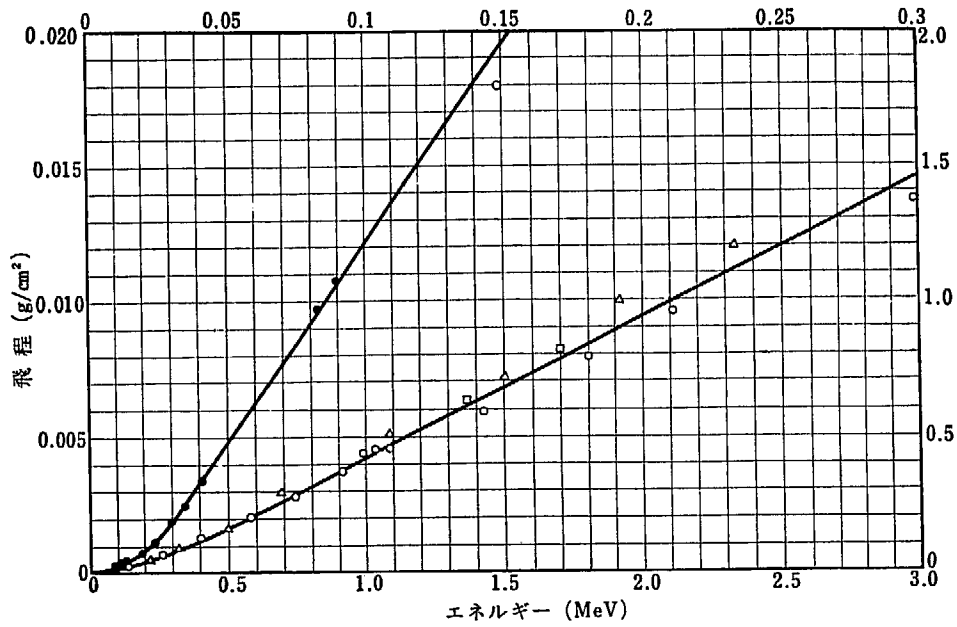
β 線の最大エネルギーとアルミニウム中における飛



第 21 図 (a) α 粒子の空気中における飛程とエネルギーとの関係 (1) (15°C, 760 mm)



第 21 図 (b) α 粒子の空気中における飛程とエネルギーとの関係 (2) (15°C, 760 mm)



第 22 図 β 線のアルミニウム中の飛程

程との関係は第22図のとおりである。0.6 MeV 以上のエネルギーについては次式が成立する。

$$R = 0.543 E - 0.160$$

ここに R は飛程 (g/cm²)

E は β 線の最大エネルギー (MeV)

アルミニウム以外のものに対する β 線の飛程は、

原子番号があまり高くなければアルミニウム中の飛程とほぼ等しい。

6.4 主な放射性物質の比放射能

主な放射性物質の量と質量の関係を第8表に示す。

第8表 主な放射性物質の量と質量の関係

放射性物質名	半減期	1g 当りのキュリー数	キュリー当りの g 数
²³² Th	1.39 × 10 ¹⁰ 年	1.11 × 10 ⁻⁷	9.0 × 10 ⁶
²³⁸ U	4.49 × 10 ⁹ 年	3.36 × 10 ⁻⁷	2.98 × 10 ⁶
²³⁵ U	7.13 × 10 ⁸ 年	2.14 × 10 ⁻⁶	4.67 × 10 ⁵
³⁶ Cl	4.4 × 10 ⁵ 年	2.27 × 10 ⁻²	44.1
²³³ U	1.62 × 10 ⁵ 年	9.51 × 10 ⁻³	1.05 × 10 ²
⁵⁹ Ni	8 × 10 ⁴ 年	7.61 × 10 ⁻²	13.1
²³⁹ Pu	2.436 × 10 ⁴ 年	6.17 × 10 ⁻²	16.2
¹⁴ C	5568 年	4.61	0.22
²²⁶ Ra	1622 年	0.98 or 1	1.02
¹³⁷ Cs	33 年	79.4	1.26 × 10 ⁻²
⁹⁰ Sr	19.9 年	2.00 × 10 ²	4.99 × 10 ⁻³
³ H	12.46年	9.60 × 10 ³	1.04 × 10 ⁻⁴
⁶⁰ Co	5.27年	1.14 × 10 ³	8.81 × 10 ⁻⁴
²⁰⁴ Tl	3.5 年	5.03 × 10 ²	1.99 × 10 ⁻³
⁵⁵ Fe	2.94年	2.22 × 10 ³	4.50 × 10 ⁻⁴
¹⁴⁷ Pm	2.6 年	9.39 × 10 ²	1.07 × 10 ⁻³
¹³⁴ Cs	2.3 年	1.16 × 10 ³	8.62 × 10 ⁻⁴
¹⁰⁶ Ru	1.0 年	3.39 × 10 ³	2.95 × 10 ⁻⁴
¹⁴⁴ Ce	282 日	3.22 × 10 ³	3.10 × 10 ⁻⁴
⁶⁵ Zr	250 日	8.05 × 10 ³	1.24 × 10 ⁻⁴
⁴⁵ Ca	152 日	1.91 × 10 ⁴	5.23 × 10 ⁻⁵
²¹⁰ Po	138.3 日	4.50 × 10 ³	2.22 × 10 ⁻⁴
¹⁸² Ta	111 日	6.47 × 10 ³	1.54 × 10 ⁻⁴
³⁵ S	87.1 日	4.28 × 10 ⁴	2.34 × 10 ⁻⁵
¹⁸⁷ W	73.2 日	9.66 × 10 ³	1.04 × 10 ⁻⁴
⁹¹ Y	61 日	2.36 × 10 ⁴	4.24 × 10 ⁻⁵
⁸⁹ Sr	53 日	2.77 × 10 ⁴	3.61 × 10 ⁻⁵
⁵⁰ Fe	45.1 日	4.92 × 10 ⁴	2.03 × 10 ⁻⁵
⁵¹ Cr	27.8 日	9.23 × 10 ⁴	1.08 × 10 ⁻⁵
²³⁴ Th	24.1 日	2.32 × 10 ⁴	4.31 × 10 ⁻⁵
⁸⁶ Rb	19.5 日	7.80 × 10 ⁴	1.28 × 10 ⁻⁵
³² P	14.3 日	2.85 × 10 ⁵	3.5 × 10 ⁻⁶
¹⁴⁰ Ba	12.8 日	7.30 × 10 ⁴	1.37 × 10 ⁻⁵
¹³¹ I	8.14日	1.23 × 10 ⁵	8.15 × 10 ⁻⁶
¹⁹⁹ Au	3.15日	2.09 × 10 ⁵	4.79 × 10 ⁻⁶
¹⁹⁸ Au	2.7 日	2.44 × 10 ⁵	4.1 × 10 ⁻⁶
⁹⁹ Mo	67 時間	4.73 × 10 ⁵	2.11 × 10 ⁻⁶
⁹⁰ Y	61 時間	5.92 × 10 ⁵	1.75 × 10 ⁻⁶
¹⁴⁰ La	40 時間	5.61 × 10 ⁵	1.78 × 10 ⁻⁶
⁸² Br	35.87時間	1.07 × 10 ⁶	9.37 × 10 ⁻⁷
⁷⁶ As	26.8 時間	1.54 × 10 ⁶	6.48 × 10 ⁻⁷
²⁴ Na	15.06時間	8.69 × 10 ⁶	1.15 × 10 ⁻⁷
⁷² Ga	14.3 時間	3.04 × 10 ⁶	3.29 × 10 ⁻⁷
⁶⁴ Cu	12.8 時間	3.83 × 10 ⁶	2.61 × 10 ⁻⁷
⁴² K	12.44時間	6.01 × 10 ⁶	1.66 × 10 ⁻⁷
⁵⁶ Mn	2.576時間	2.81 × 10 ⁷	4.56 × 10 ⁻⁸
⁴¹ A	109 分	4.22 × 10 ⁷	2.37 × 10 ⁻⁸
¹⁴⁴ Pr	17.5 分	7.48 × 10 ⁷	1.34 × 10 ⁻⁸
¹⁶ N	7.35秒	9.6 × 10 ¹⁰	1.04 × 10 ⁻¹
²¹² Po	3 × 10 ⁻⁷ 秒	1.8 × 10 ¹⁷	5.6 × 10 ⁻¹⁸

既刊レポート一覧 (Publication List)

分類記号 classification number	標 題	Title
JAERI 1001	JRR-3 (国産1号炉) 設計計算 第1部 炉心部核計算	Design Calculation of JRR-3 Part 1 Core Calculations
JAERI 1002	JRR-3 (国産1号炉) 設計計算 第2部 制御棒および遮蔽計算	Design Calculation of JRR-3 Part 2 Control Rod and Shield Calculations
JAERI 1003-B	JRR-1 の臨界前試験	Pre-critical Test for JRR-1
JAERI 1003-C	JRR-1 の核燃料溶解	Preparation of the Fuel Solution for JRR-1
JAERI 1003-D	JRR-1 の臨界実験	Critical Experiment for JRR-1
JAERI 1003-E	JRR-1 の特性試験	Operating Characteristics of JRR-1
JAERI 1003-F	JRR-1 の制御系について	Control System of JRR-1
JAERI 1003-G	JRR-1 臨界実験 および 出力 試験中における放射線モニ ター	Radiation Monitoring JRR-1 during its Critical Experiment and Power Test
JAERI 1004	JRR-1 における中性子束の 絶対測定	Absolute Measurements of Neutron Flux in JRR-1
JAERI 1005	Co-60 10 kc ケープの窓のシ ャヘイ用ガラスの性質につ いて	Optical Properties of the Shielding Windows of Co-60 Gamma Radiation Facility
JAERI 1006-A	コールダー型原子炉の反応度 の温度係数	Temperature Coefficient of Reactivity of Calder Hall Type Reactor
JAERI 1006-B	英国型ガス冷却原子炉の動特 性	Analysis of Dynamic Characteristics British Type Gas Cooled Reactor
JAERI 1006-C	Xe による中性子束の空間振 動	An Analysis of Neutron Flux Spatial Oscillation due to Xenon Build-up in the British Large Power Reactor Core
JAERI 1007	JRR-3 モックアップ試験装 置による開発試験	Experimental Studies of the Test Mock-up for JRR-3
JAERI 1008	光学ポテンシャルによる複合 核をつくる断面積の計算	Compound Nucleus Formation Cross Section Calculated by the Optical Potential
JAERI 1009	パイル・オシレーターによる 熱中性子吸収断面積の測定	Measurement of Thermal-Neutron Absorption Cross-Section with a Pile Oscillator
JAERI 1010	放射線シャヘイ窓ガラスの放 射線に対する安定性	Radiation Stability of the Radiation Shielding Window Glasses
JAERI 1011	10 kc 用ホットケープの放射 線漏エィ試験	Measurement of Radiation Level of the 10 kc Hot Cave
JAERI 1012	Membrane Dialyzer JAERI 300 B-II の放射性廃液処理 への応用	Treatment of Radioactive Wastes with Ion Exchange Membrane Electrodialyzer
JAERI 1013	リン-32 の製造研究	Studies of Preparation of Phosphorus -32
JAERI 1014	LiF 結晶の照射損傷	Radiation Effects in LiF Crystal
JAERI 1015	シンチレーションカウンターに おける中性子とガンマ線の識別	Discrimination of Neutrons from Gamma Rays in the Scintillation Counter
JAERI 1016	アナコンによる東海発電所原子炉 ダクト破損事故の解析	Analysis of the Duct Rupture Accident at the TOKAI ATOMIC POWER STATION, by an Analogue Computer
JAERI 1017	沸騰バーンアウトの水力学的研究	Hydrodynamic Study of Burn-out in Boiling
JAERI 1019	JRR-2 の臨界量計算について	On Critical Mass Analysis of the JRR-2
JAERI 4001	金属ウランの諸性質	Several Properties of Metallic Uranium
JAERI 4002	海洋調査報告	Report of the Observation in the Sea off Tokai-Mura
JAERI 4003	東海村微気象調査報告	On Micrometeorological Survey at the Site of Japan Atomic Energy Research Institute
JAERI 4004	軽水減速型原子炉の核的設計	Nuclear Calculation for Light Water Moderated Reactor
JAERI 4005	熱中性子炉の動特性に関する 数表および図表	Numerical Tables and Charts Useful for the Study of the Dynamic Behavior of Thermal Reactors

分類記号 classification number	標 題	Title
JAERI 4006	熱中性子炉の過渡応答を求め るための図表	Useful Charts to Find Indicial Response of Thermal Reactors
JAERI 4007	第2回ジュネーブ会議総合報 告・金属編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 1 Metallurgy
JAERI 4008	第2回ジュネーブ会議総合報 告・物理編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 2 Physics
JAERI 4009	第2回ジュネーブ会議総合報 告・化学編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 3 Chemistry
JAERI 4010	第2回ジュネーブ会議総合報 告・原子炉編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 4 Reactor Physics
JAERI 4011	第2回ジュネーブ会議総合報 告・原子力工学編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 5 Nuclear Engineering
JAERI 4012	第2回ジュネーブ会議総合報 告・保健物理編	Reviews of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy Part 6 Health Physics
JAERI 4013	ウランおよびトリウム中の各 種元素の分析法文献抄録	Analysis of Uranium and Thorium A Bibliography
JAERI 4014	平均質磁界集合体とその安全 解析	Description and Hazard Analysis of Semi- Homogeneous Experiment
JAERI 4015	核融合委員会研究報告書	Reports from the Symposium of Low Energy Nuclear Physics
JAERI 4016	低エネルギー原子核研究会報 告	Analysis of Uranium and Thorium A Bibliography (II)
JAERI 4017	ウランおよびトリウム中の各種元 素の分析法文献抄録 (II)	Technical Aspects of Aqueous Homogeneous Reactors
JAERI 4018	水性均質炉の技術的問題点	Gamma-ray Spectra of Short Half-life Nuc- lides
JAERI 4019	天然元素から中性子照射に より生ずる短寿命核種の γ 線スペクトル	Activities of the Health Physics Division " "
JAERI 5001	保健物理部の活動 No. 1	
JAERI 5002	保健物理部の活動 No. 2	
JAERI 5003	保健物理部の活動 No. 3	
JAERI 5004	昭和35年度 研究発表一覧	Description and Hazard Analysis of Japan Research Reactor-1
JAERI 6001	JRR-1 の概要と安全対策	Design and Construction of Cobalt-60 Gamma Irradiation Facility
JAERI 6002	Co-60 放射線照射室の概要	Description and Hazard Analysis of Japan Research Reactor-2
JAERI 6003	JRR-2 の概要と安全対策	Description and Hazard Analysis of Japan Power Demonstration Reactor
JAERI 6005	動力試験炉 (JDFR) の概要 と安全対策	Outline of and Calculation Method using the Analog Computer
JAERI 6006	アナログ計算機の概要と計算法	Manual for Radiation Safety Handling
JAERI 6007	放射線安全取扱手引	Fundamental Knowledge on Radiation Safety Handling
JAERI 6008	放射線安全取扱の基礎知識	