

昭和 63 年度 安全管理部
研究開発成果報告書

1989年4月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

計画管理部技術情報室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Information Service

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo, Japan

昭和63年度 安全管理部 研究開発成果報告書

石 黒 秀 治*

は じ め に

安全管理部における研究開発は、「安全管理部研究開発基本方針」を受けて年度当初に策定する「研究開発計画」に従い実施されている。

本報告書は、昭和63年度における安全管理部内の研究開発成果のまとめとして平成元年3月28日に実施した成果報告会の12編の発表要旨をまとめたものである。

本報告書が、発表の記録としてだけでなく、研究開発に従事している関係職員の業務遂行上の一助となることを期待するものである。

* 安全管理部 技術開発推進委員会委員長（放射線管理第二課長）

目 次

昭和63年度 安全管理部 研究開発成果報告会プログラム	1
1. 個人被ばく管理における実効線量当量評価法の確立	2
2. 中性子エネルギースペクトル及び線量測定法の確立	7
3. 被ばくデータの解析及び最適化の検討	12
4. 核燃料サイクル施設に係わる環境安全総合リスク評価手法	16
5. 原子力安全に係るPAの考え方の調査研究	19
6. 軟ベータ核種の分析手法の開発（環境試料中のテクネチウムの調査）	22
7. フィルタ性能評価技術の開発	28
8. 実効線量当量測定法の確立	32
9. 排気中 ¹⁴ Cの評価法の開発	37
10. 臨界警報装置用中性子検出器の製作	41
11. Rn-Tn娘核種の影響を受けない放射能測定装置の開発	44
12. α線放出核種迅速測定装置の開発	48
別添 1. 昭和63年度研究開発計画	51
別添 2. 昭和63年度安全管理部技術開発推進委員会委員	55

昭和63年度 安全管理部 研究開発成果報告会プログラム

日時：平成元年3月28日（火）

会場：第1応用試験棟4F会議室

1. 開会の辞：技術開発推進委員会委員長 石黒秀治 10:00～10:05
 2. 安管部長挨拶：安全管理部長 北原義久 10:05～10:10

座長：宮部賢次郎

No.	報告テーマ	報告者	所属	時間
1	・個人被ばく管理における実効線量当量評価法の確立	百瀬琢磨	安全対策課	10:10～10:25
2	・中性子エネルギースペクトル及び線量測定法の確立	RAWEEWUN. CHOATCHARO ENRAT	安全対策課	10:25～10:40
3	・被ばくデータの解析及び最適化の検討	伴信彦	安全対策課	10:40～10:55
4	・核燃料サイクル施設に係わる環境安全総合リスク評価手法	片桐裕実	環境安全課	10:55～11:10
5	・原子力安全に係るPAの考え方の調査研究	石田順一郎	環境安全課	11:10～11:25
6	・軟ベータ核種の分析手法の開発 (環境資料中のテクネチウムの調査)	住谷秀一	環境安全課	11:25～11:40

座長：片桐裕実

7	・フィルタ性能評価技術の開発	郷田正	放射線管理第一課	13:10～13:25
8	・実効線量当量測定法の確立	永井博行	放射線管理第一課	13:25～13:40
9	・排気中 ¹⁴ Cの評価法の開発	高崎浩司	放射線管理第二課	13:40～13:55
10	・臨界警報装置用中性子検出器の製作	刀禰龍夫	放射線管理第一課	13:55～14:10
11	・Rn-Tn娘核種の影響を受けない放射能測定装置の開発	伊藤勝人	放射線管理第二課	14:10～14:25
12	・α線放出核種迅速測定装置の開発	小倉健	放射線管理第二課	14:25～14:40

3. 閉会の辞：技術開発推進委員会委員長 石黒秀治 14:40～14:45

1. 個人被ばく管理における実効線量当量評価法の確立

安全管理部 安全対策課 ○百瀬琢磨, 伴信彦, 二之宮和重

1. はじめに

放射線障害防止法（以下、障防法）、原子炉等規制法、電離放射線障害防止規則（以下、電離則）等の放射線障害防止に係る関係法令が改正され、1989年4月1日より施行される。今回の法令改正はICRP（国際放射線防護委員会）のPubl. 26¹⁾を受けたもので、Publ. 6²⁾を基本としていた従来の法令と比較して線量限度が変わるほか、個人の受ける線量の考え方そのものも大きく変化する。

事業団では従来より、基本的にはICRP Publ. 26の考え方に従って被ばく管理を実施しており、線量評価の方法もほぼ確立してきている。ここでは、法令改正に伴う個人被ばく管理上の対応についての考え方を紹介するとともに、関連して実施した実験の結果について報告する。

2. 外部被ばく管理

2.1 線量当量の評価

外部被ばく管理では、1 cm線量当量 (H_{1cm})、3 mm線量当量 (H_{3mm})、70 μm 線量当量 ($H_{70\mu m}$) の評価と記録を行うこととなる³⁾。しかし、エネルギーが20 keV以上のX・ γ 線に対しては、これら3つの線量はほぼ等しくなるため、 H_{1cm} の評価値をもって H_{3mm} 、 $H_{70\mu m}$ とすることが可能である⁴⁾。中性子線量当量についても、現時点で達成できる一般的なモニタリングの精度を考慮すると、 H_{1cm} を他の線量当量に代えることが可能であろう。

以上のことから、東海事業所では、 γ (X) 線、 β 線、中性子線の線量当量に対しTable 1のような評価を行うこととした。

γ (X) 線の H_{1cm} の測定方法には、①生体等価TLD素子と1000 mg/cm²のフィルタを用いて、直接 H_{1cm} を測定する、②従来の個人線量計の指示値に放射線のエネルギーに応じた換算係数を乗ずる、③適当なエネルギー補償フィルタを組み合わせ、個人線量計の指示値が H_{1cm} に近くなるようにエネルギー特性を改善する、という3通りの方法がある。このうち②の方法では、線量計のエネルギー特性に加えて、被ばくする放射線のエネルギーを把握することが不可欠である。その場合、スペクトロメータを用いて作業場所のエネルギーを測定することも有効であるが、線量計により入射放射線の実効的なエネルギーを知ることも可能である。例として、プルトニウム燃料開発施設及び再処理工場について、作業者のTLDバッジにより評価した γ 線エネルギーの分布をFig. 1に示す。プルトニウム燃料開発施設で扱うのは、ウラン、プルトニウムの同位体であり、これらの核種は低エネルギーの γ 線を放出する。それに対し、再処理工場では、¹³⁷Cs等のFPが主要な線源であり、これらは比較的エネルギーの高い γ 線を放出する。Fig. 1から、

TLDバッジにより評価した γ 線のエネルギーが、取り扱う線源の種類をよく反映していることがわかる。

動燃では、従来より、TLDバッジを用いて線量当量の評価を行っており、 γ 線については、⁵⁾ 1000mg/cm² フィルタ下でのTLD素子により直接H_{1cm}が測定可能である。エネルギー特性をさらに改善するためには、低エネルギーの γ 線に対して、入射 γ 線の実効的なエネルギーを評価して測定を補正することも可能である。この例をFig. 2に示す。

2.2 局部被ばく

手部等の局部的な被ばくについては、組織線量当量限度が実効線量当量限度の10倍であることから、局部被ばくの線量当量が体幹部の線量当量の10倍を超えるおそれのある場合に、その部位のモニタリングを実施するのが適当である。

多くの場合、局部被ばくが問題となる部位は手部である。例として、プルトニウム燃料開発施設及び転換技術開発施設における、グローブボックス作業者の体幹部と手部の線量当量(γ 線)の関係をFig. 3に示す。MOX燃料加工施設では手部の線量当量は体幹部の線量当量の約3~20倍である。また、グローブボックスの構造の異なる転換施設では、その比が若干大きくなっている。一方、再処理工場では、体幹部と手部の線量当量(γ 線)の比は通常ほぼ1:1であるが、セル内に立ち入るような場合には β 線による局部被ばくを考慮する必要がある。

このように、手部の線量当量は取り扱う線源の種類や取扱方法によって大きく変化し、またたとえ作業場所や作業内容が同じであっても、被ばくする状況が作業員毎に異なる場合が多い。したがって、グローブボックスによるMOX燃料の取り扱いや、 β 線放出核種を含む廃棄物を取り扱う作業等に対しては、手部のモニタリングが必要であろう。

3. 内部被ばく管理

3.1 モニタリングの手順及び日常モニタリング

内部被ばくに関する個人モニタリングの一般的な手順はFig. 4のようになる。

法令改正による解説記事⁴⁾によると、「3カ月間における、あるいはある1回の特別な作業における内部被ばく線量が2mSvを超えるおそれがあると判断された放射線業務従事者を内部被ばく個人モニタリングの対象者とする」とあり、ALIが組織線量当量によって決まる場合も考えて、実務上はALIの1/25(実効線量当量:2mSv, 組織線量当量:20mSvに相当)を超えるおそれがある者をモニタリングの対象者とすればよいと考えられる。

日常モニタリングの方法は、①体外計測法、②バイオアッセイ法、③空气中放射性物質濃度から算定する方法の何れかによって行うことになる。このうちどの方法を選ぶかは、扱う放射性物質の種類や量、作業の性質等に応じて合理的に決める必要がある。ただし、プルトニウムやウランに対しては、摂取直後に糞のバイオアッセイを行う場合を除いて、体外計測法、バイオアッセイ

法ともに十分な検出限界を得ることができない。そのため、これらの核種を扱う施設では、厳重な作業管理を前提に、日常モニタリングは空气中放射性物質濃度から算定する方法を採用するのが妥当である。

3.2. 特殊モニタリング

個人の線量当量の評価結果が調査レベルを超えた場合、特殊モニタリングを実施する。また、日常モニタリングで調査レベルを超えなくても、体表面汚染等、有意な摂取を起こした可能性のある事象が生じたならば、すみやかに特殊モニタリングを実施する必要がある。有意な摂取を起こしたか否かを知るための簡便かつ確実な方法として鼻スミヤが有効であり、これまでの経験から、大まかな線量の推定も可能である。

調査レベルについて、「内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル」⁶⁾では、モニタリングの頻度、及び内部被ばくを生じる頻度を考慮し、調査レベルの値としてALIの1/25を推奨している。

4. おわりに

法令改正に伴う被ばく管理上の対応について概括した。今後の運用結果によって、より適切な管理方法に変えるべき場合もあると考えられる。また、今後より高精度な個人線量計の開発や内部被ばく計算コードの開発等が望まれる。

参考文献

- 1) ICRP Publication 26: 国際放射線防護委員会勧告, 日本アイソトープ協会, 東京(1978)
- 2) ICRP Publication 6: 国際放射線防護委員会勧告, 日本アイソトープ協会, 東京(1965)
- 3) 原子力安全技術センター: 外部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル(1988)
- 4) 浜田達二, 丸山隆司, 赤石 準: 放射線障害防止関係法令の改正に伴う技術的対応, 実効線量当量等の評価, 日本原子力学会誌, 30, 10(1988)
- 5) 石黒秀治, 宮部賢次郎: 個人被ばく線量評価における深部線量当量指標の適用, 保健物理, 18(1983)
- 6) 原子力安全技術センター: 内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル(1988)

Table 1 線量当量の評価

		線量当量	γ 線	β 線	中性子線	備考
実効線量当量		H _{1cm}	H _{1cm} (γ)		H _{1cm} (n)	γ , β , 中性子の合計
組織 線量 当量	眼の水晶体	H _{1cm}	H _{1cm} (γ)	H _{3mm} (β)	H _{1cm} (n)	"
	皮膚	H _{70 μm}	H _{1cm} (γ)	H _{70 μm} (β)	H _{1cm} (n)	"
	局部(手)	H _{70 μm}	H _{70 μm} (γ)	H _{70 μm} (β)		"

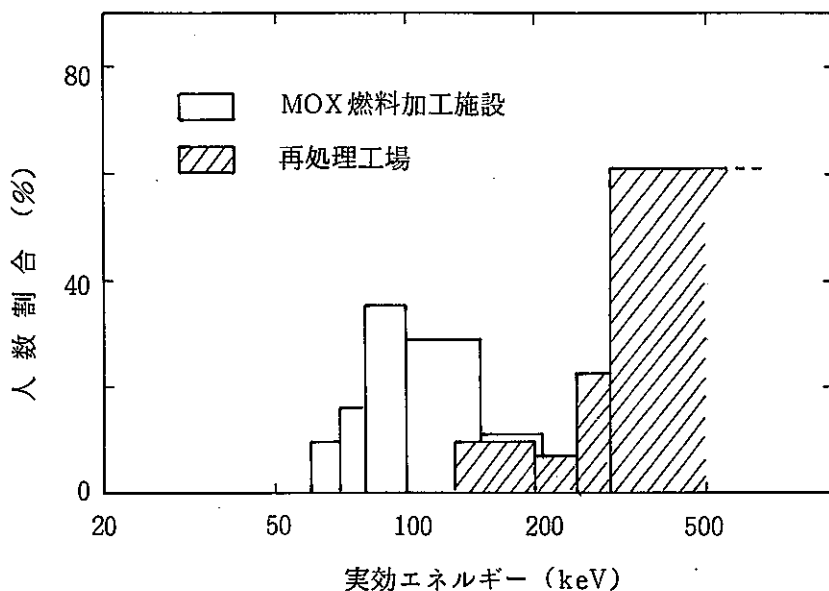


Fig. 1 TLDバッジにより評価した γ 線のエネルギー分布

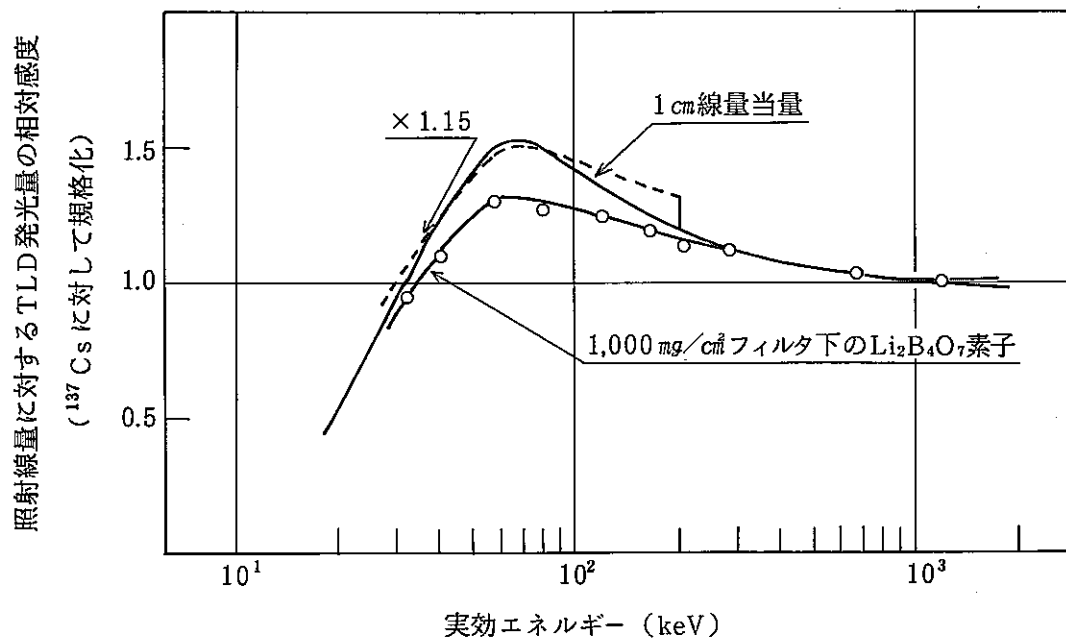


Fig. 2 TLDバッジのエネルギーレスポンス

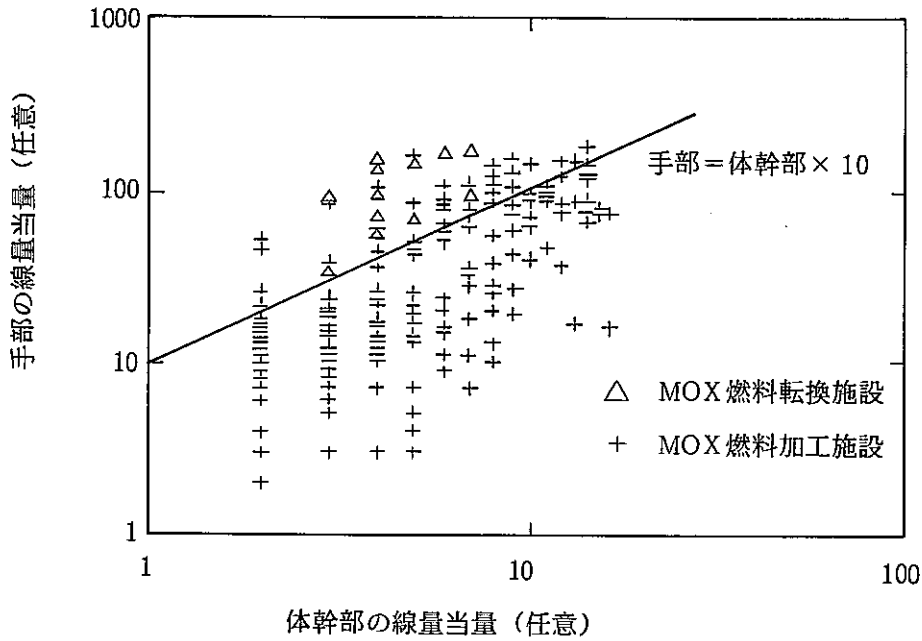


Fig. 3 グローブボックス作業者の体幹部と手部の線量当量 (r 線) の関係

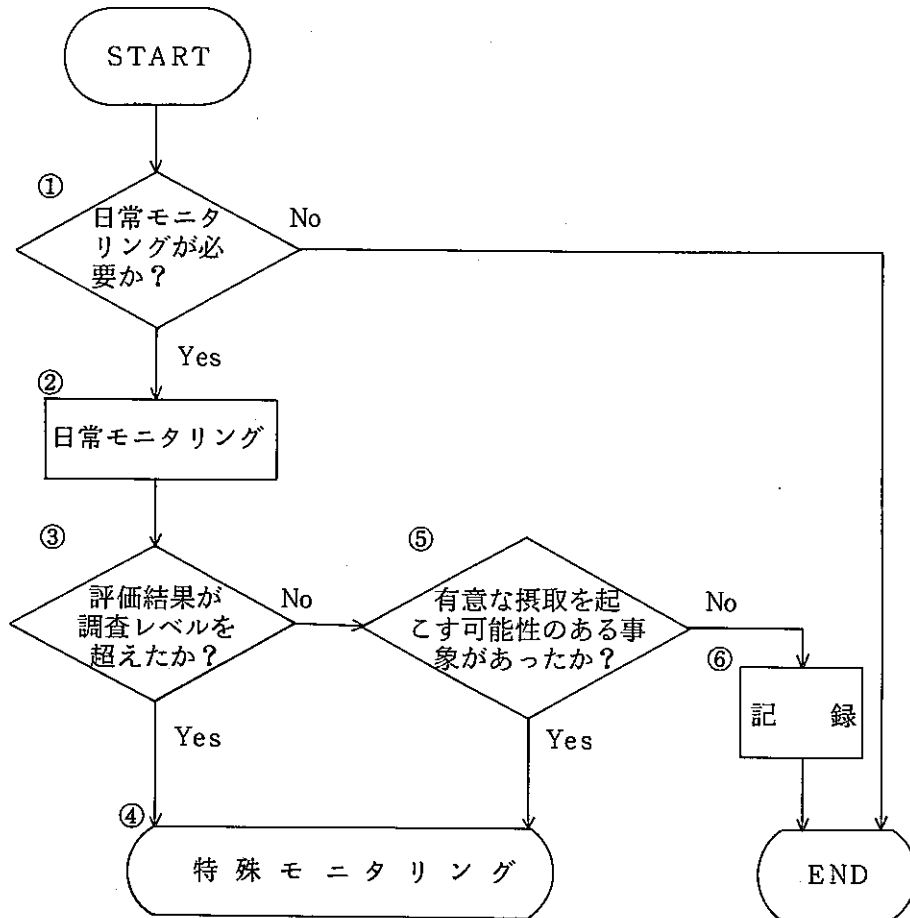


Fig. 4 内部被ばくに関する個人モニタリングのフローチャート

2. 中性子エネルギースペクトル及び線量測定法の確立

安全管理部 安全対策課 百瀬琢磨, 伴信彦, 二之宮和重

○Raweeun Choatcharoenrat

1. はじめに

プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料等を取り扱う核燃料施設では、 γ 線その他、中性子線に対する被ばく管理が重要である。特に、プルトニウム利用の拡大及び使用済燃料の高燃焼度化が進むにつれ、中性子線の被ばく管理及び効果的しゃへい対策等の重要性が一層増大すると考えられる。

これらを適切に行うため、作業環境の中性子線のエネルギースペクトルの測定とアルベド型TLDバッジの中性子線量評価精度の検討を行った。これらの研究は、昭和61年度より開始されたが、ここでは、これらの成果を総括する。

2. 中性子エネルギースペクトルの測定

過去3年間にプルトニウムの溶液、粉末、ペレット及び燃料集合体等を取り扱う工程を対象として、それぞれ代表的な作業環境において合計21点の中性子エネルギースペクトルを測定した。

測定には、封入ガス圧5気圧及び0.1気圧の球形 ^3He 検出器と、大きさの異なる4種類の減速材及びCd板で構成される球形減速材 ^3He 中性子スペクトロメータ¹⁾を用いた。エネルギー応答関数は、ANISNによる計算評価及び東大核研の標準場での校正により決定した。アンフォールディングには、NEUPAC及びSAND IIを用いた。

得られたスペクトルの例をFig. 1に示す。プルトニウム燃料の近傍でしゃへいの少ない条件では、主として、プルトニウムの自発核分裂及び $^{17}\text{O}(\alpha, n)^{20}\text{Ne}$, $^{18}\text{O}(\alpha, n)^{21}\text{Ne}$ 反応にによって放出される中性子線のピークと、散乱によって生ずる $1/E$ 減速成分が混在したスペクトルが観測された。線源の状態(溶液、粉末)、しゃへい条件(種類、厚さ)等によってスペクトル変化が認められたが、いずれの場合も数100 keV~数MeVの速中性子線が主な成分であり、線量当量に換算した場合、90%以上は15 keV以上の速中性子線の寄与であることがわかった。

3. アルベド型TLDバッジによる線量測定法

3.1 エネルギー応答関数の計算

アルベド型TLDバッジは、中性子線検出用に $^6\text{Li}_2^{10}\text{B}_4\text{O}_7$ (Cu)素子を用い、 γ 線補償用として $^7\text{Li}^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ (Cu)素子を用いている。まず、この2種類の素子の自由空間における中性子エネルギー応答関数をTanakaの方法¹⁾に基づいて作成された計算コード²⁾で求めた。次に、これらの素子をCdとSnのフィルタを有するバッジケースに収納し、人体表面から1cm位置に装着されたときの中性子エネルギー応答関数を3次元多群モンテカルロ計算コードMORSE-CG³⁾

を用いて計算した。計算に使用した人体モデルは、外形については電中研の中性子線用ファントム⁴⁾を、骨、肺及びその他の組織については、MIRD⁵⁾モデルを参考にしてCG方式で表現した。モンテカルロ計算で評価した各素子の中性子エネルギー応答関数（ r 線補償素子値を差し引いたもの）をFig. 2に示す。

計算で求めたアルベド型TLDバッジの中性子エネルギー応答関数を3種類の校正場即ち、(1)電総研の標準単色中性子場、(2)東大核研中性子標準場、(3)動燃東海の中性子測定器校正施設における実験値と比較した。(1)の結果をFig. 2に付記する。)各計算値と実験値の比は、1.0を中心に0.5～2.0の範囲に入っており、計算条件と実験条件が多少異なること及び実験値のもつばらつきを考慮すれば、計算値は妥当であると考えられる。

3.2. 線量評価式及び評価精度

TLDバッジの各素子の感度は、多少のばらつきを伴うのが通例である。線量評価精度を改善するためには、線量計算を行う際に線量評価式をできるだけ単純化して、各素子の計数値の相互の加算あるいは減算の回数を少なくし、誤差の伝播を少なくすることが重要である。このため、従来の3群の線量評価式（熱中性子、熱外中性子、速中性子）に代えて、2群の線量評価式（熱中性子、熱外中性子）を作成し、評価精度を検討した。この2群の線量評価式を以下に示す。

$$H_{th} = C_{th} (T_2 - T_3)$$

$$H_f = C_f \{ T_4 - T_1 - C_{th}' (T_2 - T_3) \}$$

但し、 H_{th} 、 H_f ：熱中性子、速中性子線量当量

$T_1 \sim T_4$ ：各素子の発光量（ ^{60}Co r 線 mR 換算）

C_{th} 、 C_f ：発光量－線量当量換算係数、 $C_{th} = 8.42 \times 10^{-3}$

C_{th}' ：素子4の熱中性子に対する感度を（ $T_2 - T_3$ ）の項で補償する係数；0.559

2で求めたエネルギースペクトル及び3.1で求めた応答関数から、本式における速中性子線に対するTLDバッジの線量当量校正定数 C_f の計算結果をFig. 3に示す。作業場所による C_f に大きな変化はなく、平均値の±30%以内でほぼ一定の値をとることが確かめられた。

3.3 ファントムのアルベドレスポンスの評価

アルベド型TLDの中性子感度は、ファントム（実際のモニタリングでは人体）のアルベドレスポンスに大きく依存することが知られており、線量計の校正の際には、ファントムの材質、形状等を標準化しておく必要がある。組織等価材料及び構造の検討や実際の着用条件に対する検討を行うため、スラブ状のファントムのアルベドレスポンスの測定を水、アクリル、組織等価溶液（ICRU球組成）等に対して行った。これらの結果をFig. 4に示す。さらに人体形状、材質を組織、骨、肺について模擬したファントムを製作し、着用部位に対するアルベドレスポンスの変

化を測定するとともに、JISで決められたr線用線量計校正ファントム（40×40×15cm アクリルスラブ）、X線診断用水ファントム等についてアルベドレスポンスを比較し、ファントムの標準化について考察した。

4. おわりに

前述したように、中性子の被ばく管理は今後ますます重要になると考えられ、被ばく線量評価精度の向上はもちろん、より一層の中性子被ばくの低減化についての努力が払われるべきである。このためには、施設の設計、運転管理、放射線管理、個人被ばく線量測定等の各担当部署の緊密な協力が不可欠である。

また、1990年に予定されているICRPの新勧告では、中性子の線質係数の見直しが行われる可能性があるとも言われており、今後これらの動きに注意を払いながら、マイクロシメトリー技術の開発等、新たな技術課題に対する研究を展開していくことが重要である。

参考文献

- 1) S. Tanaka et al : Nucl. Instr. Meeth 140 (1977) 395
- 2) H. Hashikura et al : J. the Fac. of Eng. Tokyo Univ. (B)
- 3) M. B. Emmeth : ORNL-4972 (1975)
- 4) 石田健二郎 : 電中研究報告 TN86009 (1986)
- 5) W. S. Snyder et al : MIRD pamph No.5 (1969)

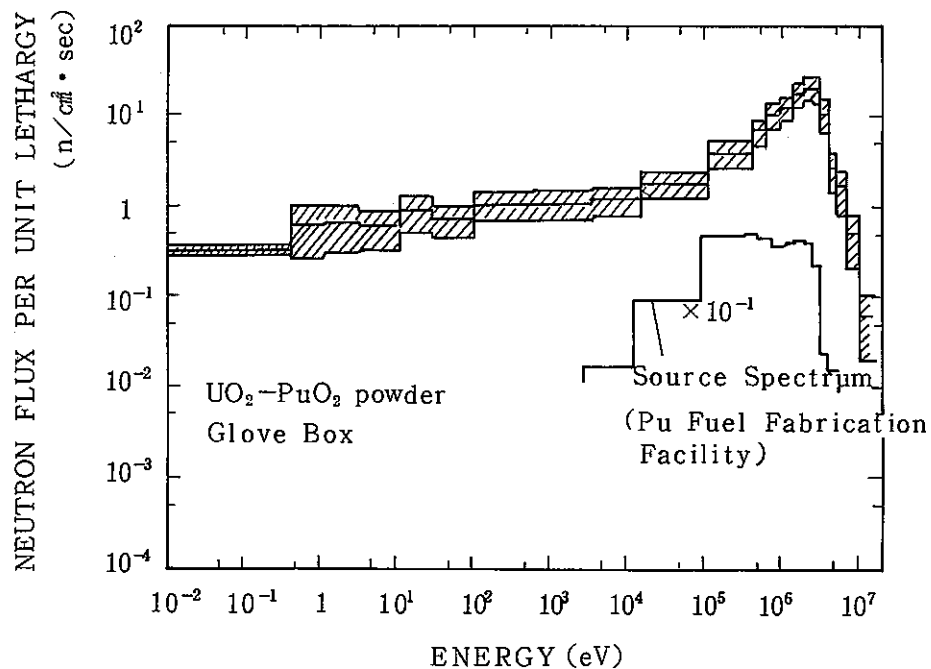


Fig. 1 核燃料施設の作業環境のエネルギースペクトル

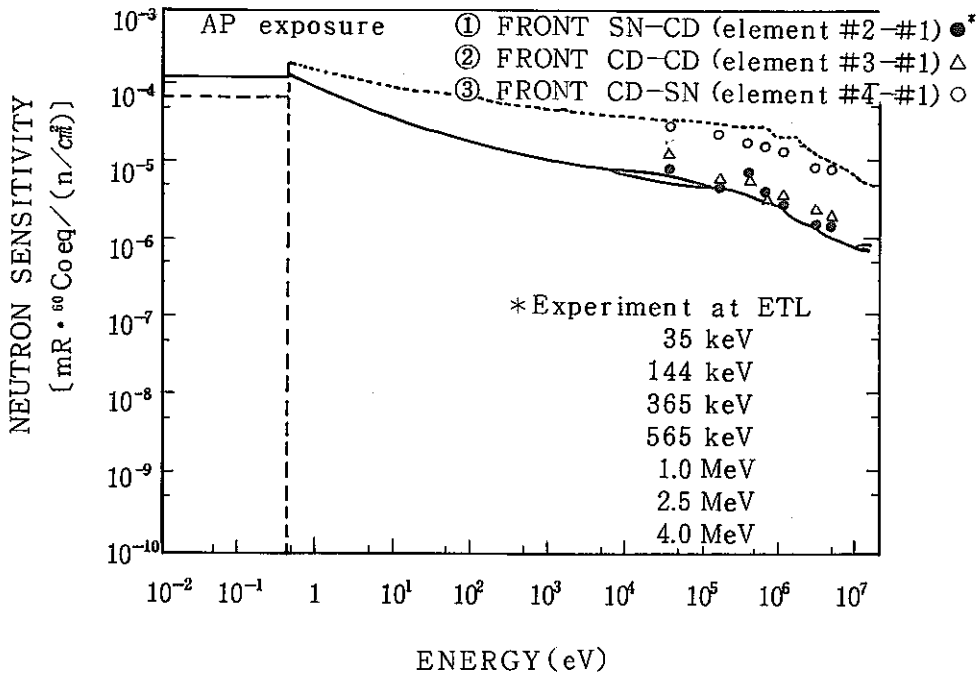


Fig. 2 TLDバッジのエネルギー応答関数

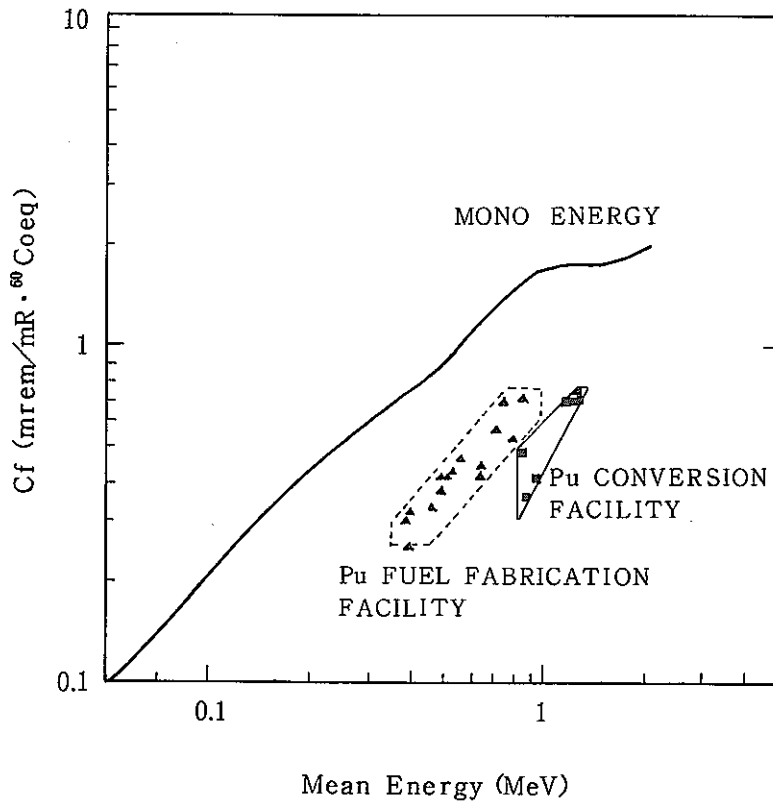


Fig. 3 中性子の平均エネルギーに対するTLDバッジの校正定数

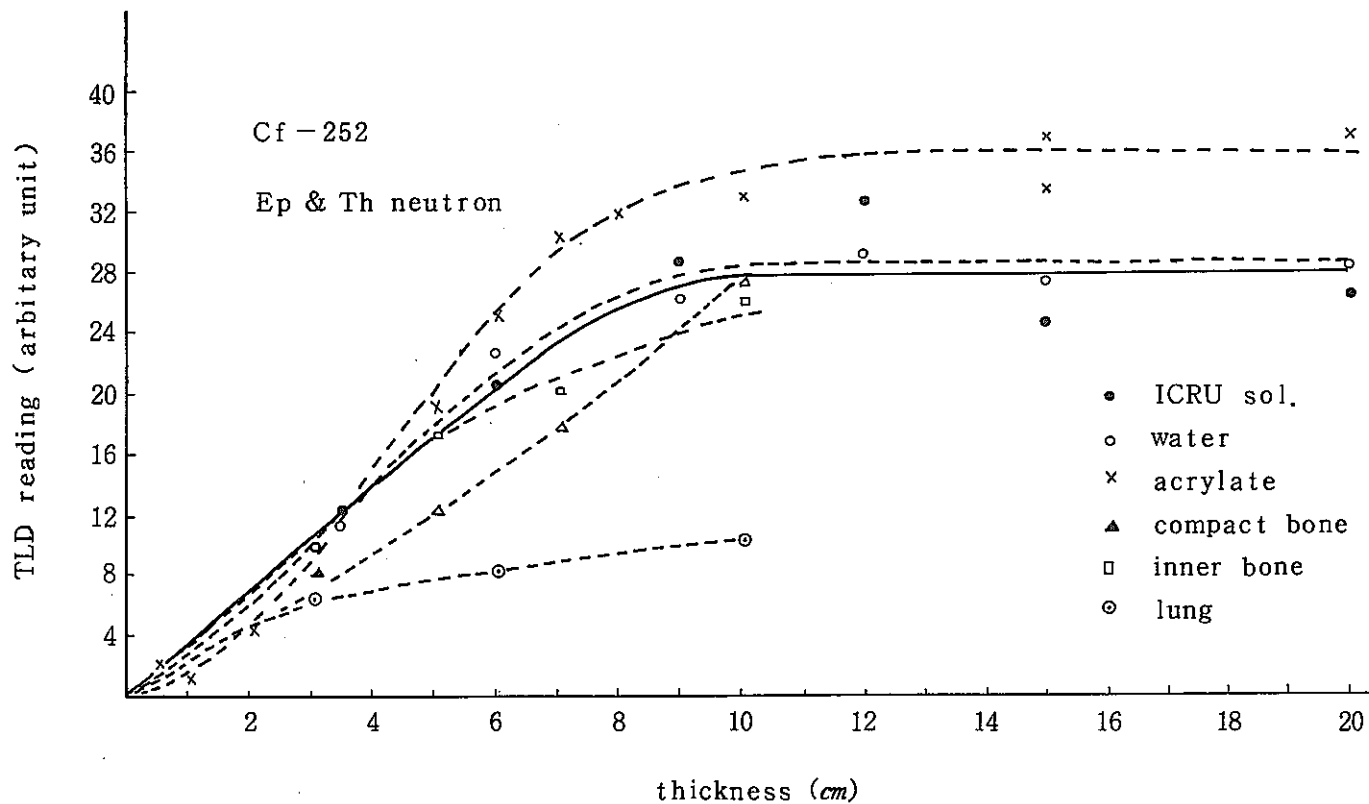


Fig. 4 組織等価物質のアルベドレスポンス

3. 被ばくデータの解析及び最適化の検討

安全管理部 安全対策課 百瀬 琢磨, 〇伴 信彦, 二之宮和重

1. はじめに

「放射線防護の最適化」（以後、「最適化」と呼ぶ）は、経済的・社会的要因も考慮に入れた上でどこまで被ばくを低減すべきかを考えることであり、ICRP勧告の中心的概念である。核燃料施設においても、技術的には十分低いレベルにまで被ばくを低減することが可能になった現在、防護方策の決定における「最適化」の重要性が大きくなっている。本研究では、「最適化」を実務に導入するための基礎情報を提供することを目的として、①「最適化」の概念の整理、②被ばくデータの統計解析、③核燃料における「最適化」の事例研究を実施する。

2. 「最適化」の一般的手順

研究の第一段階として、ICRPタスク・グループのレポートを中心に、「最適化」の考え方及び手順について文献調査を行った。

「最適化」は一般に、計画段階で行われるものと運転段階で行われるものに分けられる。例として、計画段階における「最適化」の手順を図1に示す。図中の「ファクター」とは、集団線量や金銭的費用、防護衣の不快感など、最適化を行う際の要素となるものである。

3. 被ばくデータの統計解析コードの整備

図1に示すように、「最適化」では、ファクターを放射線防護に直接関連するものと直接は関連しないものに分類し、前者のみを考察の対象とする。放射線防護に直接関連するファクターのうち、被ばく線量はどんな場合でも考察の対象となる最も重要なファクターである。そこで、第二段階として被ばく線量分布を統計的に解析するためのコードを整備し、それをを用いて「最適化」における被ばく線量の扱い方について検討することとした。計算コードの機能としては、個人線量データと線量の階級幅を入力し、種々の分布モデルへの適合性を調べるものである。このコードは現在作成中である。

4. 核燃料施設における「最適化」の事例研究

「最適化」の核燃料施設への適用の可能性を検討するためには、実際に事例研究を実施することが必要である。これまで運転段階についての事例研究は比較的行われているが、計画段階についての事例研究はほとんどないため、本研究においては後者を試みることにした。事例としては、プルトニウム燃料施設におけるグローブボックスの遮蔽設計を選定した。

放射線防護に直接関連するファクターとしては、①作業者の実効線量当量、②防護のための金銭

的費用、③鉛エプロンの着用に伴う不快感を考えた。基本的な設計はプルトニウム燃料第二開発施設の粉末工程を想定したが、計画段階という仮定であるため、被ばく線量はすべて計算により求めることとした。「最適化」においてはできるだけ現実的な評価が必要とされるため、被ばく線量の計算には2次元のDOTを用いることとした。計算モデルを図2に示す。計算において変化させるパラメータは、鉛アクリルの厚さ（有無）、鉛エプロンの有無、ポートカバーの有無である。このモデルに基づき、現在計算を行っている。

5. おわりに

「最適化」についての研究はまだ緒についたばかりであり、本年度は「最適化」の基本的概念の整理および検討事例の選定に時間をさいた。以上の前提のもとに、来年度より具体的な分析等を実施する。

参考文献

- 1) G. A. M. Webb : Optimisation and Decisions in Radiological Protection,
A Report on the Work of an ICRP Task Group.
- 2) G. A. M. Webb et al. : Development of a General Framework for the Practical Implementation of ALARA, p123-126 in Optimization of Radiation Protection, Proceedings of a Symposium, IAEA Vienna, 1986.

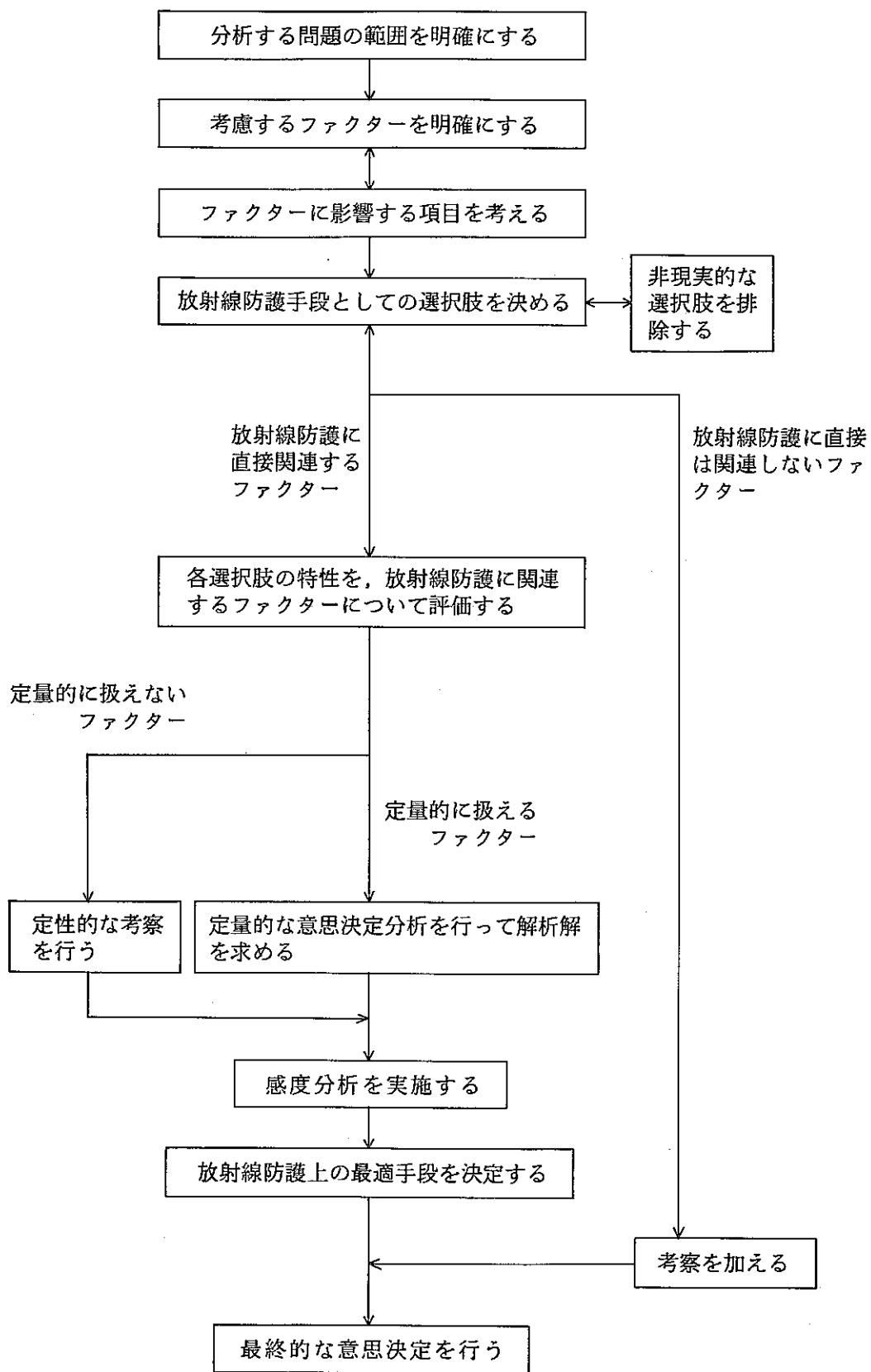


図1 計画段階における「最適化」の手順

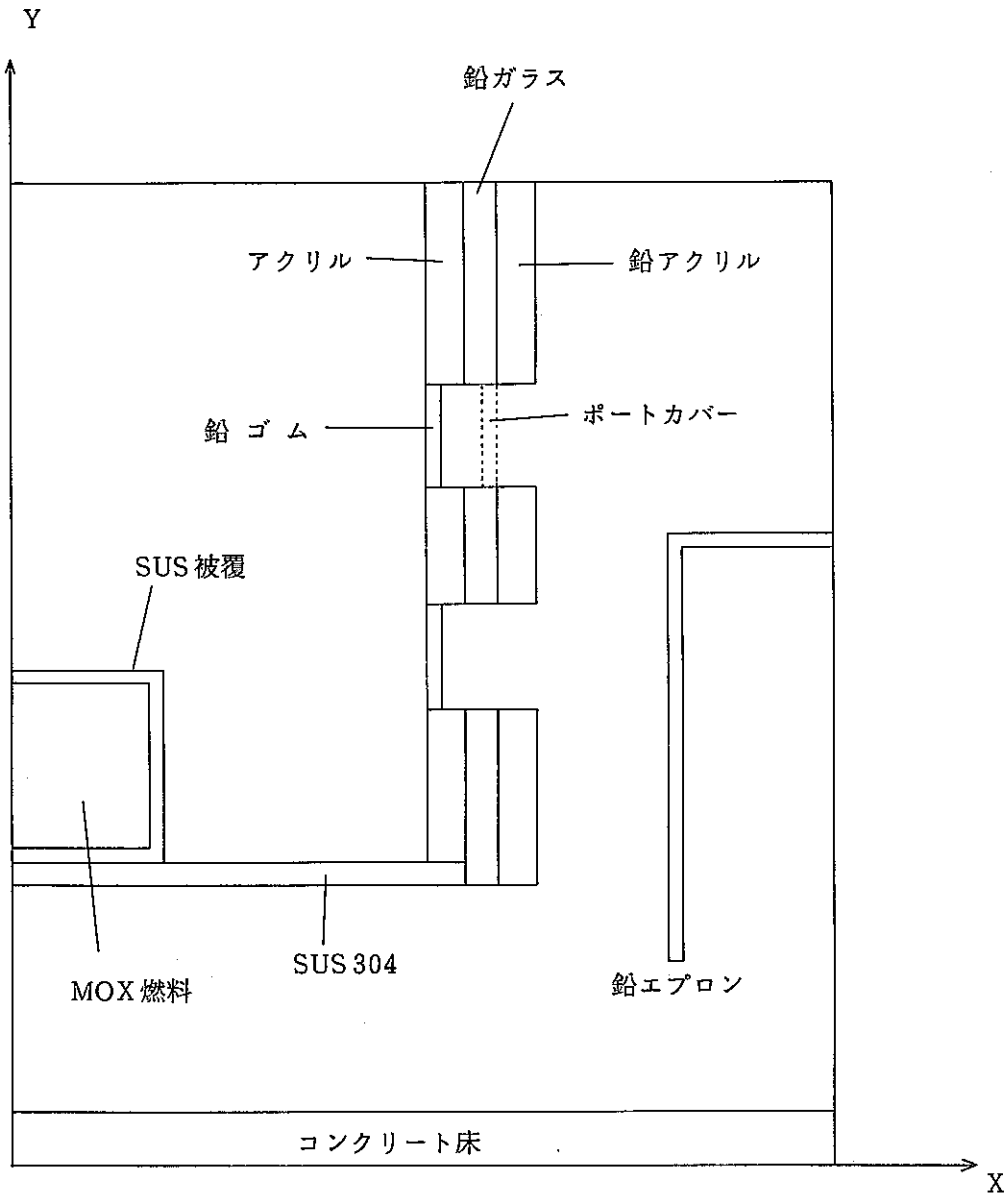


図2 2次元DOT計算モデル

4. 核燃料サイクル施設に係わる環境安全総合リスク評価手法

安全管理部 環境安全課 ○片桐裕実, 成田 脩

1. はじめに

原子力エネルギー利用が進むにつれ、使用済核燃料の再処理、廃棄物の処理・処分等が相対的に重要な位置づけを占めるようになり、長期的観点に立ってこれらの環境に与える影響を総合的に評価する必要性が言われている。

そこで、核燃料サイクル諸施設の平常運転に伴って放出される放射性物質（特に、 ^{99}Tc , ^{129}I , ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am 等の長半減期核種）に起因する人への影響について、環境安全評価技術を一般産業との関連も含めて総合的に調査・検討し、原子力利用の多様化、広域化に伴う環境安全評価上考慮すべき問題点を抽出することを目的としている。

本報告ではこれまで調査した内容のうち、リスクの相互比較とリスクのアクセプタンスに関する内容について報告する。

2. リスクとアクセプタンス

原子力を一般公衆の身近なものとしたのは、何と云っても広島、長崎に投下された原子爆弾との出会いと考えられる。以来、原子力＝原子爆弾、放射線（能）＝ガン＝死といった式が、マスコミの誤解を招く報道もあるが、一般公衆の心理の中に形づけられて来たと言える。近年、これまでの原子力反対運動とは若干形を異にする運動が盛んであるが、これも、もとを辿れば公衆の根底にあるこれらの恐怖心が、チェルノブイリ原発事故等によって複雑な技術に対する安全性への疑問をクローズアップされる同時に表面に現れてきたものと考えられる。

一方、近年、地球全体の気温上昇問題に対し世界的に研究が盛んになって来ているが、これはエネルギー問題を地球規模の環境問題と一対のものとして議論する必要性、つまり、それぞれのエネルギー源の持つリスクとその利用によって人類が受けるであろう利益を相対的に比較検討することの重要性を徐々に身近な問題として捉えようとする現れとも思われる。しかし、現実にはリスクを正確に把握すること、また、それぞれのリスクを相互比較してその重要性を判断するといったことは、一般公衆には非常に困難であり、また、個人の生活環境といった社会科学的条件等も影響し、必ずしも客観的に評価され、それが受容されているとは考えがたい。このリスクとアクセプタンスと言う点に対して、原子力発電を例にとると次のような比較方法が考えられる。

- ・原子力発電によるリスクと、自然現象によるリスクまたは人為的現象によるリスクのどちらかとの比較
- ・原子力発電を利用した場合のリスクと原子力以外の発電手段によるリスクとの比較
- ・原子力発電利用により保証される利益とコストとの比較

- 精神的傾向の心理学的測定
- 本質的問題の哲学的考察

3. リスクの知覚

人間の活動（炭鉱での採掘，医療行為，旅行，スポーツ等）に伴って発生する客観的，あるいは統計的なリスクに対して，政治や産業がリスクを管理し意思決定などを行う場合の指標として用いられるリスクレベルはアクセプタブルリスクと言われ，大衆が受け入れることの可能なリスクのレベルなら，その産業は社会に受け入れられると考えられる。しかし，現実には，客観的なリスクと一般大衆のアクセプタブルリスクの間にはギャップがある。

一般大衆がリスクを受容する際には，問題とされる障害の死亡率の大きさ，影響出現の迅速性などいろいろの因子に影響される直観的な「これは嫌だ」，「これはいい」と言った反応に支配されると考えられる。

このように，客観的なリスクと一般大衆のアクセプタブルリスクの間にはギャップがあり，その受容性の研究が重要になるが，そこには次のような限界がある。

- リスクのディメンジョン（定量化に際しての事象の捉え方：人工的または自然発生，自発的または他発的）
- 時間単位（時間当たりで見ると年当たりで見ると）
- 当事者は誰か（影響を受ける集団の大きさ，社会的地位，政治力等による受容レベルの変化）
- アクセプティブルリスクとアクセプタブルリスクの違い
- 個人の意思決定過程

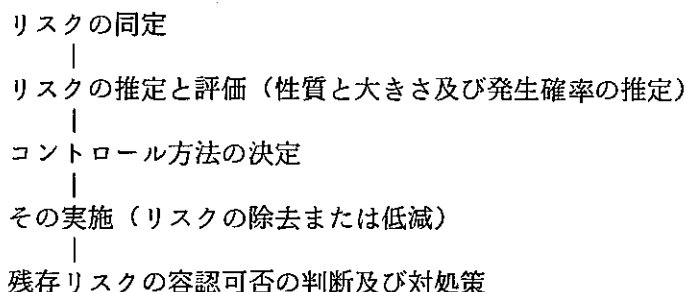
人間はリスクを感覚で捉えているが，異なった集団に対しリスクの知覚測定を行うと，以下のようリスクは大きいと知覚されている。

- よく知らないリスク
- 人工的リスク
- 自発的でなく受けたリスク
- すぐに発現するリスク 等

4. リスクの管理

人間の活動には必ずリスクがつきまとうが，人が一番問題とするのは産業活動によって生ずるリスクであり，産業界としてはそのようなリスクをコントロールする必要がある。

このコントロールに関して，個人，企業，政府等いろいろな人が決定に関与するが，この過程をリスク管理と言い，次のような図式で表わされる。



リスクの受容についてはさまざまな要因に影響を受けるが、リスクの管理においてもそのリスクが受容されるかが問題となる。特に、社会的リスク（多人数が影響を受けるといったリスク）を問題とすることが重要であり、そのリスクの上限、下限、受容可能レベルの設定を決めることが必要となる。

リスクの受容に関する定量的ガイドラインの例として、個人に対するリスクの範囲は一般的に以下のように言われている。

〔個人に対するリスクの範囲の容認〕

個人に対する死亡のリスクとして $10^{-3} \sim 10^{-6}$ /年

5. おわりに

本調査研究は、核燃料サイクル施設の環境安全評価を行って行く上で今後どのような方向を目指した研究が必要となってくるかを検討することにある。今回報告するリスク評価の考え方の一部は、一般産業における環境問題と原子力開発における環境問題をどのように相互比較して捉えることが出来るかという観点から行った検討であるが、今後、環境安全面から原子力問題（施設設計等も含め）を捉えていく必要があるものと考えられる。

5. 原子力安全に係るPAの考え方の調査研究

安全管理部 環境安全課 ○石田順一郎, 成田 脩

1. はじめに

廃棄物処理問題を含め、原子力の健全な開発を進めるうえで、周辺住民の十分な理解を得ることがプロジェクトの推進に必要不可欠であるが、昭和61年に発生したチェルノブイル原子力発電所の事故等の影響から、PA問題は、原子力施設とは直接的な利害関係のない都市部の人達をも巻き込み、これまで以上に重要な位置づけを占めるようになってきている。

本報告は、昨今話題となっているPA問題の中から、特に、環境安全上重要な事項に焦点をあてて実施した調査結果を取りまとめたものである。

2. これまでの活動経緯

PA問題が高まるにつれ、これまで、環境安全課では以下に示す諸活動を実施しながら一般公衆の考え方に関する情報を収集してきた。

- 1) とかち '87先端産業展へ出展：北海道帯広市（1987年10月28日～30日）
- 2) 夏休みおもしろ科学館へ出展：東京都町田市（1988年7月28日～8月2日）
- 3) 旭川 '88生活と情報化展へ出展：北海道旭川市（1988年9月29日～10月2日）
- 4) 女子従業員に対する原子力研修講座の講師（1988年12月14日～15日）
- 5) PA検討委員会での活動「パンフレット作成」(1988年9月～12月)
- 6) 青森市民生協「核燃料サイクル施設問題学習会」へ出席：青森県青森市
(1988年12月23日)
- 7) 北海道技術ビジネス交流会へ出展：北海道札幌市（1989年1月20日～21日）
- 8) 原子力に関する国際シンポジウムへ出席（1989年1月26日）
- 9) NHK取材対応（1989年3月1日～10日）
- 10) PR映画「新技術（仮題）」シナリオ製作取材協力（1989年3月23日）
- 11) その他（テレビ、新聞等からの情報収集）

3. 一般公衆の原子力に対する考え方

1) 一般の人の考え方

(1) 賛成者

① とにかく原子力発電を進めるしかない。

(2) 部分的賛成または部分的反対者

① 原子力発電は良いが、廃棄物が出てくるのは良くない。

- ② 原子力発電は心情的には好きではないが、当面、頼らざるを得ない。
- ③ 他の町に原子力発電所があるのは良いが、自分の住んでいる近くに作られるのはいやだ。
- ④ 無くては困るものなのだから、しかたがない。

(3) 反対者

- ① 絶対安全というものはない。万一、爆発事故でも起きたらとりかえしが見つからない。

2) 一般の人の疑問

(1) 放射線、放射性物質について

放射性物質の蓄積、人体への影響、自然放射線と人工放射線、放射線等の単位、測定法等

(2) 核燃料サイクル施設について

放射性廃棄物の処分法、事故時の安全性、事故が起こった場合に影響の及ぶ範囲、緊急時対応、安全審査のやり方（地震、飛行機の墜落の評価）等

(3) 原子力開発の進め方について

原子力開発の基本的な計画（日本・外国）、原子力の必要性、住民への説明法、データの公表等

4. PAの有り方について（これまでの情報収集の結果）

- 1) PAに王道はない。「事故を起こさない」・「安全運転をする」ということが一番効果的なPAである。また、もし、事故・故障が起きたら「隠さない」という姿勢も大事である。率直・丁寧に対応するスポークスマンを育成することも必要である。公衆に信用される努力が先ずは要求される。
- 2) 科学技術を論理的・客観的にとらえて論じることも大事ではあるが、原子力問題は相当複雑多岐にわたる巨大技術であるため、正確に論じれば理解が得られると言うものではない。また、受け入れやすくかみくだき、感覚的に理解できるようにしすぎても、何か隠してはいないかという危具を抱かせる結果となり、良い結果を得られない。技術的な説明と、感覚的な訴えとの両者を相手によって使い分けていくことが必要である。
- 3) 一般の人に対するPA手段として、平易な言葉を用いたTV、パンフレット等の活用が考えられる。平易などは、簡略化することではなく、明確に説明するということである。
新聞・TV・ラジオ等のマスメディアの活用、医者・教員等の地域の公衆とのパイプ役に情報を与えることも効果的なPAとなる。
- 4) 原子力施設関連の事故・トラブルに関して、誰にでも理解されやすい判断基準を構築することが必要である。

5. 現在及び今後の活動計画

1988年12月27日～1989年7月31日までの契約で、財団法人政策科学研究所（以下、政策科研）に対し、「原子力に係るPAの考え方の調査」と題して、委託研究を実施している。政策科研では、熊取敏之氏を委員長とする委員会を組織し（大学・研究所・電力等の専門家から構成）、活動を実施している。主な活動テーマは以下のとおりである。

1) 一般情報収集及びその取りまとめ

① 原子力に関する国民の意識調査結果の収集と解析

各種の世論調査（総理府・新聞社・NHK等の調査）、公開ヒアリングのQ&A等

② 原子力に関する新聞情報の収集と解析

一般記事、科学解説、論説、社説等

③ 環境PA用語解説集の作成

①及び②をベースに基本的な用語を選定し、平易な解説集を作成する。

2) 原子力施設関連事故の環境への影響についての取りまとめ

チェルノブイル原子力発電所での事故等、環境へ放射性物質の漏洩があった事故について発生年月、キーワード、事故概要、対応・対処の内容、環境・公衆への影響等について取りまとめる。

3) 話題性のあるテーマについての取りまとめ

① セラフィールド地域における白血病の発生

② ロッキーフラットのPu工場からのPu漏洩及びその後の疾病

③ ハンフォード原子力施設の労働者のガン死亡率

④ TMI事故後の新生児死亡率

⑤ ブラジル、インド、中国の自然放射線が高い地域における疾病

⑥ ラドン問題ほか

6. 軟ベータ核種の分析手法の開発

安全管理部 環境安全課 ○住谷 秀一, 林 直美, 片桐 裕実, 成田 脩

1. はじめに

近年、高レベル及び低レベル放射性廃棄物の処理・処分、回収ウランの利用等に伴う長期的な観点から、これまで被ばく評価上注目する必要が無かった軟ベータ核種についても環境中での挙動を把握しておくことが重要になって来ている。

このことから、①長半減期核種であること、②使用済燃料中のインベントリーが比較的大きいこと、③海産生物への濃縮係数など移行係数が大きいこと、④今後、社会的に注目される可能性大きいこと等を考慮し、対象核種をTc-99, Ni-63, Se-79, Pm-147, Sm-151とし、分析手法の開発、環境中でのレベルおよび移行係数の把握等について調査を行うこととした。

今年度は、これらの核種の内、特にTc-99, Pm-147, Sm-151の分析手法について検討したので、その結果を報告する。

2. 分析手法の検討

(1) 環境試料中Tc-99の分析手法

環境試料として、テクネチウムの濃縮係数の高いとされる海藻と、フィールドでの濃縮係数を算出するために必要な海水を分析対象試料とした。

海藻中Tc-99の分析手法は、排水試料の分析法を応用し、海藻試料の前処理及び妨害元素の除去工程を追加したものであり、その分析手法を図-1に示す。

テクネチウムは比較的揮発し易い元素であり、前処理の乾燥及び灰化工程でのテクネチウムの揮発損失を防止する必要がある。このことから、生試料の乾燥温度及び灰化時の揮発防止剤の検討を実施した。その結果、乾燥温度については、従来実施してきている105℃の乾燥ではテクネチウムは揮発しないことが確認出来た。また、灰化時の揮発防止剤については、塩酸及びアンモニア水による処理について検討を行ったところ、いずれの場合も揮発を防止出来ることが確認出来た。しかし、塩酸処理については電気炉の腐食を考慮する必要があることから、実試料の前処理時にはアンモニア水を用いることとした。

また、追加した妨害元素の除去工程（水酸化鉄、炭酸カルシウム沈澱）において、テクネチウムの損失及び妨害元素の除去係数（DF）を調査したところ、テクネチウムはほぼ100%回収され、Am, Ba, Ru等のDFは20~200であった。このことからTBP-H₂SO₄-HF系による抽出工程におけるDFを考慮すると本分析法におけるDFは10⁵~10⁶になり、Tc-99の分析における精製として十分満足のいくものと考えられる。

本海藻分析法における分析回収率は、同一試料5件でTc-95mを添加し、実試料（3件）と

同様に並行分析を行い、 γ 線スペクトロメトリーにより求めた5件の回収率の平均値を用いることとし、Tc-99の測定は低バックグラウンドガスフローカウンタ（B. G. 1cpm以下、計数効率率31.6%）を用い、500分以上の測定を行うこととした。この分析手法における検出下限値は供試量0.5kg、測定時間500分で約38mBq/kg生（約1pCi/kg生）であった。

海水中Tc-99の分析手法は、放医研で検討された分析法と排水試料の分析法を組合せたものであり、その分析手法を図-2に示す。

海水中のTc-99は極めて低レベルであり、海水試料500～1000ℓの処理を行う必要がある。このことから、簡単にかつ迅速にテクネチウムを捕集する方法として、海水を直接陰イオン交換樹脂に捕集する前処理方法について検討した。その結果、6件の試験の平均捕集効率として約95%以上と高い効率で捕集出来ることが確認出来た。なお、1000ℓの処理時間は約30時間程度であった。

また、妨害元素の除去については、海水5ℓで安定元素（Sr, Ru等）を用いた除染係数の調査を行うと共に、実試料を分析した電着板を α 及び γ 線スペクトロメトリーで測定し、ウラン・トリウム系列の核種の除去状況の検討を行った。この結果、ウラン・トリウム系列の核種は本分析法において十分に除去出来ることが分かった。

本海藻分析法における分析回収率は、あらかじめTc-95mを添加した試料において回収率を求めておき、この回収率を以後の実試料の回収率とした。この方法で海水1000ℓを処理した場合の検出下限値は、低バックグラウンドガスフローカウンタで500分測定した場合約19mBq/ℓ（約 5×10^{-4} pCi/ℓ）であり、低バックグラウンド液体シンチレーションカウンタで500分測定した場合約34mBq/ℓ（約 1×10^{-3} pCi/ℓ）であった。

(2) Pm-147, Sm-151の分析手法

プロメチウム、サマリウム等の希土類元素は、その化学的挙動が類似しているため、通常行っている溶媒抽出法やイオン交換技法で同族間での有効な分離が難しい。このため、分離能を高め迅速に希土類元素を単離することを目的として、高速液体クロマトグラフ装置（High Performance Liquid Chromatography: HPLC）を用いた分析手法の検討を行った。

HPLCは、定量高圧ポンプ（2台）、濃縮カラム、分析用カラム、クーロメトリック検出器、データ処理装置、フラクションコレクタ装置から構成されている（図-3参照）。

環境試料への適用については、現在実施しているPu, Am分析との系統分析が有効と考えられ、分析回収率については、安定ネオジウムを用いHPLCにより分離したフラクションをICPで測定し求める。また、Pm-147, Sm-151の測定は、低バックグラウンド液体シンチレーションカウンタで測定することが有効であると考えられる。

3. 今後の課題

(1) 環境試料中Tc-99の分析手法

今回、海洋関係の試料（海藻、海水）について検討を行い、ほぼ分析法を確認することが出来た。しかし、分析回収率は並行分析等により得られた回収率を外挿して求めているため、同時に多数の試料を処理しなければならず、労度が大きい。

このことから、分析回収率の補正方法として、テクネチウムと化学的挙動の類似している安定レニウムを用いた補正方法について検討して行く必要がある。

また、陸上関係の試料（土壌、植物等）の分析法についても検討して行く予定である。

(2) Pm-147, Sm-151の分析手法

HPLCを用い、Pm-147の溶出時間範囲の確認及びAm, Cm等の妨害元素の影響を検討し、排水試料及び環境試料への適用を早急に実施する。

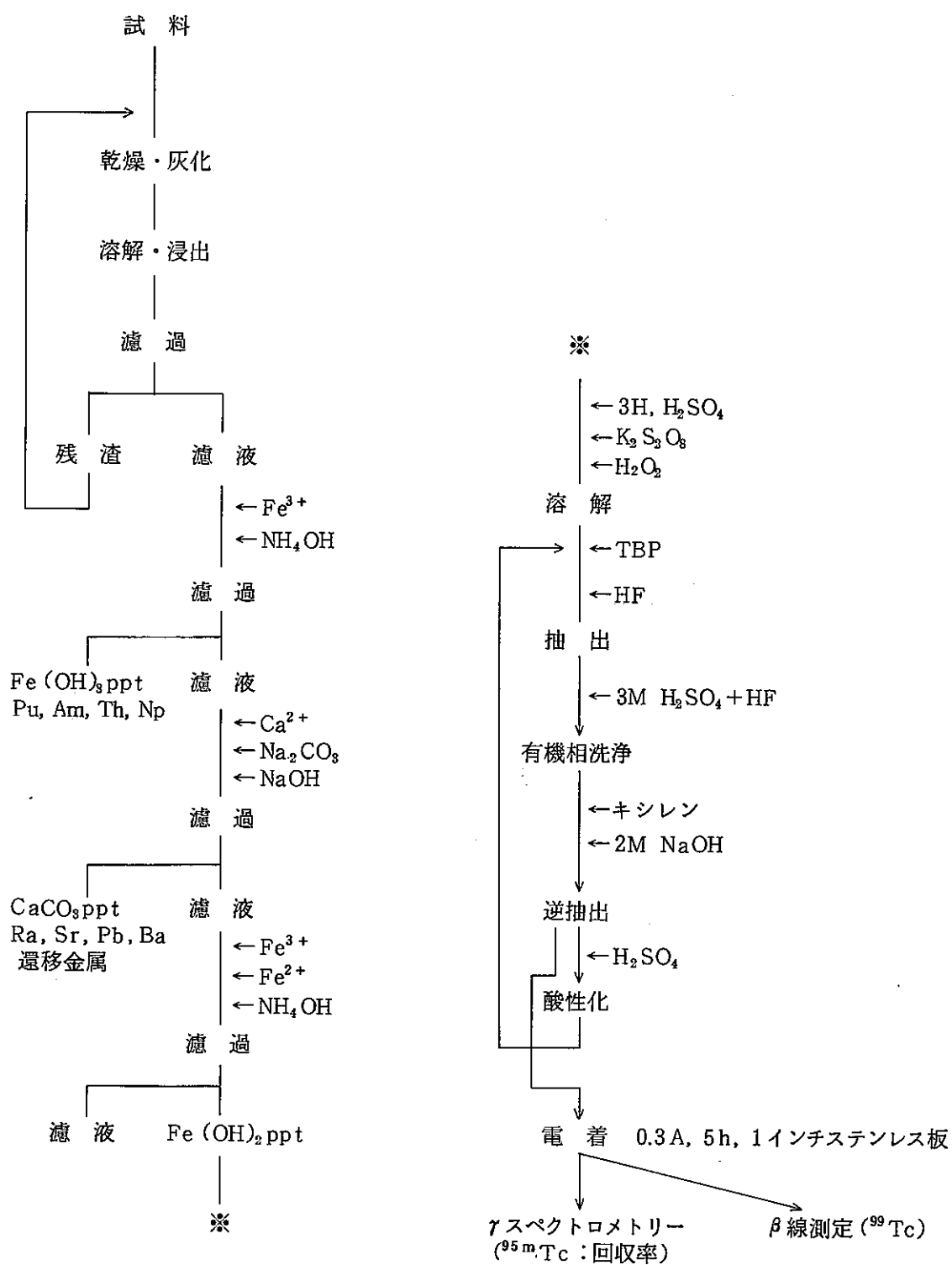


図 - 1 海藻中 ⁹⁹Tc 分析法

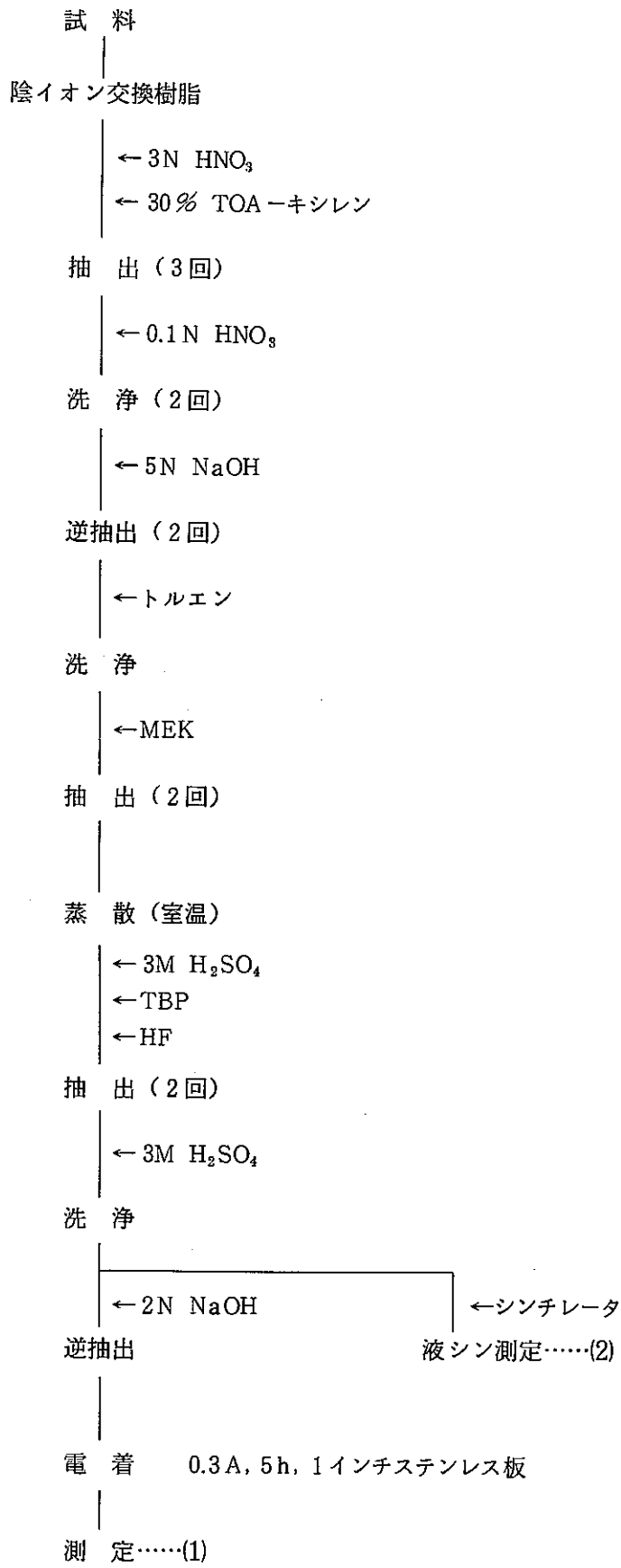


図-2 海水中⁹⁹Tc分析法

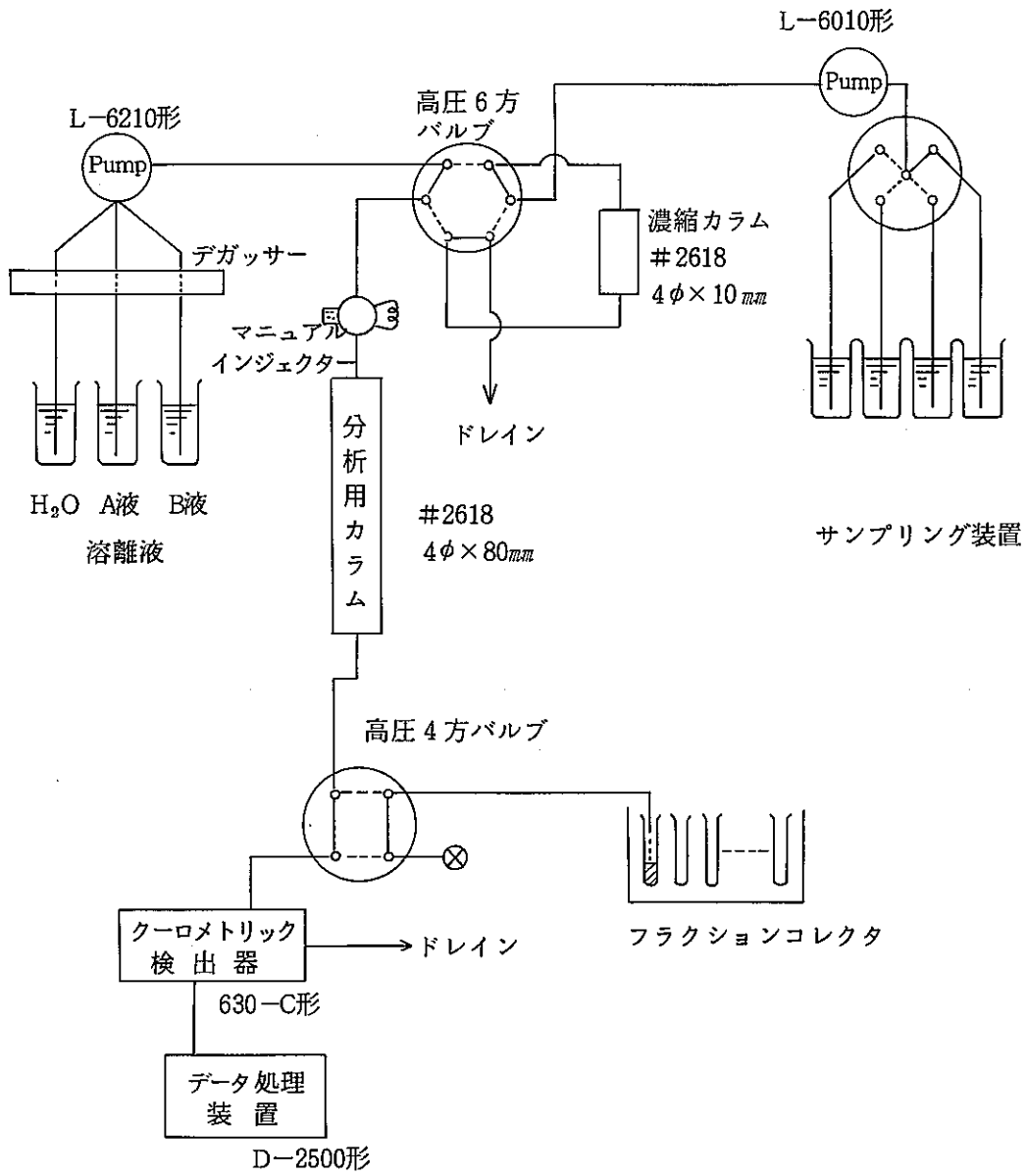


図-3 高速液体クロマトグラフ装置の構成概念図

7. フィルタ性能評価技術の開発

安全管理部 放射線管理第一課 ○郷田 正, 藤田 元一, 松本 盛雄, 関 昭雄

1. はじめに

核燃料物質使用施設等の排気設備用高性能エアフィルタの性能評価試験は、 $0.3\mu\text{m}$ のHOT - DOP（単分散フタル酸ジオクチル粒子）により行われている。

昨今、半導体産業の発展に伴い、エアロゾル測定技術が飛躍的に向上し、 $0.01\mu\text{m}$ 程度の粒子の測定・評価が可能となり、高性能エアフィルタの捕集効率が最小となる粒径は、 $0.1\mu\text{m}$ 前後であると言われている。

また、科学技術庁において高性能エアフィルタの現場試験法の検討が進められており、これに伴って、動燃内においても現場試験法の検討が必要となってきた。

以上のことから、東海事業所安全管理部において、 $0.1\mu\text{m}$ 前後の粒子に対するフィルタ性能評価方法と、現場試験方法を確立するため、フィルタ性能評価技術の開発を行っている。

本報告では、フィルタ性能評価技術の開発の実施方法と、昭和63年度の実施結果について述べる。

2. 開発の目的

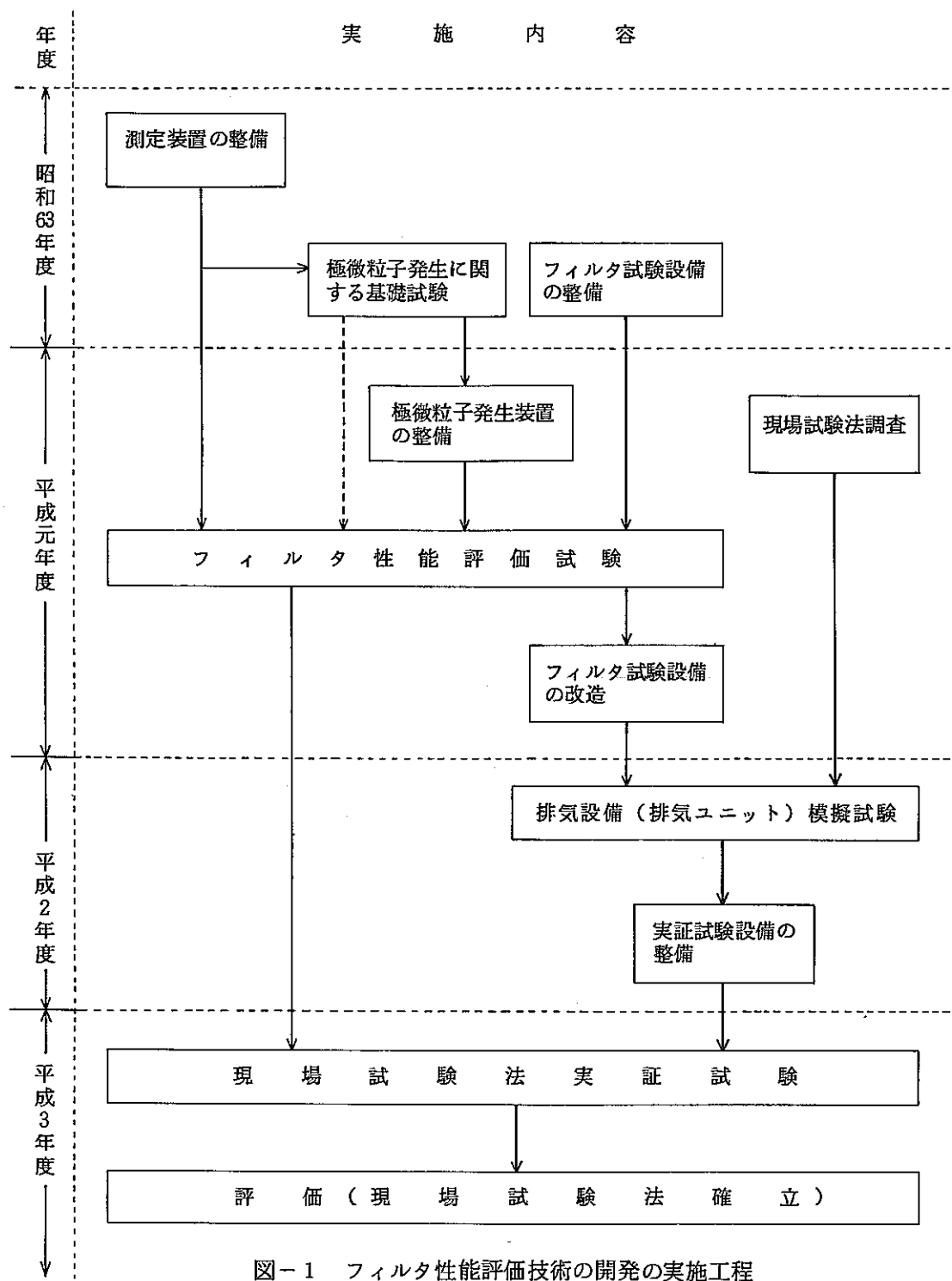
核燃料物質使用施設等で使用されている高性能エアフィルタの特性の把握と高性能エアフィルタ実装状態での現場における排気設備（フィルタユニット部）の性能評価試験方法の確立を目的とする。

3. 実施方法

高性能エアフィルタの特性の把握と、現場における排気設備の性能評価試験方法を確立するため次に述べる開発及び検討が必要である。

- ① エアロゾル粒子（ $0.1\mu\text{m}$ 以下）の測定方法の検討及び測定装置の整備
- ② エアロゾル粒子（ $0.1\mu\text{m}$ 以下）の発生技術の開発及び発生装置の製作
- ③ フィルタ性能試験用設備の検討及び整備、並びに高性能エアフィルタの特性試験
- ④ エアロゾルのサンプリング法の評価、並びに現場試験

これらの開発及び検討を次に示す工程で実施している。



また、年度ごとの実施目標は、次のとおりである。

- 昭和63年度： 測定装置の整備，フィルタ試験設備の整備，及び極微粒子発生に関する基礎データの把握
- 平成元年度： 極微粒子発生装置の製作，及びフィルタ特性の把握
- 平成2年度： 排気ユニットの特性把握，及び排気ダクト内エアロゾルサンプリング法評価
- 平成3年度： 現場試験法の確立

4. 昭和63年度の実施内容

(1) 測定装置の整備

昭和63年度までに、レーザ光散乱粒子測定器（LPC）、凝縮核粒子測定器（CNC）、静電式エアロゾル分級器（DMA）等を購入・設置し、測定システムの整備を図った。

これにより、測定できるエアロゾルの粒径範囲が $0.01\mu\text{m}$ ～ $0.5\mu\text{m}$ となり、フィルタ性能評価試験で必要としていたエアロゾルの粒径範囲を満たすことができた。

整備した測定システムの構成を図-2に示す。

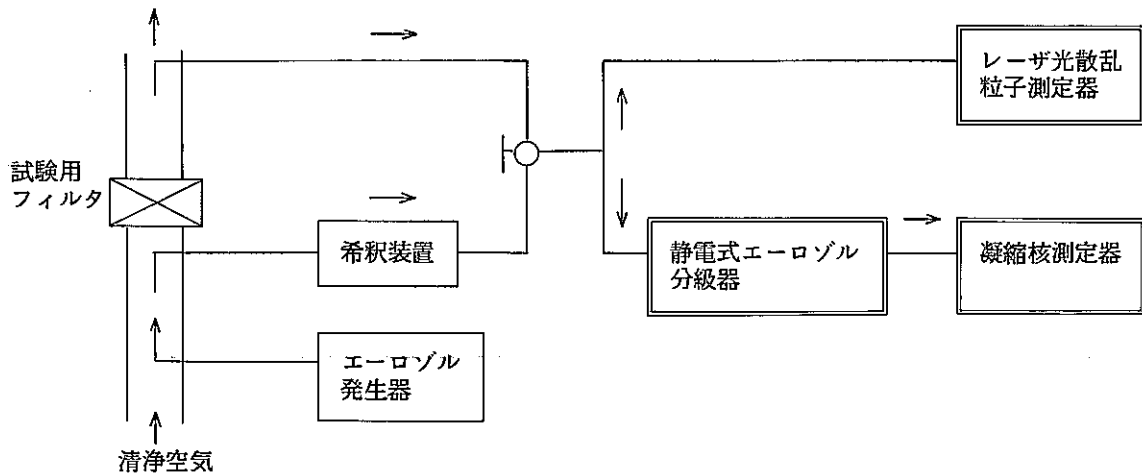


図-2 エアロゾル測定システムの概要

(2) 極微粒子に関する基礎試験

$0.1\mu\text{m}$ 以下のエアロゾル粒子の発生が従来のアトマイザ方式では発生が困難なため、金属等を燃焼し、ガスを発生させ、そのガスを冷却凝縮させる発生方法（燃焼冷却凝縮法）を検討した。

燃焼冷却凝縮法を検討するため、基礎試験装置を組立て、試験を行った結果、 $0.1\mu\text{m}$ 以下のエアロゾルの発生を確認することができた。

現在、極微粒子発生装置を製作するための発生条件を求める試験を実施中である。

基礎試験装置の概要を図-3に示す。

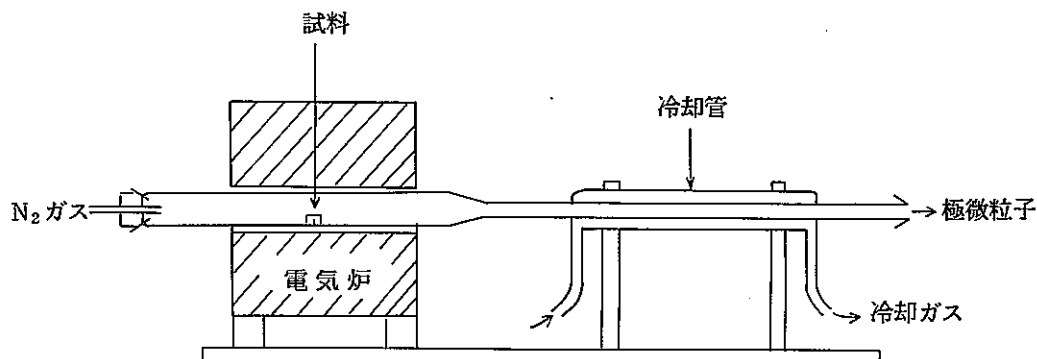


図-3 極微粒子発生基礎試験装置の概要

(8) フィルタ試験設備の整備

フィルタの試験する設備について検討を行い，設計・製作を実施し，試験設備について整備を図った。

フィルタ試験設備の概要を図-4に示す。

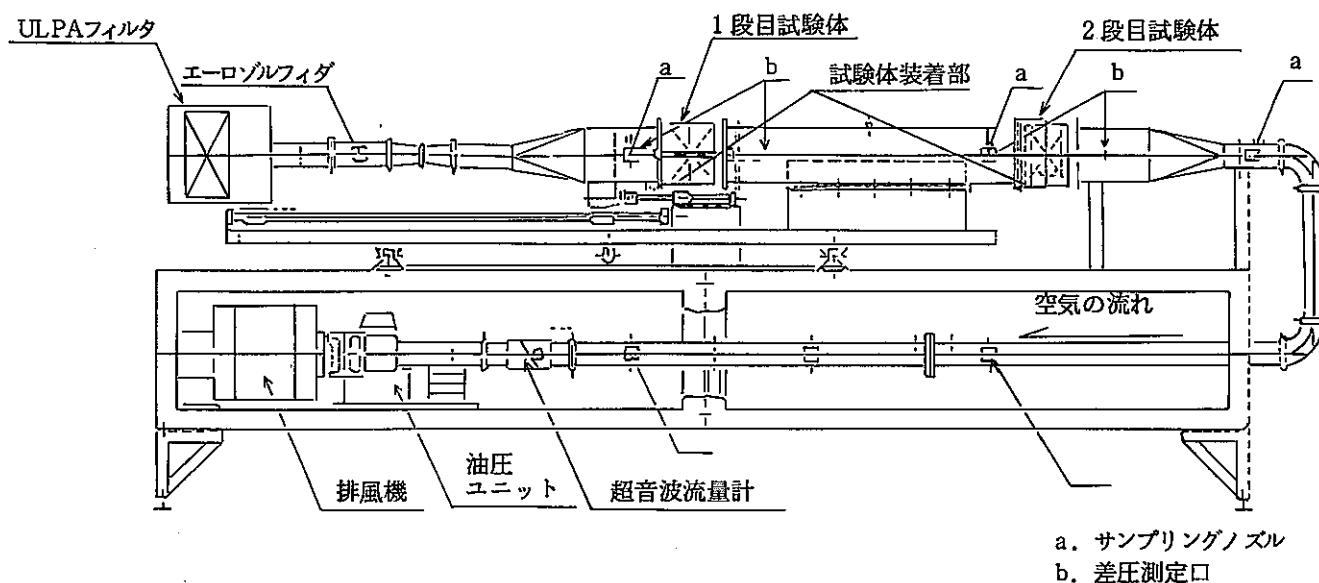


図-4 フィルタ試験設備の概要

5. まとめ

フィルタ性能評価技術の開発は，試験計画に基づき昭和63年度までに試験設備及び測定システムの整備を行った。平成元年度では，63年度に整備した試験設備や極微粒子発生基礎試験装置を用いてフィルタ性能試験の予備試験を開始する。併せて極微粒子発生装置を製作し，本格的なフィルタ性能評価試験を実施する。

8. 実効線量当量測定法の確立

安全管理部 放射線管理第一課 ○永井 博行, 小嶋 昇, 宮部 賢次郎, 赤津 康夫, 関 昭雄

1. はじめに

ICRP Pub. 26の国内法令導入による法令改正に伴い、平成元年4月から放射線防護のための線量測定は1 cm線量当量等で実施されることになる。 γ (X) 線においては、既に1 cm線量当量を直読できるサーベイメータも実用化されているが、従来から使用している電離箱式サーベイメータ等では照射線量の測定を目的としているため、そのエネルギー特性が1 cm線量当量レスポンスとは対応しておらず、 γ (X) 線のエネルギーによっては直接1 cm線量当量を測定することができない。そのため、1 cm線量当量対応型測定器と従来から使用している照射線量用電離箱式サーベイメータ及び γ 線エリアモニタとの比較測定を実施し、東海事業所の各施設の代表的な作業環境における1 cm線量当量の評価方法について検討を行った。

2. 測定条件

(1) 測定場所

測定場所は、1) 定常的に作業を行い、かつ γ 線による被曝が大きいと考えられる場所、2) 遮蔽条件の異なる場所、3) 放射性物質の種類・形状・組成・取り扱い条件が異なる場所、などに着目して各施設より選定した。

(2) 測定機器

測定に使用した機器を以下に示す。Fig.1に1 cm線量当量対応型電離箱式測定器及び従来から使用している電離箱式サーベイメータのエネルギー特性を示す。

1) 1 cm線量当量対応型測定器

① 1 cm線量当量対応型電離箱式測定器 (ネスコ: 808-DDE)

2) 従来から使用している測定器

① 電離箱式サーベイメータ (ネスコ: 808A, 応用技研: AE-133)

(3) 測定方法

測定は、測定場所に三脚を設置し、これに1 cm線量当量対応型電離箱式測定器、電離箱式サーベイメータ及び γ 線エリアモニタを交互に取り付け、指示が安定してから指示値を読み取る方法で行った。ただし、 γ 線エリアモニタについては、三脚に専用治具を使用して取り付けた。

3. 測定結果及び検討

各施設における1 cm線量当量率と照射線量率の測定を実施した。1 cm線量当量率と照射線量率との比（以下、線量比という）は、測定場所によって異なっており、0.95～1.50であった。線量比の違いは、放射性物質の種類や遮蔽条件の違いによる γ 線のエネルギーの違いのためである。プルトリウム燃料開発施設における測定結果をTable.1及びFig.2に示す。

プルトリウム燃料取り扱い場所において、その場所の γ 線がAm-241からの γ 線だけでなく、ウランなどの放射性物質の含有やグローブボックス表面の含鉛ガラス等によって γ 線エネルギーが変化するために、線量比は0.95～1.50となった。また、グローブボックス表面から数十cm離れた測定点においては、前面の含鉛ガラス等の有無による差は見られなかった。これは、グローブポート部及び遮蔽体が設置されていないグローブボックスからの低エネルギーの γ 線が寄与するためである。

一方、再処理工場やウラン濃縮施設等のプルトリウム燃料を取り扱わない場所では、FPやウラン等を取り扱っており、それらから放出される γ 線のエネルギーは比較的高く、遮蔽条件等に関係なく線量比が1.0付近であった。

以上のように線量比は測定場所によって異なるため、従来から使用している電離箱式サーベイメータ等を用いての1 cm線量当量測定に使用する1 cm線量当量（率）－照射線量（率）換算係数（以下、換算係数という）も測定場所ごとに異なり、実際の放射線管理に使用するためには施設あるいは区域毎に決定する必要がある。区分けは作業環境の γ 線エネルギーを考慮すると、主としてプルトリウム燃料を取り扱う場所とそれ以外の場所とすることができる。今回の測定結果より、従来から使用している電離箱式サーベイメータの換算係数は、808A、AE-133ともプルトリウム燃料取り扱い場所で1.3、それ以外の場所で1.0を用いれば良いことが判った。

Table.2に従来から使用している電離箱式サーベイメータの換算係数を示す。

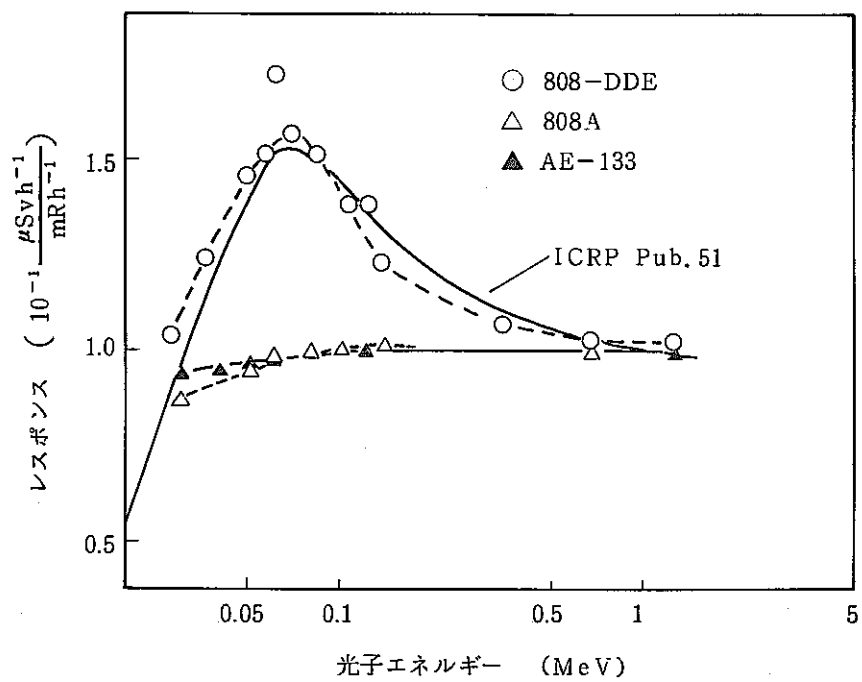


Fig. 1 測定機器のエネルギー特性

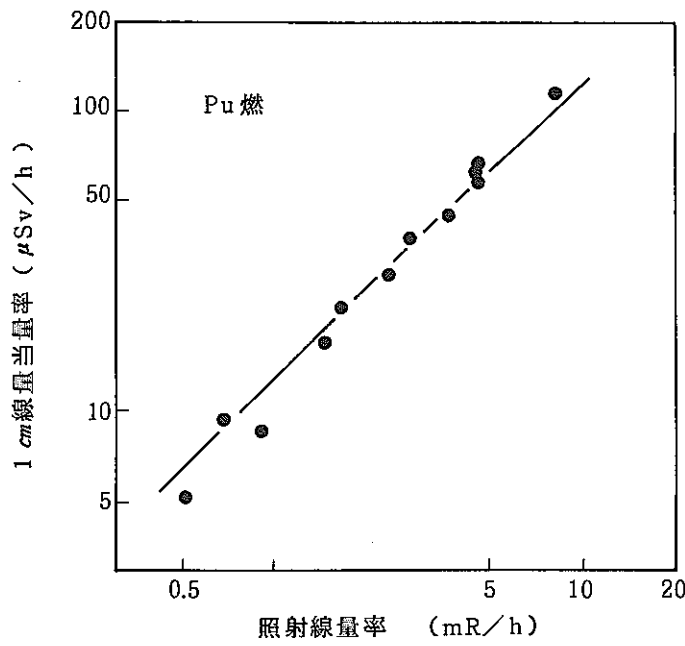


Fig. 2 1 cm線量当量率と照射線量率との比の測定結果例

Table. 2 1 cm線量当量 (率) - 照射線量 (率) 換算係数

電離箱式サーベイメータ	
プルトニウム	× 1.3
取り扱い場所	
上記以外の場所	× 1.0

Table.1 プルトニウム燃料開発施設における測定結果

施設名	測定条件						線量比 ($10^{-1} \frac{\mu\text{Sv}^{-1}}{\text{mR}^{-1}\text{h}^{-1}}$)
	区域・室名	測定点	測定対象	遮蔽条件	距離 (cm)	高さ (cm)	
プルトニウム燃料第一開発	ペレット製造セラミック室 (R-125)	102 box	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	含鉛ガラス (2 mm Pb)	10	133	1.35
プルトニウム燃料第二開発室	プルトニウム・ウラン貯蔵室 (C-119)	シャッター前	PuO ₂ +UO ₂ ペレット	シャッター パラフィン 鉄	10	115	1.02
	粉末調整室 (F-103)	D-1 box	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	含鉛パネル (2 mm Pb)	20	115	1.44
	粉末調整室 (F-103)	D-11 D-13 間	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	含鉛パネル (2 mm Pb)	—	115	1.40
	製品貯蔵室 (A-114)	燃料棒 貯蔵棚	PuO ₂ +UO ₂ 燃料棒	鉛 ポリエチレン	10	115	0.96
プルトニウム燃料第三開発室	ペレット製造検査室 (CP-106)	CPG-11b	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	—	25	100	1.23
	ペレット製造原料調整室 (CP-105)	CPG-10c	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	—	100	150	1.42
	ペレット製造原料調整室 (CP-105)	CPG-08c	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	—	15	150	1.17
	ペレット製造粉末調整室 (FP-101)	FPG-01b	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	—	15	150	1.26
	ペレット製造粉末調整室 (FP-101)	FPG-09c	PuO ₂ +UO ₂ ペレット	含鉛アクリル (2 mm Pb)	50	150	1.33
	ペレット製造粉末調整室 (FP-101)	FPG-05b	PuO ₂ +UO ₂ 粉末	—	40	150	1.41
	加工組立、組立検査室 (FA-101)	—	PuO ₂ +UO ₂ ペレット	—	120	130	1.49

※ 線量比は、808A と AE-133 の平均値である。

9. 排気中¹⁴Cの評価法の開発

安全管理部 放射線管理第二課 ○高崎 浩司, 石松 信彦, 星 勉, 江花 稔, 石黒 秀治

1. はじめに

海外の商業規模の再処理施設の排気中放射性物質の中において¹⁴Cの放出が観測されている。今後、JNFSにおいても¹⁴C放出量評価が求められることが考えられ、ルーチンベースでの排気中の¹⁴Cの評価法を確立しておくことが重要である。そこで、有機溶剤による¹⁴C捕集及び評価法の開発を行っている。今回は捕集装置の性能の確認と試験要領の確立を目的に捕集試験を実施した。

2. ¹⁴Cのサンプリング方式^{1) 2)}

¹⁴C (β線 165 keV) の測定法については種々の方法が開発されているが、¹⁴CをCO₂として有機溶剤(エタノールアミン)に吸収させ、液体シンチレータで測定評価する方法を採用した。エタノールアミンはCO₂の吸収速度が速く、少量でも多量のCO₂を吸収し、条件によってはほぼ100%近い捕集効率が得られる。サンプリング条件として、エタノールアミン20ml、流量率0.4ℓ/minで一日捕集すると設定した。大気中には300ppm程度のCO₂が存在しており、上記条件でのCO₂の量は0.35gとなる。エタノールアミン20mlには7gのCO₂が吸収可能であるが、飽和吸収量の約30%でシンチレータと混合しなくなるため、実際には約2gが限度となり、今回の試験でのエタノールアミンの量は十分である。

3. 捕集効率試験

エタノールアミンのCO₂捕集効率を調べるために値づけされた¹⁴CO₂ガス(2.4×10⁵Bq)を用いた捕集効率試験を放管一課校正室で実施した。Fig.1に試験装置の概略図を示す。

線源タンク内において¹⁴Cのガスの入ったアンプルを割り、CO₂ガスを充填させた。CO₂ガスは室内の空気と混合させ、除湿装置を通して20mlのエタノールアミンのトラップである¹⁴C捕集装置内に流入させる。¹⁴C捕集装置の前後には通気式電離箱型ガスモニタ2台を設置し、¹⁴Cガス濃度の監視を試みた。¹⁴C捕集装置及びガスモニタを通った試料ガスは20mlのエタノールアミンの入った3段のバックアップトラップを通して排気される。捕集効率はCO₂濃度の影響を受けることから、試験するエタノールアミンにはCO₂を付加している。

今回の試験では流量率0.4ℓ/minで0時間、12時間(324ℓ)および24時間(693ℓ)室内の空気を通気させた試料で捕集試験を実施した。

捕集試験後、各捕集試料から2ml分取し、液体シンチレータと混合させ、液体シンチレーションカウンタで5分間測定した。

4. 試験結果

Table 1 に捕集試験で得られた各試料の測定値を示す。Table 1 から分かるように各サンプルにおいて初めの1段のみに ^{14}C が検出され、二段目以降のトラップは検出限界以下であった。また、3つの試料の ^{14}C の合計量はアンプルの量とほぼ一致している。このことから、今回試験した条件では CO_2 捕集効率ほぼ100%であることが確認された。

また、液体シンチレーションカウンタの性能から、流量率 0.4 l/min の1日捕集での検出限界濃度は $5.8 \times 10^{-6}\text{ Bq/cm}^3$ と計算される。これは科技庁告示20号別表第1の $2 \times 10^{-2}\text{ Bq/cm}^3$ ($^{14}\text{CO}_2$)に比べ十分に低い濃度である。

なお、ガスモニタでの測定では計算上の感度が得られず評価できなかった。

5. まとめ及び今後の課題

^{14}C 捕集装置の捕集効率を確認する試験を実施し、捕集効率がほぼ100%であることが確認された。また、検出限界濃度についても、十分低いことが明らかになった。

今後の課題として、 ^{14}C をすべて CO_2 の化学形とし捕集できる酸化装置の製作と試験及び ^3H の混入を避けるための除湿装置を製作し、 ^3H 除去性能の確認試験を行う予定である。

その他、試料回収期間の延長を図るためのエタノールアミンの CO_2 吸収限界量及びエタノールアミンの飛散による減少量等について調査を行う予定である。

参考文献

- 1) 齊藤, 他: Radioisotopes, 25, 556 (1976)
- 2) 渡辺, 他: 環境中炭素-14濃度測定法の検討, PNC N844 85-18 (1985)

Table 1 測定データ

サンプル	空気負荷量 (ℓ)	トラップ段数	測定値 (cpm)	放射能量 (Bq)
A	0	1	6.8×10^5	1.5×10^5
		2	56	*
		3	55	*
		4	53	*
B	324	1	1.5×10^5	3.3×10^4
		2	59	*
		3	51	*
		4	53	*
C	693	1	2.8×10^5	6.2×10^4
		2	53	*
		3	52	*
		4	50	*
B. G	-	-	57	-
			Total	2.5×10^5

* は検出限界未満であることを示す。

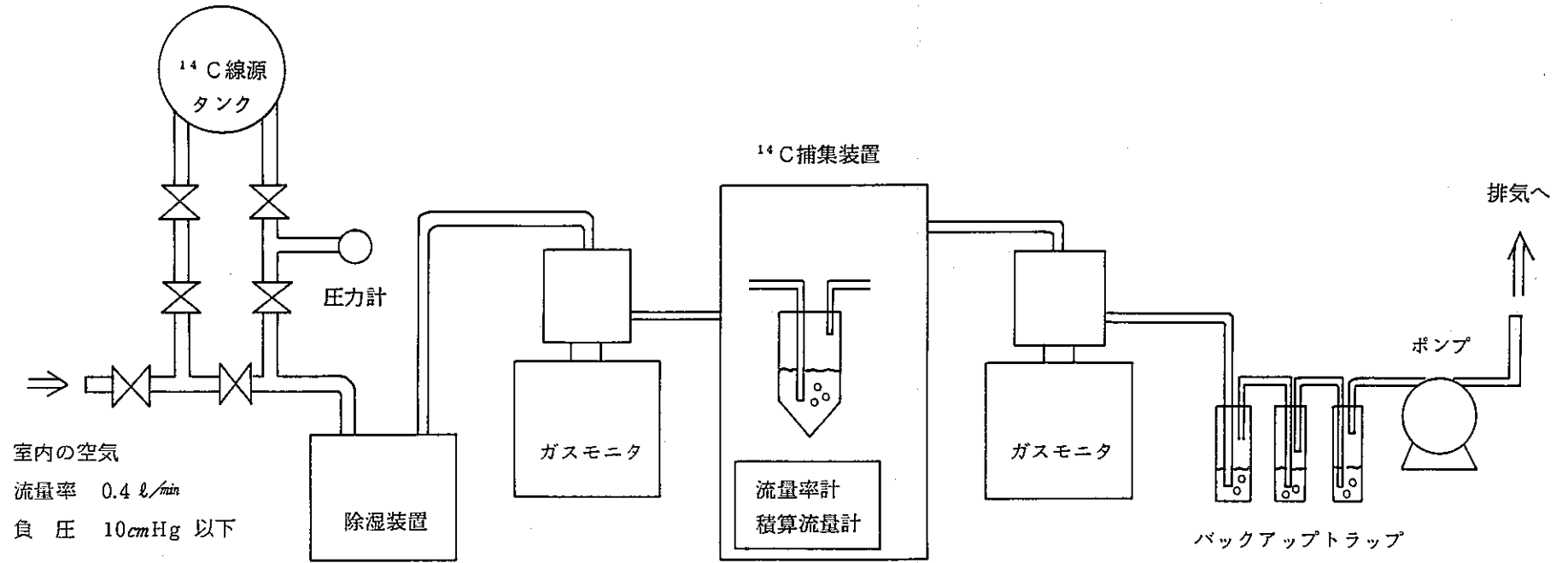


Fig.1 捕集試験装置の概略図

10. 臨界警報装置用中性子検出器の製作

安全管理部 放射線管理第一課 ○刀襦 龍夫, 宮部 賢次郎, 関 昭雄

1. はじめに

再処理工場に設定してある臨界警報装置には、 γ 線用と中性子線用がある。一般に中性子線用検出器は、セル内等 γ 線遮蔽物の外側から臨界監視を行う場合、 γ 線線量率の変動が大きい場所に用いられる。

現用の検出器は、中性子線を効果的に測定するために、内部に高濃縮ウランを用いている。この方法は、検出信号とノイズの分離性が良く、優れた方法である一方、検出器の定期点検・校正においては核物質移動手続等の問題がある。

これらの問題点を改善した検出器を実用化するために、試作器を製作した。

2. 開発経緯

昭和58年度～61年度まで、日本原子力研究所へ委託研究を行い、非核物質を用いた中性子検出器の開発に向けて、基本調査、基本モデルの製作、特性調査等を実施してきた。その成果がまとめられた以下の報告書にまとめられている。

- 58年度 臨界警報装置用中性子検出器の特性調査（Ⅰ）
（中性子検出器の特性調査他）
- 59年度 臨界警報装置用中性子検出器の特性調査（Ⅱ）
（プラスチックシンチレータ検出器の特性調査他）
- 60年度 臨界警報装置用中性子検出器の特性調査（Ⅲ）
（ガラスシンチレータ検出器の特性調査他）
- 61年度 臨界警報装置用中性子検出器の特性調査（Ⅳ）
（半導体検出器の特性調査他）

特性調査検出器の仕様比較を表1に示す。

この特性調査結果より、 $n \cdot \gamma$ 分離特性が良い、小型化が可能であることから半導体（SSD）検出方式を採用し、実用化をめざした試作器を62年度8月に発注し、63年度4月に納入された。

3. 試作器の仕様, 特性評価

3-1 試作器の仕様

表2に現用検出器と試作検出器の仕様比較を示す。

試作器のねらいは以下である。

- 1) SSD検出方式での基本的特性調査

2) SSDセンサーの種別による特性調査 (種別, 有感面積)

3-2 特性評価

主な評価結果を以下に示す。

- 1) SSD種別によるn線・γ線感度に大差はなかった。(有感面積による差は有り)
- 2) γ線感度はγ線線量率が高くなると、パルス波高のピルアップにより高くなった。
- 3) γ線減算回路は有効であるが、アンプゲイン、ディスクリレベル設定精度により、誤差を生じ、γ線を完全に除去できない。
- 4) SSD表面と⁶Liシートの密着性、警報条件、故障検出機能、窒息防止回路、大きさ等を再検討する必要がある。

4. 今後の計画

- 1) 改良器の製作, 基本特性評価
- 2) 原子炉での動特性試験
- 3) 長時間フィールド試験
- 4) 信頼性の評価
- 5) 検出器更新にともなう手続上の検討

表1 特性調査検出器の仕様比較

項目 \ 検出器	プラスチックシンチレーション (プラシン) 検出器	ガラスシンチレーション 検出器	半導体 (SSD) 検出器
検出原理	${}^6\text{Li} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^3_1\text{H} + {}^4_2\alpha$ (α ; 2.05MeV)	同 左	同 左
n線感度	$10^{-1} \sim 10^{-2}$ cps/nv (計算値)	<プラシン検出器より大	$10^{-2} \sim 10^{-3}$ cps/nv
α線エネルギー弁別	不可	——	可能
γ線感度	有り (プラシン体積に比例)	有り	有り (有感層の厚さに比例)
γ線エネルギー弁別	不可	——	不可
n・γ線分離	不可	不可	可能 (ディスクリによる。但し高線量時ピルアップ有り)
窒息防止	電流AMPによる補正	同 左	同 左
故障検出機能	光パルス方式可能 線源方式不可	光パルス方式可能 線源方式不可	——

表2 試作検出器仕様

項 目	現 用 検 出 器	試 作 検 出 器
測 定 対 象	速 中 性 子 線	速 中 性 子 線
検 出 方 式	核分裂片 (60 ~ 100 MeV)	${}^6\text{Li} + {}^1\text{N} \rightarrow {}^3\text{H} + {}^4\alpha$ (α ; 2.07 MeV)
検 出 素 子	S S D	S S D
検 出 感 度	約 3×10^{-5} cps/nv	約 1×10^{-3} cps/nv
警 報 条 件	5パルス/5秒	5パルス/5秒
故 障 検 出 機 能	有 り	無 し
γ 線 補 償	無し (不要)	有 り
使 用 電 源	D C 2 4 V	D C 2 4 V
周 囲 条 件	0 ~ 5 0 °C	0 ~ 5 0 °C
外 形 寸 法	約 320 (W) × 320 (H) × 210 (D)	約 450 (W) × 400 (H) × 300 (D)

11. Rn-Tn 娘核種の影響を受けない 放射能測定装置の開発

安全管理部 放射線管理第二課

○伊藤 勝人, 江花 稔, 石黒 秀治

1. はじめに

本開発は、空気サンプリングろ紙の測定において、ろ紙上に吸着している自然放射能である Rn-Tn 娘核種からの放射線信号を除去し、Rn-Tn 以外の核種の有無の判断及び定量を行うことを目的としている。

昭和 62 年度、63 年度上期にかけて、電子回路にて Rn-Tn 娘核種から放出される放射線のうち最も大きく寄与している RaC', RaC の信号を除去できることを確認した。また、実験装置の試験結果をもとに、昭和 63 年度下期に試作機を製作し、試験を実施した。

2. 原理

CsI(Tl) 検出器により検出された α 線及び β 線をパルスのライズタイムの違いにより弁別し、次に弁別された α 線と β 線を同時計数する。ここで得られた同時計数値は、Rn 娘核種である RaC', RaC によるものである。RaC' の半減期が 164 μsec と短いことを利用し、RaC' が放出する α 線とその親核種である RaC が放出する β 線を同時計数するものである。これらの計数値から、それぞれ RaC' の α 線計数、RaC の β 線計数を算出し、全 α 線計数、全 β 線計数から減算することにより除去する。以下に RaC', RaC の除去式を示す。

$$N_{\alpha}(\text{RaC}') = \epsilon_{\alpha}(\text{RaC}') \times A_{\text{RaC}'} = \epsilon_{\alpha}(\text{RaC}') \times A_{\text{RaC}} \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

$$N_{\beta}(\text{RaC}) = \epsilon_{\beta}(\text{RaC}) \times A_{\text{RaC}} \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

$$N_{\text{coin}} = \epsilon_{\text{coin}} \times A_{\text{RaC}} = \epsilon_{\alpha}(\text{RaC}') \times \epsilon_{\beta}(\text{RaC}) \times A_{\text{RaC}} \dots\dots\dots \textcircled{3}$$

①, ②, ③式より

$$N_{\alpha} - N_{\alpha}(\text{RaC}') = N_{\alpha} - \frac{N_{\text{coin}}}{\epsilon_{\beta}(\text{RaC})}, \quad N_{\beta} - N_{\beta}(\text{RaC}) = N_{\beta} - \frac{N_{\text{coin}}}{\epsilon_{\alpha}(\text{RaC}')}$$

- | | |
|--------------------------------------|--|
| N _α : 全 α 線計数 | A _{RaC'} : RaC' の放射能強度 |
| N _β : 全 β 線計数 | A _{RaC} : RaC の放射能強度 (= A _{RaC'}) |
| N _{coin} : 同時計数 | ε _α (RaC') : RaC' の α 線計数効率 |
| N _α (RaC') : RaC' の α 線計数 | ε _β (RaC) : RaC の β 線計数効率 |
| N _β (RaC) : RaC' の β 線計数 | ε _{coin} : 同時計数効率 |

3. 装置概要

実験装置のブロック図をFig.1に示す。CsI(Tl)プローブにより検出された α 線と β 線は、ライズタイム・ツォー・ハイトコンバータ(R.T.C)にて弁別されコインシデンスにて同時計数される。次に、試作機のブロック図をFig.2に示す。試作機の特徴は、検出器を2本使用し検出効率を向上させたこと、及びパーソナルコンピュータでの演算処理を可能にしたことである。

4. 結果及び考察

実験装置によるRn-Tnの吸着ろ紙の減衰測定結果及びRaC', RaCの除去結果をFig.3, Fig.4に示す。 α 線計数からはRn娘核種のほぼ全てを、また、 β 線計数からはほぼ90%を除去することができた。

次に、試作機によるRn-Tnの吸着ろ紙の減衰測定結果及びRaC', RaCの除去結果をFig.5, Fig.6に示す。実験装置と同様にRaC', RaCが除去できた。 α 線計数からのRaC'の除去に着目すると、試作機は、実験装置と比べ、除去精度が約20%向上した。

試作機による α 線計数からのRaC'の除去結果から、Rn-Tn存在場における ^{239}Pu の検出限界濃度を算出したグラフをFig.7に示す。ろ紙採取後、20分測定において、Rn-Tnの放射能濃度が $9 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ (1時間値)までは、 ^{239}Pu の立入規制レベルを検出できることがわかった。 β 線計数からのRaCの除去結果では、RaBの寄与により、目的とする核種の定量では過大に評価されるが、RaCの除去率が大きいことから、十分に実用化が可能であると考えられる。

5. 今後の予定

本開発により放射能測定装置としての実用化の目処がついたため、来年度は、点検・保守面及びデータ処理方法の検討を実施し、実用機を製作する予定である。なお、本開発の成果をダストモニタに応用するための検討は、来年度の技術開発テーマとして実施する。

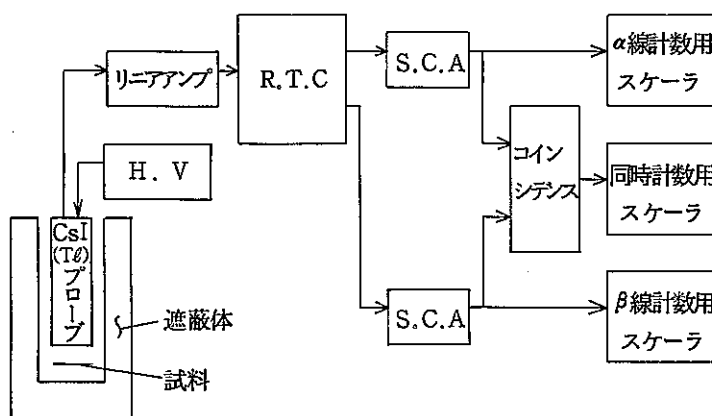


Fig. 1 実験装置のブロック図

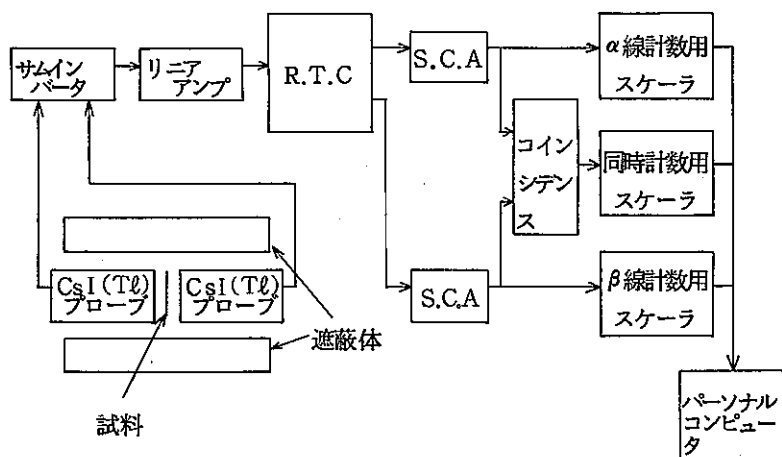


Fig. 2 試作機のブロック図

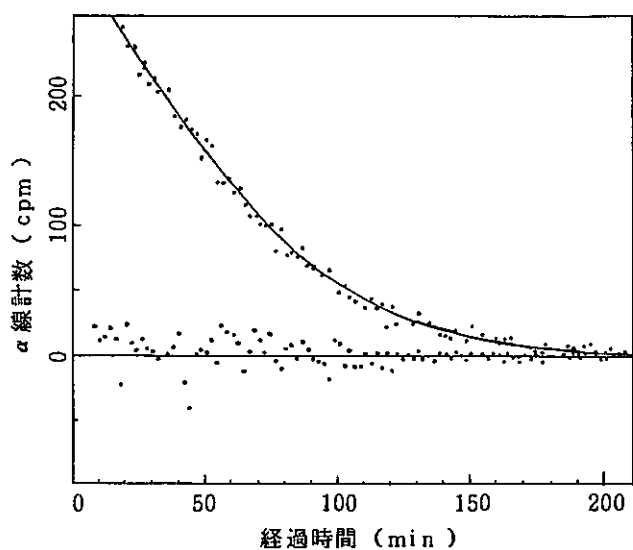


Fig. 3 実験装置によるα線計数からのRaC'の除去結果

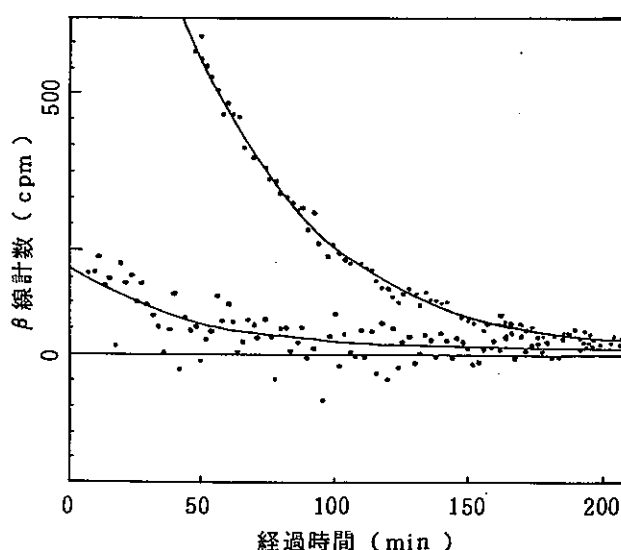


Fig. 4 実験装置によるβ線計数からのRaCの除去結果

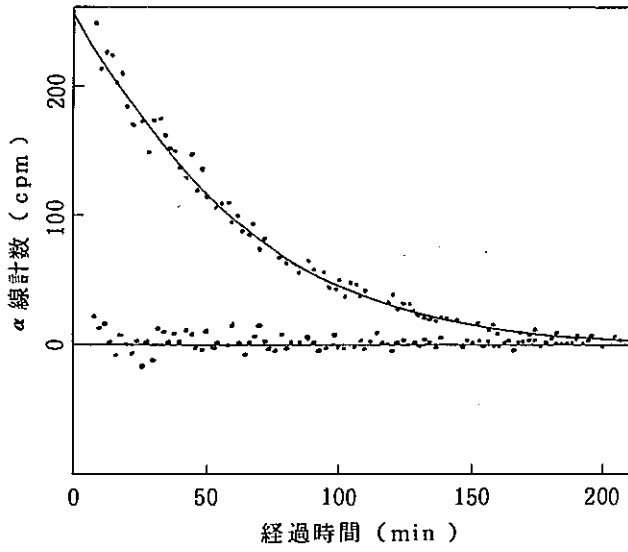


Fig. 5 試作機による α 線計数からのRaC'の除去結果

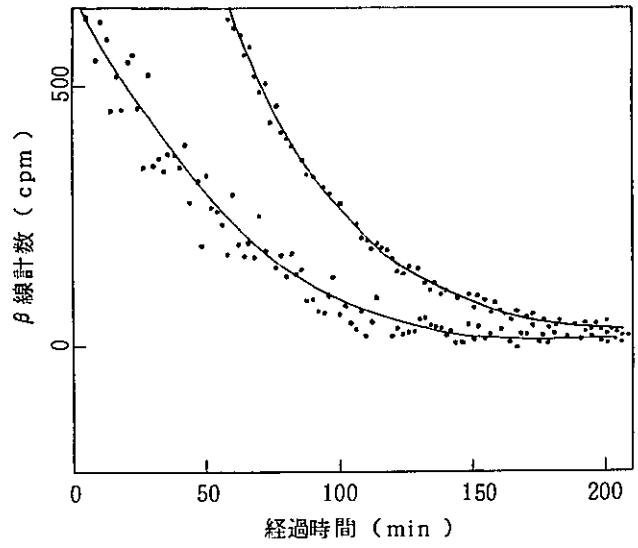


Fig. 6 試作機による β 線計数からのRaCの除去結果

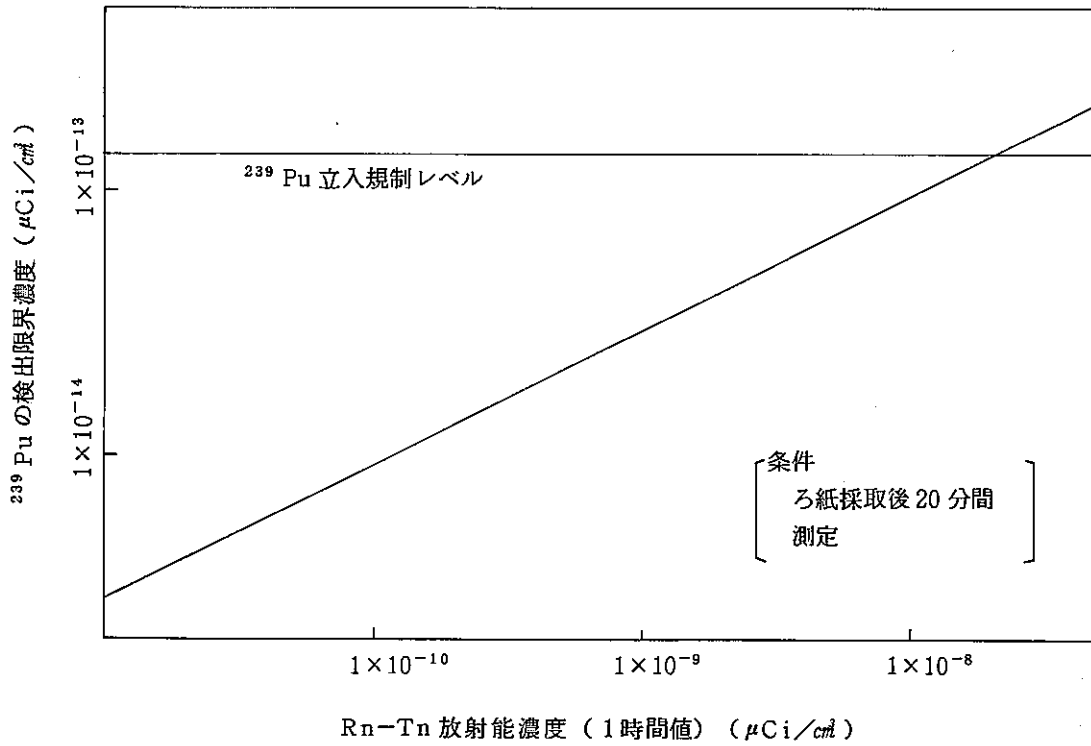


Fig. 7 Rn-Tn 存在場における ^{239}Pu の検出限界濃度

12. α 線放出核種迅速測定装置の開発

安全管理部 放射線管理第二課

○小倉 健, 江花 稔, 石黒 秀治

1. 目的

本開発は、プルトニウムと自然放射能であるRn娘核種の混在する空気サンプリングろ紙の測定においてRn娘核種の影響を除去し、プルトニウムの定量およびプルトニウム粒子径の測定を迅速に行うことを目的としている。

2. 原理

α 線の入射のより生じたZnS蛍光膜の微弱な発光を超高感度テレビカメラでとらえ、発光位置、発光回数を積算する。Rn娘核種の場合同一位置での発光は多くても2回であることを利用し、得られた積算画像からRn娘核種を除去する。除去後のプルトニウム分布画像から各粒子の放射能強度を算出し、粒子径に変換する。放射能強度から粒子径への変換は次式による。

$$D = (K \times A)^{1/3}$$

D：粒子径 (μm)

K：定数 (酸化Puの場合 $K = 1.39$, 硝酸Puの場合 $K = 5.31$)

A：放射能強度 (dpm)

3. 装置概要

放射線による蛍光膜の発光をテレビ画像化する装置は、医療あるいは生物学の分野でRI位置分布などの研究用に開発された物がすでに市販されている。しかし測定対象が主に β 線であることと正確な定量をあまり必要としていないため、この点を改良して α 線測定に適したプログラムソフト等を追加製作し、購入した。

装置の構成をFig.1に示す。ZnS蛍光膜の発光は非常に微弱であり通常のテレビカメラではとらえることができない。このためカメラヘッド部では二次元光子計数管(イメージインテンシファイア、MCP二段)によって光子の増倍をおこなっている。(Fig.2参照)イメージプロセッサは画像の蓄積から粒子径への変換までの一連の処理をおこなう。

この装置は α 放出核種の放射能強度だけでなく位置情報も得られる新しいタイプの放射線検出器である。テレビカメラで撮像された瞬間瞬間の α 線による発光画像をビデオモニタ上で見ることができる。また、放射能分布が次第に明確になっていく様子を目で確認できる。

4. 試験結果および考察

(1) 基礎特性試験

画像モニタ装置のバックグラウンド計数は視野全体で2 counts/mmであった。これは、ZnS 蛍光膜の自然放射線による発光とイメージインテンシファイアのバックグラウンド発光が主要因である。得られる積算画像の歪みは0.5%以下であり良質の画像が得られる。 α 線に対する画像の均一性については、画像の端の計数が中央部分の約1/2であった。位置分解能は、視野50 mm ϕ のレンズを使用すると約0.125 mm、視野100 mm ϕ レンズを使用すると約0.25 mmであった。この違いはフレームメモリの記憶容量(512 \times 512 \times 16ビット)、即ち1画素が占める大きさで説明できる。視野50 mm ϕ のときの計数効率は約23%であった。

(2) 実試料撮影試験

実試料の撮影例をFig. 3, Fig. 4に示す。

Rn 娘核種のための試料について積算し除去性能を調べた結果、約10000 counts/sample まででは完全に除去できた。

再処理工場で通常考えられる最悪の条件でも3000 counts/sample/hr 程度であるから3時間の積算までなら十分除去可能である。この条件では、1 μ mのプルトニウム単体粒子の場合酸化プルトニウム(0.72 dpm)なら約30分で、硝酸プルトニウム(0.19 dpm)なら約2時間で識別できる。

Puのみの試料について積算したときの試料全体の放射能強度は、ZnS計数装置で測定した値と比較的良く一致する。これは、この装置で得られる放射能強度が信頼できることを意味する。

Pu汚染試料上にRn娘核種が混在している画像を処理したところ、試料全体のPuによる計数の約1/2をRn娘核種として除去してしまう結果となった。つまりRn娘核種の減衰を持たずにPuの定量をおこなう場合補正が必要となる。根本的な原因が画像処理時の減算方法にあることは明らかでありプログラムソフトを改良すれば解決できると考える。

Pu粒子径の計算は、画像がすべてデジタル化されているため粒子判別の時間まで含めても数秒で処理できる。

4. 今後の予定

プログラムソフトはまだ不十分でありこれの改良をはかる。また、プルトニウム汚染試料についてはさらにデータの蓄積が必要である。 β 線への応用も来年度検討する予定である。

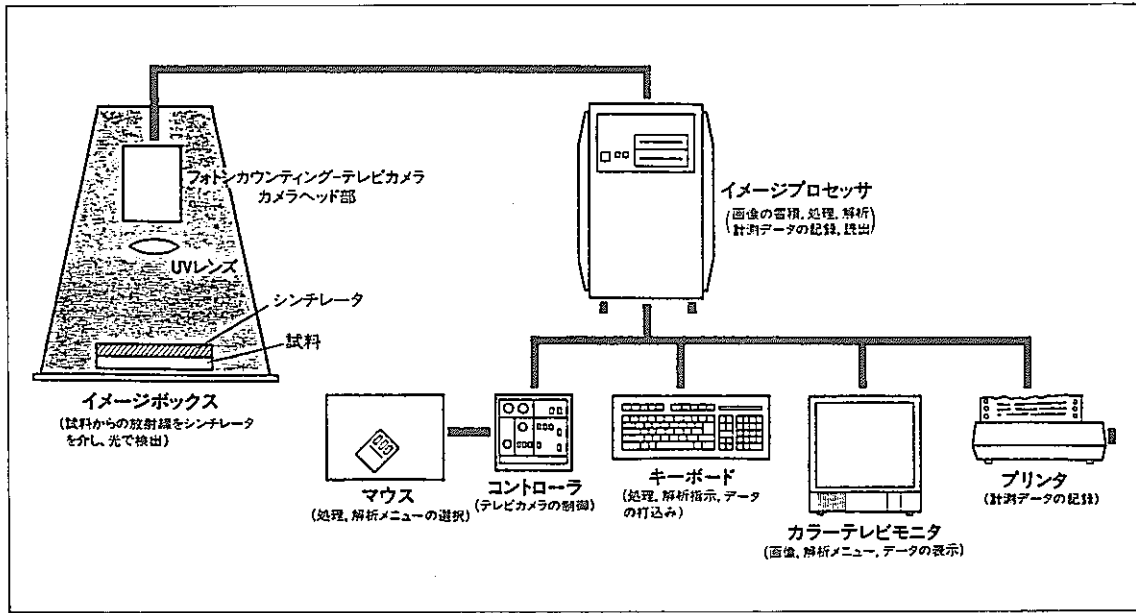


Fig.1 システム構成

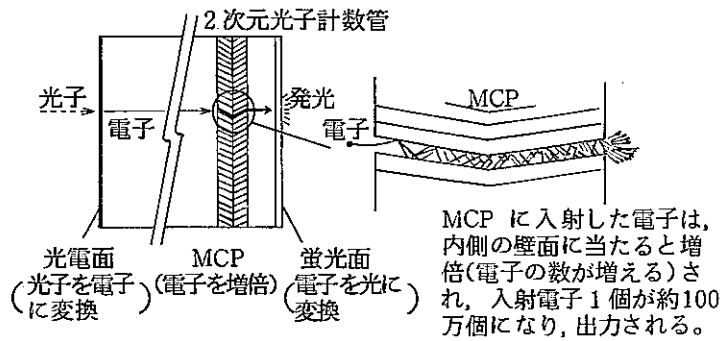


Fig.2 電子増倍部の原理拡大図

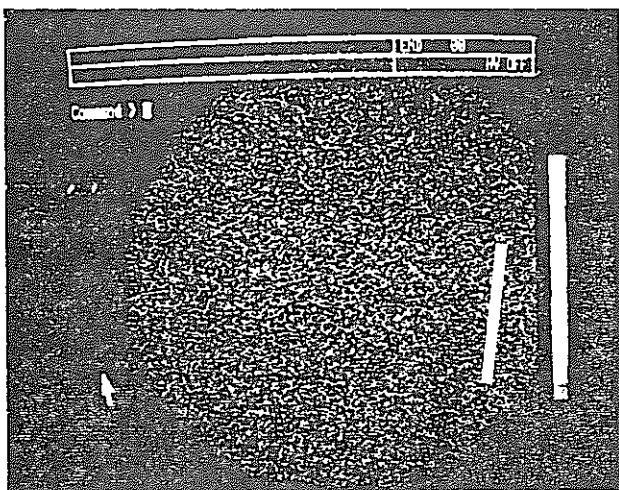


Fig.3 Rn 試料撮影例 52.8 Bq (積算時間30分)

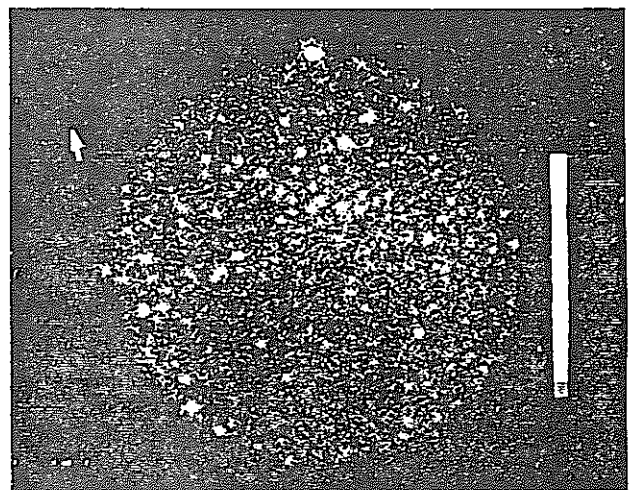


Fig.4 Pu 試料撮影例 98.7 Bq (積算時間60分)

別 添 1

昭和 63 年度 研究 開発 計画

安 全 管 理 部

1. 研究開発の基本的な考え方

安全管理部における研究開発は、従来、施設及び人（作業員、公衆）の安全性の検証（設計時安全性評価及び運転時安全管理）と、ALARAに基づく被ばく低減化のための管理技術の高度化を図ることを基本的考え方として、開発段階における核燃料施設の研究開発を支援する安全管理に係わる研究開発として行われ、施設及び人の安全確保に所要の成果を上げてきている。今後、在来研究を通じ蓄積した知見・成果をもとに実証施設の大型化・合理化設計、既存施設の新規活用等に対応した安全管理技術の高度化及び経済性向上のための研究開発並びに国が実施すべき安全基準策定及び安全審査における判断資料の整備に必要な研究を実施する必要がある。

一方、プルトニウム利用体系の拡大と多面化に対して、民間事業化のサポート基盤の拡充のための体系的な安全研究の推進と、新技術・創造的研究開発に付随した安全工学及び安全管理研究が必要である。

以上の観点から、従来の安全管理研究開発を推進するとともに、開発テーマのスクラップ&ビルドを図り、安全工学研究分野への取組みを展開する。

さらに、従来の安全管理の枠にとらわれない新技術フロンティア研究領域におけるシーズ開拓へも取組む。

2. 研究開発の範囲

2.1 目 的

研究開発の目的は以下のとおりとする。

- (1) 安全基準、規格の裏づけとなるもの
- (2) 安全性向上のためのもの
- (3) 商品化のためのもの
- (4) 経済性向上のためのもの
- (5) 信頼性向上のためのもの

2.2 区 分

研究開発を体系的に実施するため、研究開発の区分を以下のとおりとする。

- (1) 核燃料施設の安全性に関する研究開発
 - (イ) 従来の安全管理技術の向上とエンジニアリング技術の確保
 - (a) 被ばく低減化技術の開発

- (b) 被ばく評価技術の開発
- (c) 放射線管理用機器の開発
- (d) 放射線管理技術の開発
- (e) 事故の予測, 予知技術の開発
- (f) 一般安全管理技術の開発
- (ロ) 境界領域における新規参入
- (g) 放射性物質の封じ込めに関する研究開発
- (h) 臨界安全管理技術の研究開発
- (i) しゃへいに関する研究開発
- (2) 環境放射能に関する研究
 - (イ) 放射性物質の移行経路に関する研究
 - (ロ) 長半減期核種の分析測定法の研究
 - (ハ) 環境モニタリング手法の最適化に関する研究
 - (ニ) 廃棄物の処分に係る環境安全評価の研究
- (3) 放射線防護とリスクの低減に関する研究
 - (イ) ICRP 勧告の現場適用に関する研究
 - (ロ) 確率論的安全評価に関する研究
- (4) その他
 - (イ) 安全に係るフロンティア研究
 - (ロ) 安全管理情報のデータベース化

3. 実施方法

3.1 実施計画書の作成

各課は研究目的, 内容, 成果の利用等を明確にした実施計画書を作成し, 安全管理技術開発推進委員長に提出する。この際, 各課は実施計画書の中から重点テーマを3, 4件選定する。

安全管理技術開発推進委員会は研究開発計画の妥当性について審議, 調整する。

3.2 進捗状況の把握

(1) 月報の作成・提出

安全管理技術開発推進委員会は, 重点テーマの中から数件を選び, 進捗状況を審議した後, 毎月所長へ提出するものとする。

(2) 四半期報の作成・提出

各課は重点テーマ実施計画書に基づく進捗状況について, 四半期毎に安全管理技術開発推進委員長へ提出しその内容をチェックした後, 安全管理部長へ提出するものとする。

(3) C & R

安全管理技術開発推進委員会は、事業団内外の各組織の動向を勘案し、安全管理部門としての組織的かつ系統的な判断の下に研究開発の方向性を示すとともに、重点テーマについて一テーマ年2回以上のC & Rを行い、これを調整する。

3.3 成果の取扱い

研究開発の成果は、年2回の発表会において発表する他、これを社内資料化するとともに、学会等に積極的に発表し、安全基準、JIS等への反映または特許及び製品化に努める。

安全管理技術開発推進委員会活動計画

安全管理部研究開発基本方針に基づき、安全管理技術開発推進委員会は次の計画に従って活動を展開する。

1. 審議項目

- 1) 研究開発の方針に係る事項
 - (1) 各課研究開発計画の調整, 検討
 - ① 必要性, 有用性及び目標設定の妥当性に関する検討
 - ② 予算, 人員及び協力支援体制に関する検討
 - ③ 技術的内容に関する検討
 - (2) 研究開発年次計画の策定
 - ① 研究開発方針の検討
 - ② 技術開発テーマの開拓
- 2) C & Rに係る事項
 - (1) 各課研究開発実施状況審査
 - ① 実施状況報告書に基づくC & R
 - (2) 学会, 外部発表等の審査
 - ① 保物学会, 原子力学会等
 - ② 学会誌, 技報, 社内技術資料等
- 3) 技術開発の動向に係る事項
 - (1) 国及び事業団の安全研究計画, 技術開発計画に関する調査, 検討
 - (2) 国内, 国外での安全管理技術開発状況調査, 検討

2. 開催頻度

- ・原則として月1回

3. 報告

- 1) 部長または部会報告
- 2) 委員会活動報告(四半期報)
- 3) その他

4. 成果まとめ

- 1) 部内成果報告会の開催(年2回, 9月, 3月)
- 2) 成果報告書(年1回, 重点テーマ, 64年4月)
- 3) 外部発表要旨集まとめ(年1回, 7月)

別 添 2

昭和 63 年度安全管理部技術開発推進委員会委員

委員長	石 黒 秀 治	安全管理部放射線管理第二課長
委員	二之宮 和 重	” 安全対策課
(順不同)	宮 部 賢次郎	” 放射線管理第一課
	小 林 博 英	” ”
	牧 野 明 寛 (S63.9 まで)	” 放射線管理第二課
	高 崎 浩 司	” ”
	石 田 順一郎	” 環境安全課
	片 桐 裕 実	” ”
事務局	百 瀬 琢 麿	” 安全対策課
	伊 藤 勝 人	” 放射線管理第二課