

JAERI-Research

2004-021



JP0550001



RI・研究所等廃棄物のクリアランスレベル  
確認のための非破壊γ線測定要素技術の開発

2004年12月

堤 正博・大石 哲也・山外 功太郎・吉田 真

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

RI・研究所等廃棄物のクリアランスレベル確認のための非破壊 $\gamma$ 線測定要素技術の開発

日本原子力研究所東海研究所保健物理部

堤 正博・大石 哲也<sup>※</sup>・山外 功太郎・吉田 真<sup>+</sup>

(2004年 10月 27日受理)

微弱放射線モニタリング技術の開発の一環として、RI・研究所等廃棄物に対するクリアランス確認測定システムの設計および開発を行った。本研究では、非破壊 $\gamma$ 線測定技術を高度化することにより、200リットルドラム缶やコンテナ中に含まれる放射性核種を定量することをねらった。しかしながら、RI 使用施設や研究所から発生する廃棄物では、原子炉施設からの廃棄物とは異なり、多種多様な核種が対象となる、また核種の存在比も一定ではない、偏在した放射能分布を想定しなければならないなど、解決すべき課題が多い。これらに対処するために、それぞれの課題ごとに機能向上を図った、3つの $\gamma$ 線測定装置(ユニット)を開発した。開発した測定ユニットは、(1)核種同定型検出ユニット、(2)位置情報型検出ユニット、(3)高効率型検出ユニットである。本報告書では、クリアランスレベル確認測定に向けた全体の設計方針および開発した個々の $\gamma$ 線測定ユニットの設計とその性能について考察する。

---

東海研究所 : 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

<sup>+</sup> 大洗研究所保安管理室

<sup>\*</sup> 文部科学省へ出向中

Development of Elemental Components in NDA Systems for Certifying Radioactive Wastes  
with the Clearance Level

Masahiro TSUTSUMI, Tetsuya OISHI <sup>\*</sup>, Koutaro YAMASOTO and Makoto YOSHIDA <sup>+</sup>

Department of Health Physics  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 27, 2004)

As part of low-level radiation monitoring development, we have designed and developed a gamma measurement system to certify radioactive wastes below the clearance level. By advancing non-destructive gamma-ray assay technology, it aims at quantitative determination of radionuclides contained in 200 litter drum/container wastes. Unlike the waste from a nuclear power plant, it is assumed that the waste originating from radioisotope usage and nuclear research laboratory have a variety of contents and a complex mixture of radionuclides, and furthermore the uniformity of activity concentration is unknown. To cope with the problems caused by the property of the waste, we have developed the gamma-ray measuring instruments (units) with effective improvement of capability against each problem. They are (1) germanium gamma spectrometry unit for enhanced peak identification, (2) positioning detection unit for deducing activity distribution and (3) high-efficiency detection unit for separation of low-energy component. This report summarizes the direction of the clearance level measuring system and the three developed measuring units with their performances.

Keywords: Radioactive Waste, Radioisotope, Nondestructive Assay, Clearance Level, Gamma-rays, 200-litter Drum, Anti-Compton Spectrometer, NaI(Tl) Bar Scintillator, CsI(Tl)/Plastic Phoswitch Detector.

---

<sup>+</sup> Office of Operational Safety Administration, Oarai Research Establishment

<sup>\*</sup> On loan to Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology

## 目 次

1. 緒言 .....	1
2. クリアランスレベル確認測定装置の構成および開発の考え方 .....	2
2.1 既存の測定システム .....	2
2.2 RI・研究所等廃棄物を対象とした測定システム .....	2
3. 核種同定型検出ユニット .....	5
3.1 設計および構成 .....	5
3.1.1 Ge 検出器 .....	5
3.1.2 シールド厚の影響 .....	6
3.1.3 ガード検出器の多目的利用を考えた設計 .....	8
3.1.4 寸法 .....	8
3.1.5 測定システム .....	10
3.2 コンプトン抑制効果 .....	10
3.2.1 点線源に対する効果 .....	10
3.2.2 建材起因の自然バックグラウンドに対する低減効果 .....	12
3.2.3 試料起因の自然バックグラウンドに対する低減効果 .....	14
3.3 単純遮へい方式との比較 .....	15
3.4 方向感度特性 .....	17
3.5 検出限界放射能の評価 .....	17
3.5.1 Ge 検出器による検出限界放射能 .....	17
3.5.2 NaI(Tl) ガード検出器による検出限界放射能 .....	19
3.6 まとめ .....	20
4. 位置情報型検出ユニット .....	21
4.1 概要 .....	21
4.2 測定システムおよび位置決定原理 .....	21
4.3 位置分解能 .....	24
4.4 放射線の拡がりと位置分解能 .....	25
4.5 加算効果 .....	27
4.6 まとめ .....	28
5. 高効率型検出ユニット .....	29
5.1 概要 .....	29
5.2 構成および測定系 .....	29
5.3 CsI(Tl) シンチレータの厚さ .....	31
5.4 集光の改善 .....	33
5.5 性能評価 .....	34

5.5.1 立ち上がり時間弁別性能	34
5.5.2 検出効率	35
5.5.3 コンプトン抑制効果	36
5.5.4 検出限界放射能	36
5.6 まとめ	37
6. 適用の例	38
6.1 廃棄物への適用	38
6.2 各ユニットの他分野への応用	40
7. 結言	42
参考文献	42

## Contents

1.	Introduction	1
2.	Concept of Measuring System and the Component Units	2
2.1	Existing Measuring Systems	2
2.2	Measuring System for Radioisotope Waste	2
3.	Unit for Enhanced Peak Identification	5
3.1	Design and Structure	5
3.1.1	Ge Detector	5
3.1.2	Effect of Shielding Thickness	6
3.1.3	Guard Detector Design for Multi-purpose Usage	8
3.1.4	Dimensions	8
3.1.5	Signal Processing	10
3.2	Compton Suppressing Effect	10
3.2.1	Effect for Point Sources	10
3.2.2	Effect for Natural Background from Building Material	12
3.2.3	Effect for Natural Background from Waste Samples	14
3.3	Comparison with Simple Passive Shielding	15
3.4	Angular Sensitivity	17
3.5	Minimum Detectable Activity (MDA)	17
3.5.1	MDA for Ge Detector	17
3.5.2	MDA for NaI(Tl) Guard Detectors	19
3.6	Summary	20
4.	Unit for Positioning Detection	21
4.1	General	21
4.2	Construction and Principle of Positioning	21
4.3	Positioning Resolution	24
4.4	Spread of Radiation and Positioning Resolution	25
4.5	Sum Effect	27
4.6	Summary	28
5.	Unit for High-efficiency Detection	29
5.1	General	29
5.2	Construction and Signal Processing	29
5.3	Thickness of CsI(Tl)	31
5.4	Light Collection	33
5.5	Performances	34

5.5.1	Pulse Shape Discrimination	34
5.5.2	Detection Efficiencies	35
5.5.3	Compton Suppressing Effect	36
5.5.4	Minimum Detectable Activity	36
5.6	Summary	37
6.	Examples of Applications	38
6.1	Set-up Examples for Waste Measuring	38
6.2	Application of the Units to Another Fields	40
7.	Conclusions	42
	References	42

## 1. 緒言

現在、放射性同位元素使用施設から発生する RI 廃棄物や、研究開発および研究炉の操業に伴って発生する研究所等廃棄物、また今後役目を終えることにより発生する解体廃棄物などを安全に処分する体制の確立が望まれている。排出される RI・研究所等廃棄物の中には、放射能レベルが十分に低く、放射性廃棄物として処分する必要のないものも含まれる。このような廃棄物をクリアランスレベル未満の範疇に区分し、放射性廃棄物としての処分をとらない方策が検討されている。クリアランスレベルの制度化は、廃棄物量の低減すなわちその処分費用の低減および資源の有効利用の観点から、早急に実現することが求められる。また、制度化に伴って、安全にクリアランス確認を実施するための手法を構築しておくことが重要となる。

我が国では、原子炉施設からの廃棄物については、平成 11 年 3 月に「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」の報告書<sup>1)</sup>において、そのクリアランスレベルを原子力安全委員会が示した。海外では原子炉廃棄物のクリアランスをすでに実施している国もあり、この目的のための確認測定装置として既にシステムとして製品化されたものもある。原子炉等廃棄物に対するクリアランスレベル確認測定における考え方には、スケーリングファクタ法（対象物の核種組成を考慮し、測定対象核種を限定することを可能とする方法）の適用が可能な点に特徴がある。

一方、RI・研究所等廃棄物のクリアランスについては、現在検討が進められている最中であり、クリアランスレベルの確認測定のあり方も流動的であると考えられる。RI・研究所等廃棄物のクリアランスレベル確認測定においては、原子炉等廃棄物のクリアランスレベル確認測定の考え方が適用できるものもあるが、一般には、性状が複雑で、多種多様な核種を含む廃棄物が対象となり、これらに対応できる測定技術の開発が必要となる。このような廃棄物に対しては、(1)核種の組成を確認すること、(2)放射能分布を把握すること、(3)効率よく測定することの 3 つが、重要な測定要素である。

本研究では、上記の 3 つの要素技術について高度化を行った。このための検出ユニットとして、核種同定型検出ユニット、位置情報型検出ユニット、高効率型検出ユニットの 3 つを開発し、それぞれの特性を明らかにした。本報告では、クリアランス対象  $\gamma$  線放出核種の非破壊による確認測定の基本的な考え方を示すとともに、開発した検出ユニットについて述べる。

## 2. クリアランスレベル確認測定装置の構成および開発の考え方

### 2.1 既存の測定システム

すでに、ドイツ、イギリス、スウェーデン、フィンランドでは、クリアランスレベルが制度化され、実際に原子炉施設の廃止措置に伴って発生した資材の再利用がなされている。また、アメリカなどでは、個別審査に基づきクリアランスレベルが設定され、資材の再利用が行われている。そこでは、クリアランスレベルを確認するための測定装置として、サーバイメータ、プラスチックシンチレーション検出器、Ge 半導体検出器などが用いられている。

図 2.1.1 に、ドラム缶や施設資機材の放射能汚染測定用として市販されている測定装置<sup>1,2)</sup>、およびクリアランスレベル確認用として実際に使用されている装置や開発された測定装置<sup>3)</sup>の例をあげる。図中の括弧内に、Co-60 の均一汚染に対する検出限界放射能を併せて示した。①および②は市販製品の例で、それぞれの検出限界放射能は、①では 0.05 Bq/g (1500 秒測定)、②では 0.002 Bq/g (600 秒測定)である。これらの製品では、検出器として Ge 検出器が①では 1 台、②では 3 台用いられている。次に、③はドイツで実際にクリアランスレベル確認に使用されている装置で、プラスチックシンチレーション検出器が上下左右の 4 面に配置されている。この装置の検出限界放射能は 0.001Bq/g (1 分測定) である。④は、(財)原子力発電技術機構(NUPEC)が開発した極低レベル測定装置で、4 台の Ge 検出器、7 台の NaI(Tl)検出器、2 台の大型のプラスチックシンチレーション検出器が用いられている。1 時間当たり 10 トンの処理を想定した場合の検出限界放射能は 0.04Bq/g となる。ただし、これは試験機として構成した測定システムであり、実用の段階では、プラスチックシンチレーション検出器のみの構成となるそうである。

ここで取り上げた測定装置は、いずれも、わが国で算出した「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルの基準値」<sup>4)</sup>(表 2.1.1) – Co-60 では 0.4Bq/g – に比べて、充分に高い検出性能を示しており、混合した他核種のクリアランスレベルにも充分に対応できる性能をもつと考えられる。このように、原子炉施設から発生する廃棄物の確認については、既存の測定技術を用いて合理的に実施することが可能と考えられる。

### 2.2 RI・研究所等廃棄物を対象とした測定システム

クリアランスの対象となる原子炉等廃棄物と RI・研究所等廃棄物の性状の比較を、表 2.2.1 に示す。表に示すように、RI・研究所等廃棄物の中には、原子炉等廃棄物と同様に扱うことができる研究炉廃棄物等も含まれるが、一般には、含まれる核種の種類及びその組成は未知であり、分布についても偏っていることを想定する必要がある。また、放射能濃度評価に関しては、原子炉施設の運転・解体等に伴って発生する固体状廃棄物(金属またはコンクリート)では、対象とする廃棄物の種類(放射化物、汚染物等)により測定対象核種の絞り込みが可能であり、他の放射性核種については核種組成を考慮したスケーリングファクタ(SF)法を用いて確認することが可能である。これに対して、RI・研究所等廃棄物では、SF 法の適用が困難な点に特徴がある。

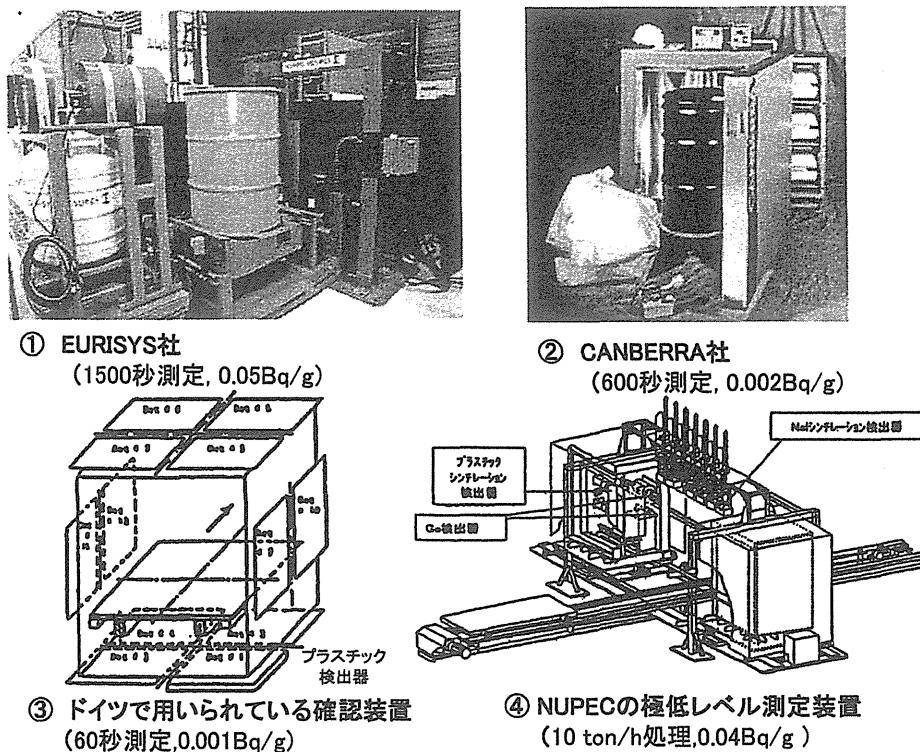


図 2.1.1 既存の測定システム  
(Co-60 の均一分布を仮定した場合の検出限界放射能濃度)

表 2.1.1 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルの算出結果に基づく基準値の導出

(参考文献(1)から抜粋)  
(単位:Bq/g)

放射性核種	導出した基準値	IAEA技術文書 「TECDOC-855」の値
H-3	200	1000 ~ 10000
Mn-54	1	0.1 ~ 1
Co-60	0.4	0.1 ~ 1
Sr-90	1	1 ~ 10
Cs-134	0.5	0.1 ~ 1
Cs-137	1	0.1 ~ 1
Eu-152	0.4	0.1 ~ 1
Eu-154	0.4	0.1 ~ 1
全 $\alpha$ 核種	0.2	0.1 ~ 1 [Pu-239,Am-241の場合]

表 2.2.1 クリアランスの対象となる原子炉等廃棄物と RI・研究所等廃棄物の比較

	原子炉等廃棄物	RI・研究所等廃棄物	
試料の性状			
核種組成	一定の組成比	研究 炉 廃 棄 物 等	複数核種の混在
放射能分布	均一分布		偏った分布
形状	ドラム缶、コンテナ (~1m <sup>3</sup> )		形状未定 不定形～カートン箱、ドラム缶、コンテナ
放射能濃度評価	スケーリングファクタの適用可能		スケーリングファクタの適用困難

このように、原子炉施設等廃棄物のクリアランスレベル確認測定装置を、そのまま RI・研究所等廃棄物に適用することはできない。実際、すべての種類の対象物に対して完全に測定評価することは不可能であり、今後、測定対象物の範囲、測定の評価単位面積、具体的な確認の手順及び測定方法などについて議論する必要がある。

RI・研究所等廃棄物に関してはその確認のあり方がまだ議論の最中であることから、ここでは性能向上を特定化したγ線検出ユニットを個々に開発し、測定対象に応じてこれらのユニットを組み合わせた確認測定システムを構築する方向で開発を進めた。ユニット毎に開発することによって、今後の RI・研究所等廃棄物のクリアランスレベル確認のあり方に柔軟に対応したシステム開発が可能となる。また、開発するユニットでは、廃棄物を対象とした測定のみに限定せず幅広い応用をも考慮した。

開発したγ線検出ユニットは、以下の3つである。その特長も併せて示す。

#### (1) 核種同定型検出ユニット

試料に含まれる放射性核種の同定および組成の決定を行うため、逆同時計数によるコンプトン抑制を図ったGe検出器ユニット：全吸収ピーク下のバックグラウンド計数を低減することで、ピーク検出性能の向上を図った。

#### (2) 位置情報型検出ユニット

試料中の放射能分布を把握し、放射能濃度評価の精度向上を図るための長軸NaI(Tl)シンチレーション検出器ユニット：検出器の複数配置方式に比べ、測定回路系等の単純化を図った。

#### (3) 高効率型検出ユニット

高効率な測定により検出限界レベルを向上する大面積シンチレーション検出器ユニット：入射面に無機シンチレータを張り合わせ、プラスチックシンチレータの低エネルギー領域の感度不足を補った。

### 3. 核種同定型検出ユニット

#### 3.1 設計および構成

一般に、試料に含まれる微量な $\gamma$ 線放出核種を同定するには、エネルギー分解能の優れるGe半導体検出器が用いられる。また、 $\gamma$ 線のピークを判別する際に妨害となる周囲からのバックグラウンド放射線を低減するため、鉛などの遮へい材とともに使用されることが多い。さらに、より高い判別性能をえるために、Ge検出器による波高スペクトルのコンプトン連続部（散乱成分）を抑制する計測手法がとられる。Ge検出器ではNaI(Tl)シンチレーション検出器と比べて光電吸収の確率が小さいため、Ge検出器で観測される連続部の抑制は、ピーク検出性能の向上にとって有効な手法である。ただし、この手法は小さな試料に対してしかこれまで用いられてこなかった。本研究では、廃棄物のような大きな試料を対象物として、コンプトン抑制型Ge/NaI(Tl)検出器の開発を行った。写真3.1.1に、開発した核種同定型検出ユニットの概観を示す。

コンプトン抑制は、主検出器であるGe検出器の周囲に他の検出器を配置させ、Ge検出器と周囲検出器との同時パルスを拒否すること、すなわち逆同時計数で行う。理想的なコンプトン抑制を行うためには、Ge検出器を周囲検出器(以下、ガード検出器と呼ぶ。)で完全に囲む配置をとるべきである。したがって、一般的なコンプトン抑制システム<sup>5,6)</sup>は、Ge検出器と測定試料とをガード検出器に内包する構造をもつため、測定する試料自体を小さくする必要がある。これに対し、ここでは、例えば200リットルドラム缶のような非常に大きい試料を対象にするために、試料側についてはガード検出器を開放した、2π型のコンプトン抑制型システムとした。ガード検出器にはNaI(Tl)シンチレーション検出器を用いた。

検出性能の観点からは、周囲に存在する自然放射性核種からのバックグラウンド放射線を遮った環境のもとで行うのが理想的であるが、ここでは現場で測定されることを念頭におき、測定システム自体が移動できることを前提にした。このため、外来の放射線に対する遮へいに関しては、ガード検出器を鉛で覆うことによる局所遮へい方式とした(写真3.1.1参照)。重量は、検出部が約30kg、鉛遮へい体が約120kgである。

##### 3.1.1 Ge検出器

主検出器であるGe検出器には、相対効率27%のn型ポータブル検出器(1.20のデュワ付：

EG&G ORTEC製、型番GMX-20190-P-LP-S)を用いた。Ge結晶の寸法は52.8mmΦ×56.5mm

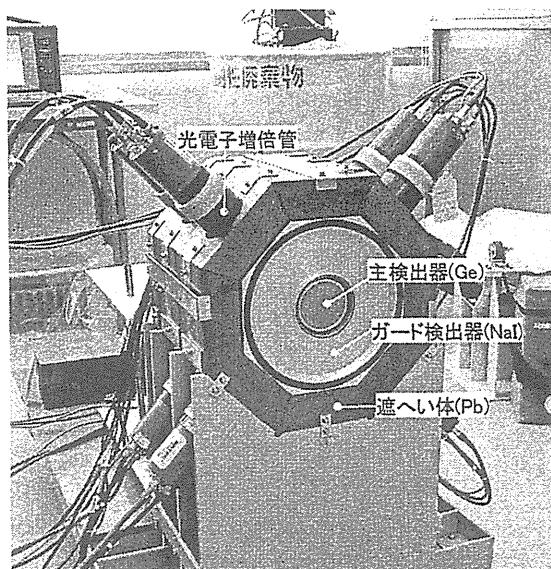


写真 3.1.1 核種同定型検出ユニット  
(試料側から見たところ)

長である。前面の入射窓は 0.5mm 厚のベリリウム、側面は 1.3mm 厚のアルミニウムから成る。

### 3.1.2 シールド厚の影響

Ge 検出器の周囲に配置するガード検出器の厚さと外来放射線の遮へいに用いる鉛の厚さについては、あらかじめシミュレーション計算を実施することにより決定した。計算には、EGS4<sup>7)</sup>をベースに開発した UCDOD<sup>8)</sup>を用いた。

まず、ガード検出器の厚さを決定するために、長さ 20cm の環状筒形状のガード検出器を考え、検出システム全体をバックグラウンド放射線場で曝した。ガード検出器の長さは、Ge 検出器の首の長さに制限され、ここでは 20cm とした。バックグラウンド放射線場における本システムの照射体系を図 3.1.1 に示す。なお、ガード検出器の前面は、Ge 検出器のエンドキャップの前面と同一面になるように揃えた。バックグラウンド発生モデル<sup>9)</sup>では、厚さ 25cm、内部半径 2.5m のコンクリート球殻中に、430Bq/g の K-40、19Bq/g の U-238、21Bq/g の Th-232 の均一分布を仮定した。ガード検出器の厚さの検討では、前面（試料側）方向から入射する  $\gamma$  線に対するコンプトン抑制の効果のみに着目し、検出システムの後方と側面については、放射線の進入を遮断して計算した。

得られた NaI(Tl)ガード検出器の厚さとコンプトン抑制効果の関係を、図 3.1.2 に示す。縦軸には逆同時計数の有無による全計数の比をとり、これをコンプトン抑制の指標とした。厳密には、全計数には全吸収成分の計数も含まれるため、本指標は、純粋なコンプトン散乱成分の比に比べて、高めの数値を示す。図から、コンプトン抑制の比は、NaI(Tl)結晶を厚くしていっても 0.7 に落ち着くことがわかる。ここでは、NaI(Tl)の厚さとして 5.5cm を採用した。

次に、外来放射線を遮へいする鉛の厚さの検討を行った。逆同時計数は、側面や後方から入射する放射線に対しても、ある程度の遮断能力を有するが、高いエネルギーをもつ一部の  $\gamma$  線はガ

ード検出器と相互作用を起こすことなく Ge 結晶に進入し、そこでエネルギーを付与するものもある。この成分は、鉛の遮へい体を用いることで排除できる。図 3.1.3 に、ガード検出器を 5.5cm とした場合の、鉛の厚さに対する Ge 検出器の計数率特性の計算結果を示す。この図から、鉛の厚さを 5cm とした。

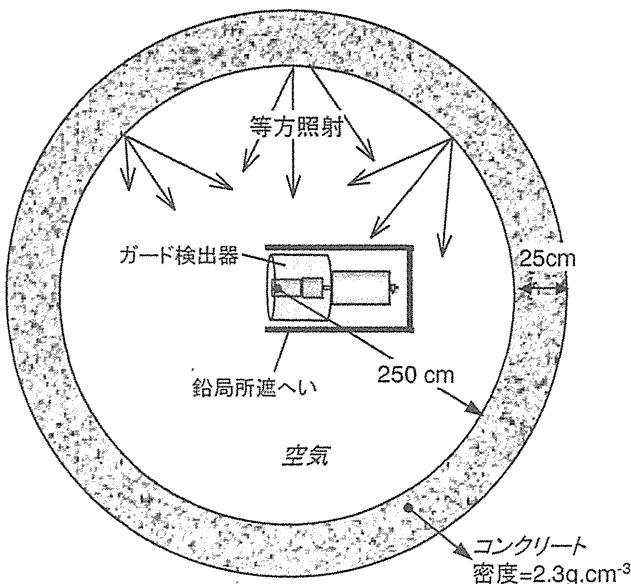


図 3.1.1 バックグラウンド放射線場における検出器システムの照射体系

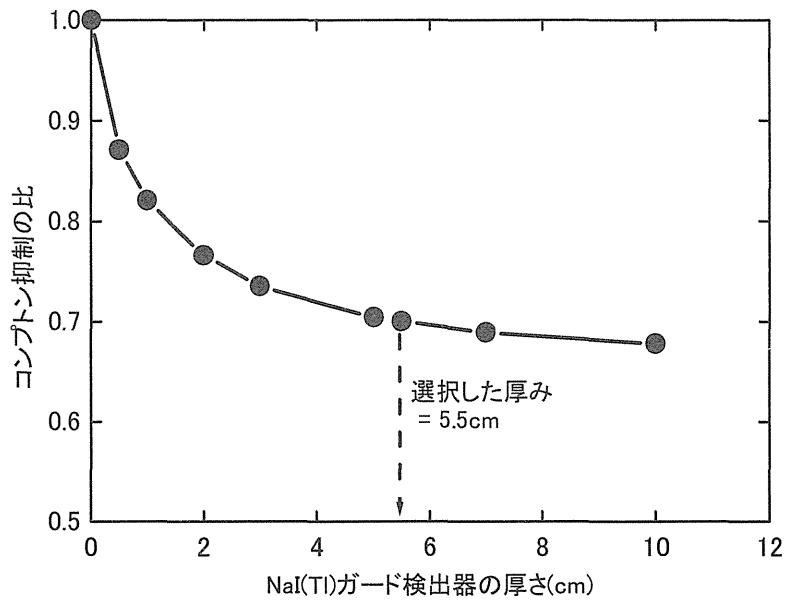


図 3.1.2 ガード検出器厚とコンプトン抑制比

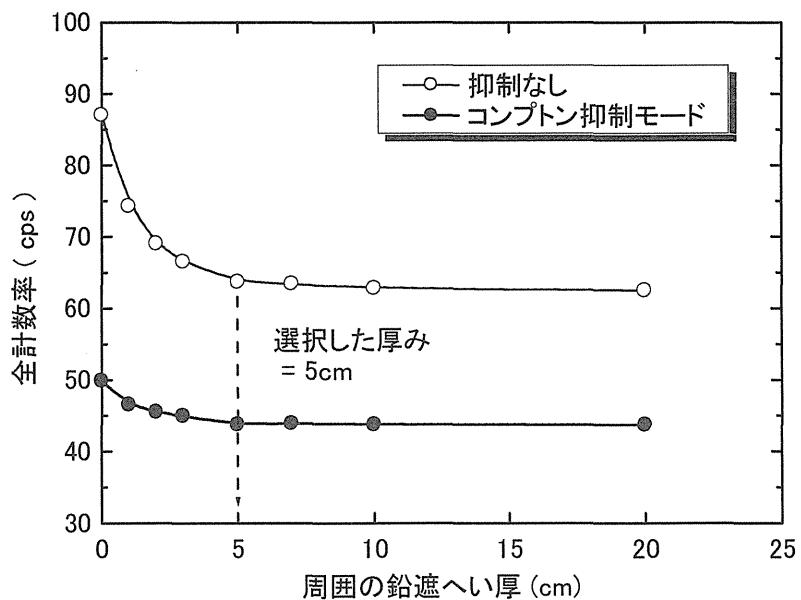


図 3.1.3 鉛遮へいの厚さと全計数率

### 3.1.3 ガード検出器の多目的利用を考えた設計

ガード検出器の設計に際して、Ge 検出器のコンプトン抑制のためのガード検出器としての使用に加えて、ガード検出器自体を高効率な検出器としての利用や、位置分布測定への利用をも考慮した。このため、シンチレーション検出器のなかでは効率、エネルギー分解能で優れる NaI(Tl) を選択し、その結晶を光学的に八分割した。図 3.1.4 に、目的に応じた、分割した結晶の使い分けを示す。まず、①の Ge 検出器に対するガード検出器として用いる場合には、8 個すべての結晶からのパルスを逆同時信号として利用する。②の高効率な測定では、試料に面する前面 4 個の結晶からのパルスを加算し、マルチチャンネル波高分析器(MCA)で測定する。背面の 4 個は、後方からのバックグラウンド  $\gamma$  線を遮へいする役目をもっているため、前面の結晶と比べて厚くしている。③の位置分布測定への利用では、前面の結晶 4 個からのパルスを独立に利用する。それぞれの信号は別々に MCA へ入力し、試料中の放射能分布の偏りに関する情報を取得する。

#### 3.1.4 寸法

製作した核種同定型検出ユニットの構造を図 3.1.5 に示す。また、ガード検出器部分の詳細を図 3.1.6 に示す。ガード検出器の結晶は、対角長 20cm、長さ 20cm の 8 角柱とした。その中央に、Ge 検出器の結晶部分を挿入するための直径 8cm の貫通孔を設けた。ガード検出器の前後方向の分割では、前面に配置するものが 7.5cm 厚、後ろが 12.5cm 厚とした。鉛の遮へい体の厚さは、側面側が 5cm、後方については Ge 検出器に対する液体窒素デュワの遮へい効果を考慮し、2.5cm とした。

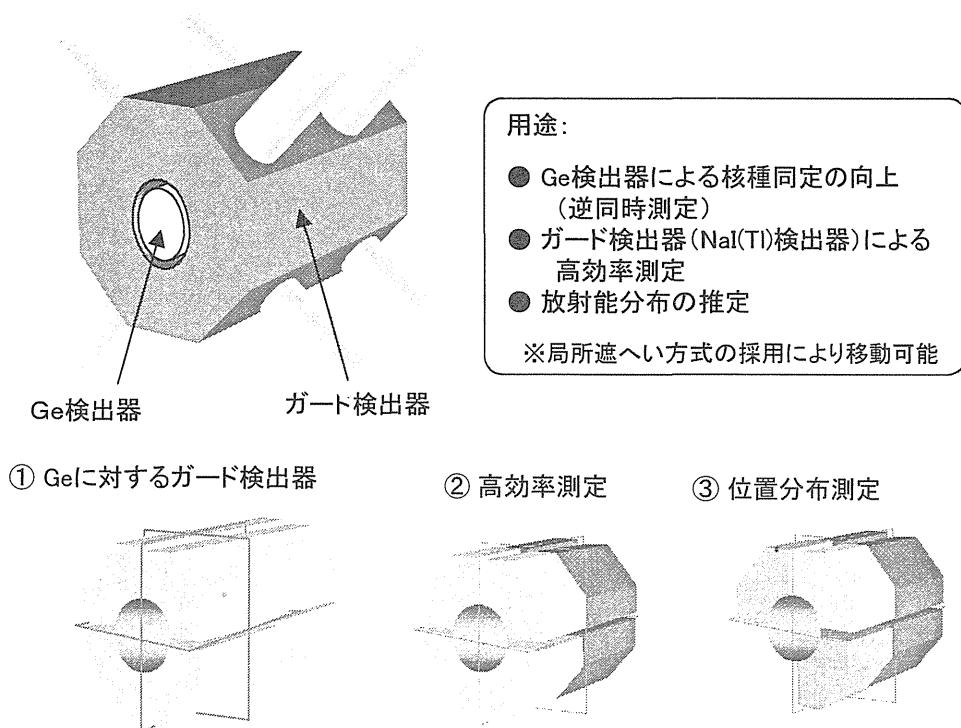


図 3.1.4 ガード検出器の多目的利用の検討のための分割

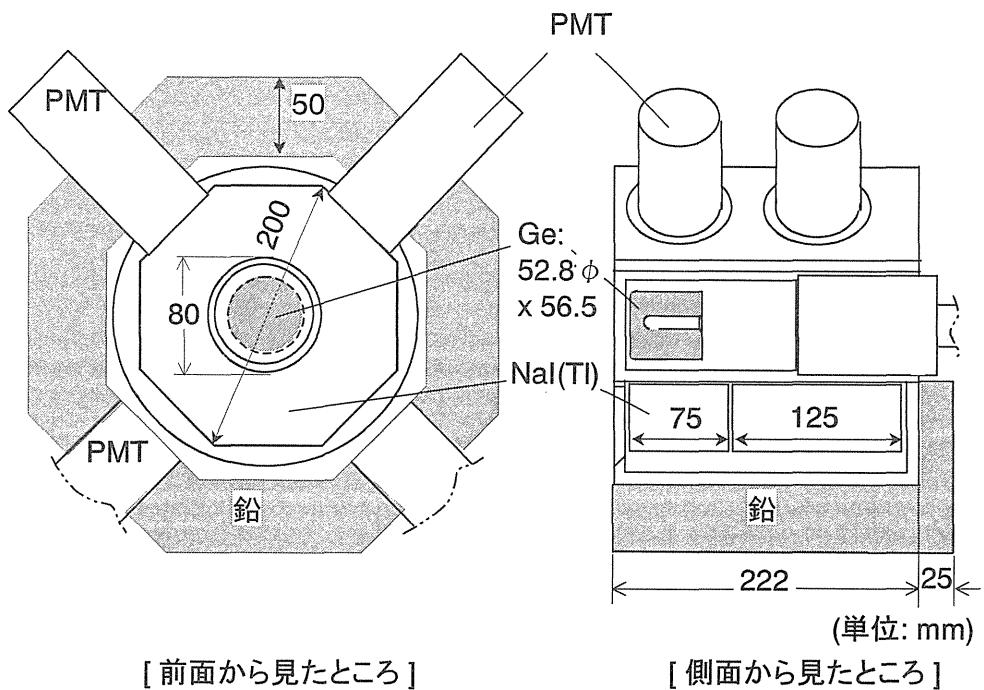


図 3.1.5 核種同定型検出ユニットの寸法図

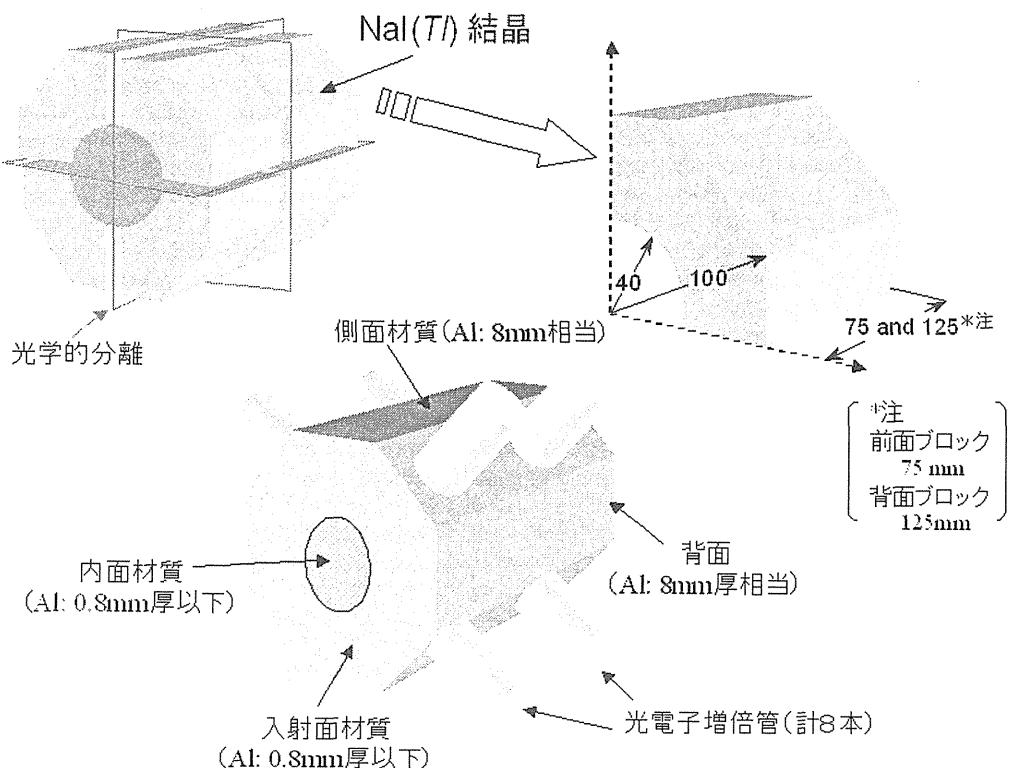


図 3.1.6 ガード検出器の詳細

### 3.1.5 測定システム

信号処理の系統図を、図 3.1.7 に示す。一番上が本研究の根幹をなす Ge/NaI(Tl)コンプトン抑制測定システムの系統で、ガード検出器として 8 個の結晶全部を使用する。その下は、前面 4 個の NaI(Tl)によるスペクトル測定の系統で、エネルギー分解能は劣るが、高効率な測定が可能である。次の測定は、前面の NaI(Tl)によるスペクトル測定に対して、後ろの NaI(Tl)を禁止信号として逆同時計数を行うもので、全吸収ピークを顕著にする効果がある。一番下の系統は、前面の 4 個の検出器の信号を相互に比較することにより、測定試料の放射能分布に関する偏在性などを評価するための信号処理系である。

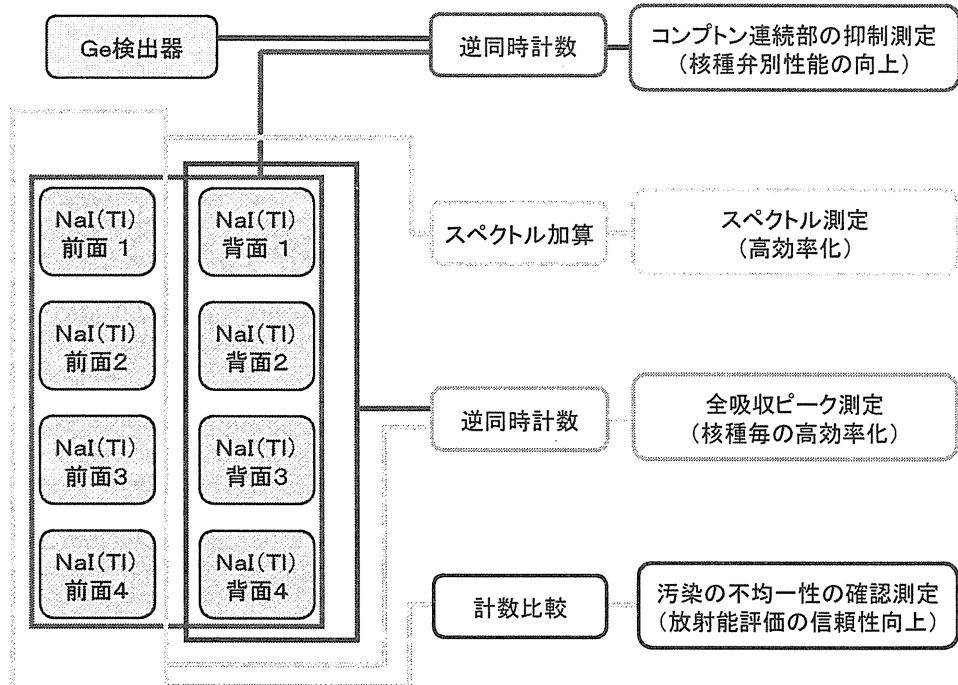
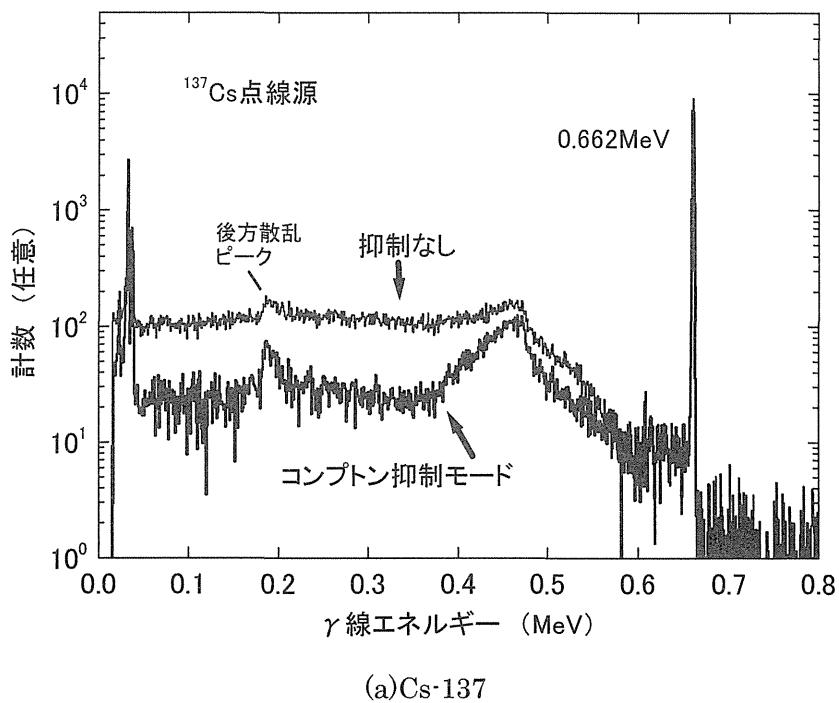


図 3.1.7 信号処理系

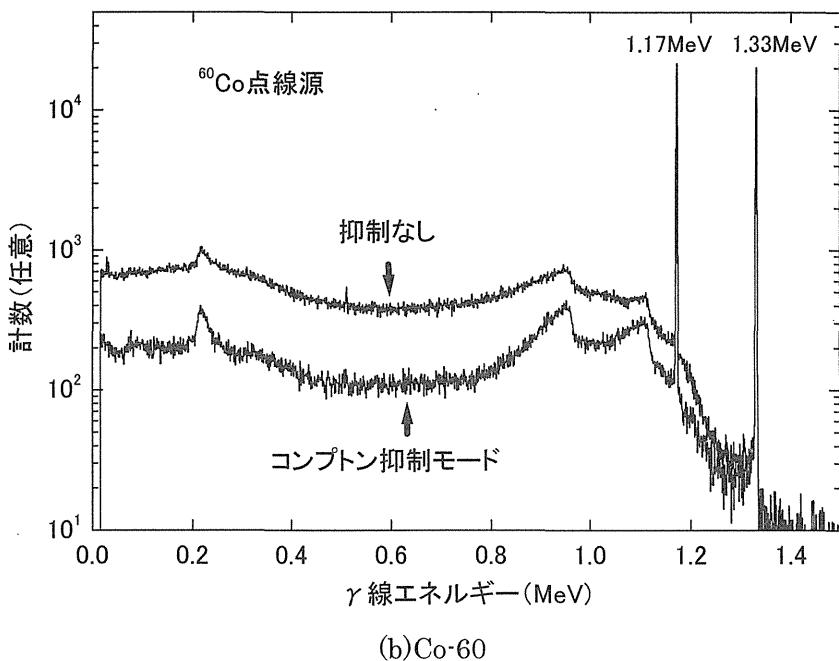
## 3.2 コンプトン抑制効果

### 3.2.1 点線源に対する効果

図 3.2.1(a),(b)に、本検出ユニットで測定した、Cs-137、Co-60 点線源に対するコンプトン抑制の実施の有無による波高スペクトルを示す。点線源は、それぞれ Ge 検出器の前方 40cm に置いた。点線源に対してコンプトン抑制を実施した結果、コンプトン端付近では計数を約 1/2 に、低エネルギー部からコンプトン連続部では約 1/5 に低減することができた。コンプトン抑制の有効性は、波高スペクトル上で後方散乱成分のピークが明瞭に観測されることからも判断される。コンプトン端付近の抑制効果が悪いのは、前面から入射した  $\gamma$  線が Ge 結晶で後方散乱し、結晶から逃散する散乱線を、構造上、ガード検出器で捕らえることができないためである。ただし、Ge 結晶における後方散乱成分の抑制は、Ge 結晶をガード検出器の内部へ引き込むことにより、あ



(a)Cs-137



(b)Co-60

図 3.2.1 点線源に対するコンプトン抑制効果 (a) Cs-137、(b) Co-60

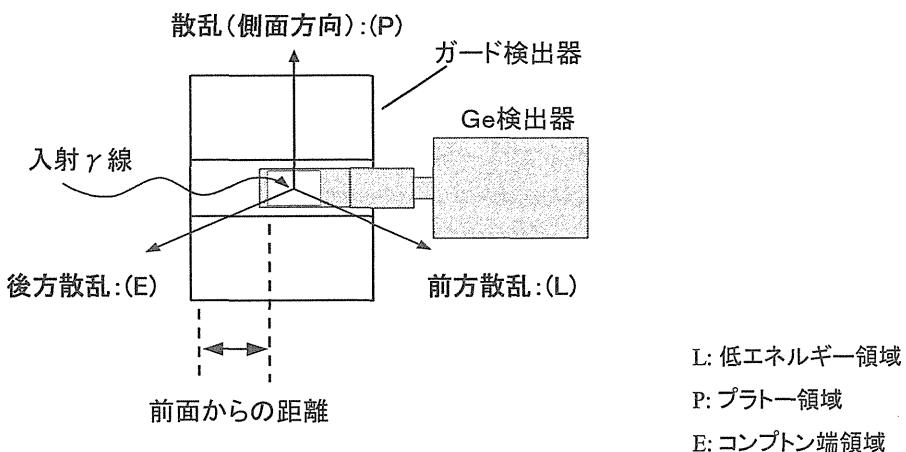


図 3.2.2 散乱成分と抑制波高スペクトルへの寄与（図解）

る程度改善することが可能である。（図 3.2.2 参照）

コンプトン抑制の効果は、Ge と NaI(Tl)結晶の幾何学的な位置と密接な関係にあるが、基本的には、ガード検出器の長さが充分にあれば、ガード検出器の前面から、Ge 検出器の結晶部分をガード検出器の奥へ、わずかに引き込んだ方が効果が高い。ただし、奥に引き込むほど検出効率は低下する。このようにコンプトン抑制効果と検出効率とは二律背反の関係にあり、Ge とガード検出器の最適な位置関係は、 $\gamma$ 線のエネルギー、線源密度、線源分布などから決まる。試算の結果、廃棄物を対象とした測定では、前面から 2cm 奥へ、Ge 検出器の前面を引いた位置が最も好ましいことが分かった。

### 3.2.2 建材起因の自然バックグラウンドに対する低減効果

一般に、ピーク弁別性能を悪化させる最大の因子は、建屋の構造材中に含まれる自然放射性核種である。このため、測定環境下における自然バックグラウンド放射線をいかに低減できるかについて考察することが重要である。本検出器ユニットに関する、自然バックグラウンド放射線に対する方策毎の低減効果を、図 3.2.3 に示す。測定は、通常の実験室（コンクリート建屋 2 階）で行った。図中の(a)に、Ge 検出器を単体で用いたときの実験室中央における測定波高スペクトルを示す。(b)では、作製したガード検出器と鉛遮へい体による単純な遮蔽状態時の波高スペクトル、(c)では、(b)の配置下で、ガード検出器との逆同時計数を行ったときの測定波高スペクトルを示す。遮へいが無い(a)では、波高スペクトルは建屋建材中の自然 $\gamma$ 線放出核種に起源しており、K-40、U 系列、Th 系列による数多くの $\gamma$ 線ピークが観測されている。ガード検出器および鉛遮へい体を Ge 検出器周りに配置した場合には(b の場合)、 $\gamma$ 線の全エネルギー領域にわたって計数が減少している。高いエネルギーの $\gamma$ 線も同じように減少していることから、外来放射線に対する遮へい能力としては、充分な厚さをもつということを意味する。次に逆同時計測を行った場合には、計数の低減効果はみられるものの、エネルギーが低くなるにしたがって、その効果

は小さくなる。低エネルギー領域の計数の多くは、建材中すでに散乱され建材外へ逃散した $\gamma$ 線成分によるものである。この成分はエネルギーが低く Ge の結晶に入射しても光電効果により全吸収されるため、約 80keV 近辺のエネルギー領域では、逆同時計数の効果は小さい。

汚染した試料を実際に測定するときには、汚染核種による波高スペクトルが、波高スペクトル(c)に重畠して観測される。当実験室環境下で本検出ユニットを用いて測定したときの、Cs-137 および Co-60 のピーク領域における自然バックグラウンド計数の低減効果を、裸の Ge 検出器に対する比として、表 3.2.1 に示した。通常のバックグラウンド放射線存在下においては、Ge 検出器を単独に使用するときと比べて、Cs-137 では 0.21、Co-60 では 0.24 と低減することが可能となった。なお、空間のバックグラウンド放射線については、遮へい室等を利用することにより、さらに低減することが可能である。

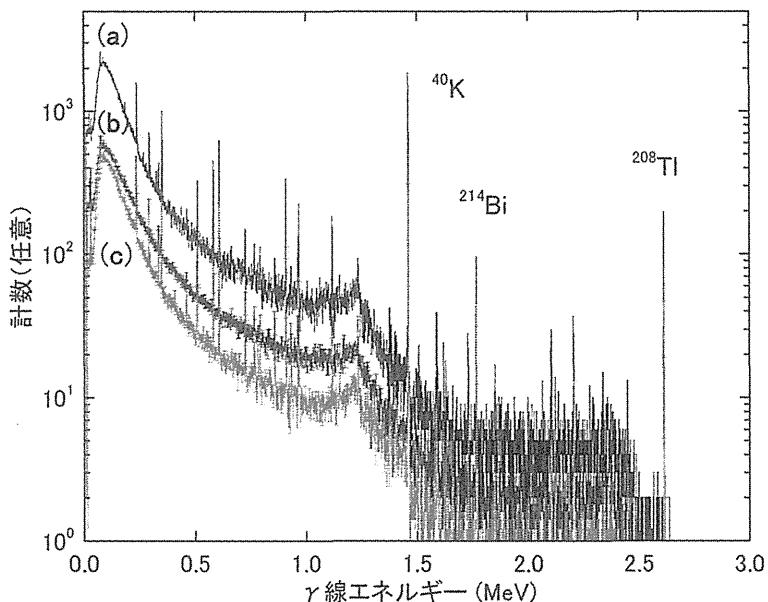


図 3.2.3 建屋起因バックグラウンドの低減効果

(上から、a:裸の Ge 検出器、b:ガード検出器および鉛による遮へい、c:逆同時測定)

表 3.2.1 バックグラウンドの低減効果

(上から、a:裸の Ge 検出器、b:ガード検出器および鉛による遮へい、c:逆同時測定)

	全計数	ピーク領域	
		Cs-137	Co-60
a.単独	1	1	1
b.遮へい	0.32	0.42	0.42
c.逆同時計数	0.23	0.21	0.24

### 3.2.3 試料起因の自然バックグラウンドに対する低減効果

測定は、自然バックグラウンド計数が小さい状況下で実施することが望ましい。ただし、遮へい室のようにバックグラウンド計数が小さい状況下でも、例えばコンクリート試料のようにそれ自体に自然放射性核種を多く含んでいると、試料自体がバックグラウンド計数を大きくする線源となる。このため、コンクリート試料に対しても、前項と同様に自然バックグラウンド計数の低減について検討した。

20cm 厚の鉄室内で、コンクリート試料を測定したときの波高スペクトルを、図 3.2.4 に示す。このときの測定状況を、写真 3.2.1 に示す。ここでは、高さ 120cm、直径 60cm のドラム缶に密に充填されたコンクリート試料を模擬した。このコンクリートの密度は 2.3 である。検出ユニットは、コンクリート試料の中央の高さで、10cm 距離を離して設置した。試料がないときの鉄室内のバックグラウンド波高スペクトルでは、K-40、Th 系列の  $\gamma$  線ピークも観測されるが、主にラドンによるピークが支配的である。しかし、その計数自身は小さい。ここでコンクリート試料を持ち込むと、1 桁程度バックグラウンド計数が増加する。このような測定条件下における逆同時計数の効果は、観測される全吸収ピークの正味の計数は変わらないが、全吸収ピーク下のバックグラウンドのベースを下げる働きをする。

逆同時計数は、とくにコンクリート試料のようにバックグラウンド放射能が高い場合や、試料が複合核種で汚染している場合に、汚染核種を同定・定量するのに有効な測定手段である。

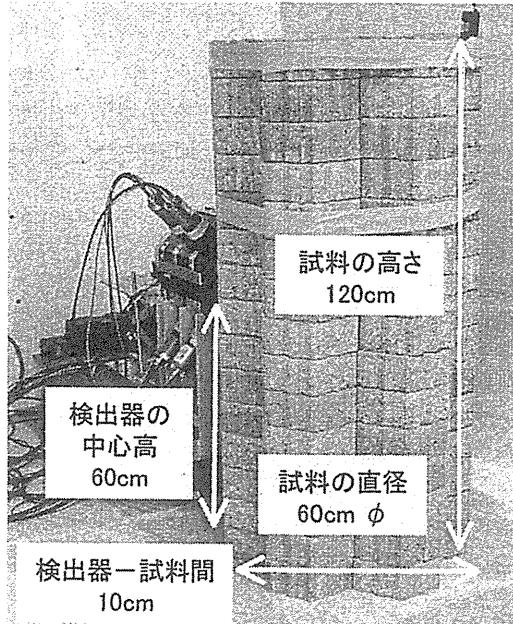


写真 3.2.1

コンクリート試料に対する測定

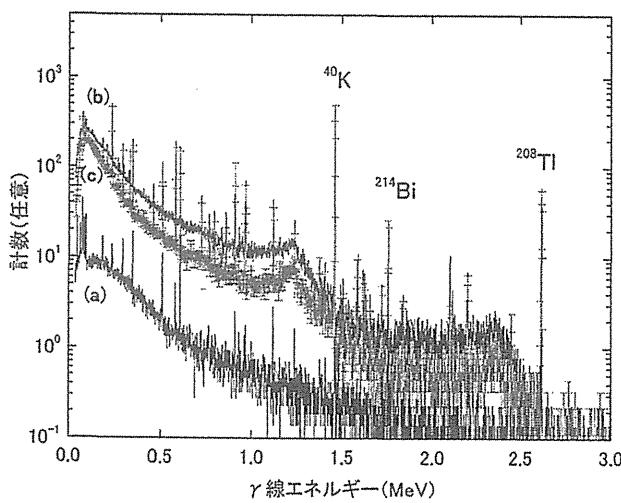


図 3.2.4 試料起因バックグラウンドの低減効果

(上から、b:ガード検出器および鉛による遮へい、c:逆同時測定、a:無試料時のバックグラウンド)

### 3.3 単純遮へい方式との比較

鉄や鉛で覆われた試料測定室での測定を前提としない限り、自然バックグラウンド計数の大きさが、測定装置の検出性能を大きく左右する。バックグラウンドの低減に関して、もっとも単純な遮へい方式と比較を行い、ここで採用した方式の効果について検討した。単純遮へい方式では、検出器のエンドキャップを鉛で遮へいすることとし、鉛遮へい体として、内部直径 8cm、外部直径 18cm（厚み 10cm）で、長さが 22.8cm の円筒状のものを仮定した。実際には遮へい体は製作せず、シミュレーション計算により性能を比較した。線源モデルには前述の球殻モデルを用いた。

図 3.2.5 に、自然バックグラウンド放射線に対する遮へい方式の違いによる Ge 検出器の波高スペクトルを示す。一番上が何も遮へいを施さないときの波高スペクトルである。次（○印）が単純遮へい方式、一番下（●印）がここで採用した逆同時システム方式の波高スペクトルを示す。ここで、自然バックグラウンドを対象にした場合には、そもそも Ge 結晶に入射する時点で多くの散乱成分が含まれているため、本方式の利点が顕著にはグラフ上に現れていない。図中の拡大した円の部分に、Bi-214 からの 0.609MeV  $\gamma$  線による全吸収ピークを示す。逆同時計数ではピークのベースラインが明らかに下がっているが、ピークの最大値はそれにもかかわらず秀でていることが分かる。エネルギーに関しては、300keV 以上で本方式のほうが効果が高い。これより低いエネルギー領域では、光電効果によるエネルギー吸収が支配的となり、逆同時計数の効果はあまり期待できなくなる。ただし、遮へい材である鉛から発生する特性 X 線は逆同時計数により除去される。また、40, 50keV 以下の領域で、本方式の長所が観測される。これは、この領域では計数が少ないため差が際立つということに加え、結晶周辺部に入射する  $\gamma$  線のなかには、微小にエネルギーを沈着したのち結晶外に逃れるものもあり、こうした  $\gamma$  線が抑制されたためと考えられる。

遮へい方式の違いによるバックグラウンド低減係数を、表 3.2.2 にまとめた。ここで、バックグラウンド低減係数は、遮へいが無いときの Ge 検出器の全計数に対する、遮へいを施したときの Ge 検出器の全計数の比をとり、その逆数とした。

表 3.2.2 バックグラウンド低減方式の違いによるバックグラウンド低減係数  $R_{TC}$

遮へい状態	$R_{TC}$
Ge (単独)	1.00
Ge + 環状鉛	4.30
Ge + NaI ガード	2.79
Ge + NaI ガード + 鉛	3.38
Ge + NaI ガード + 逆同時計数	4.62
Ge + NaI ガード + 鉛 + 逆同時計数	4.85

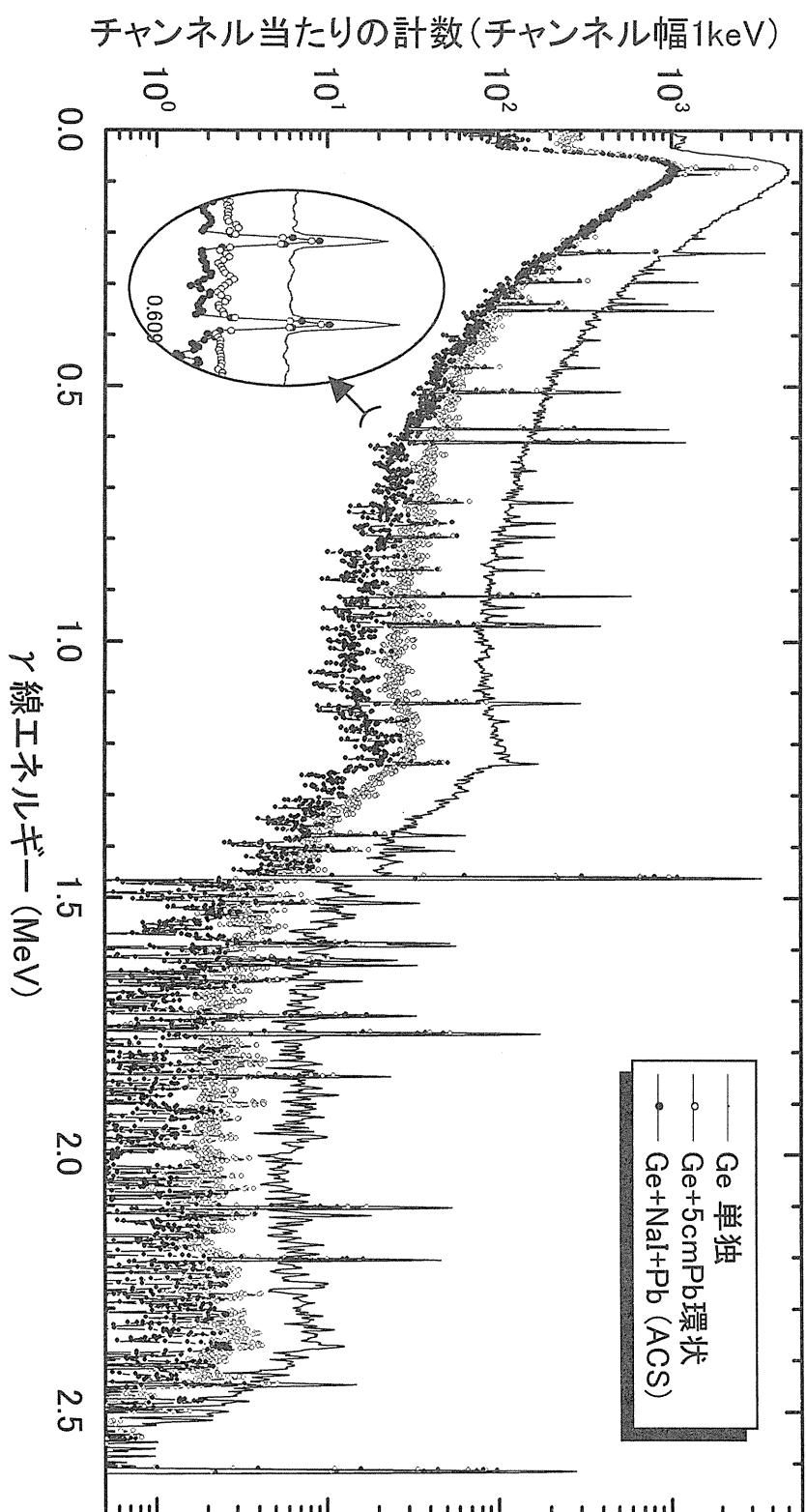


図 3.2.5 バックグラウンド低減方式の違いによるバックグラウンド波高スペクトル

### 3.4 方向感度特性

本方式の遮へい効果をもっと明らかにするために、その方向感度を計算により評価した。バックグラウンド $\gamma$ 線と等価なエネルギースペクトルをもつ平行ビームで、検出ユニットを照射した。 $\gamma$ 線スペクトルの平均エネルギーは約490keVである。本システムの水平方向に関する方向感度を図3.2.6に示す。逆同時計数の実施の有無による違いも示した。Geの結晶軸に平行で前面からの入射する角度を $0^\circ$ とした。検出ユニットは $0^\circ$ 軸を対称軸とした構成であるから、 $0^\circ$ から $180^\circ$ 間をプロットした。図から分かるように、側面と背面の感度は非常に小さい。後方の鉛の遮へいが薄いことから、 $165^\circ$ と $180^\circ$ の角度については、少し感度をもつが、相対的にみると、問題となるレベルではない。試料方向の感度（前方の感度）については、 $0^\circ$ から $45^\circ$ の角度範囲においてほとんど等感度を示す。また、 $60^\circ$ では少し感度が落ちる程度であることが分かる。このように広い角度範囲にわたって感度をもつということは、高い検出効率をもつということを意味しており、本検出ユニットの最大の特長のひとつである。

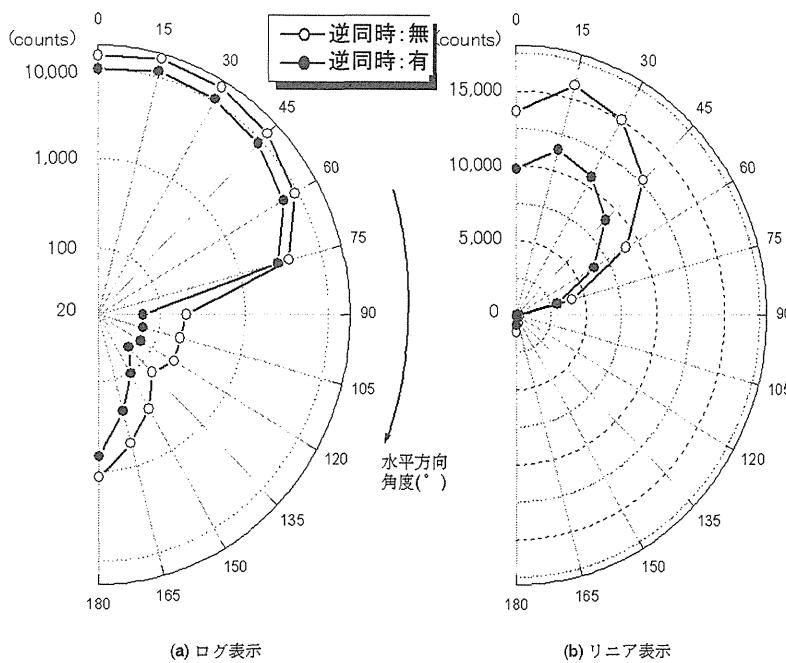


図3.2.6 バックグラウンドの全計数を指標にした方向感度

### 3.5 検出限界放射能の評価

#### 3.5.1 Ge検出器による検出限界放射能

本検出ユニットの検出限界放射能を計算により評価した。計算体系を図3.2.7に示す。試料は200リットルドラム缶とし、測定時間は4分として評価した。バックグラウンド計数には、当実験室環境下の計数値を用いた。厳密には、建屋からのバックグラウンド放射線は試料により遮へいされることになるため、バックグラウンド計数が減少することを考慮しなければならないが、ここでは考慮していない。

廃棄体の内容物としては、可燃物(紙)[充填密度1/6、密度0.19g/cm<sup>3</sup>]、コンクリート[充填密度1/3、0.8g/cm<sup>3</sup>]、金属(鉄)[充填密度1/10、0.79g/cm<sup>3</sup>]の3種、また $\gamma$ 線放射性核種としては、Am-241、Co-57、Cs-137、Co-60を考えた。放射能の分布に関しては、均一分布と中央に偏在

した場合の 2 つを想定して、それぞれの検出限界放射能を評価した。

検出限界放射能  $C$ (Bq/g) は、以下の式を用いて評価した。

$$C = \frac{1}{g} \cdot \frac{1}{\varepsilon} \cdot \left[ \frac{3}{2} \left\{ \frac{3}{T_s} + \sqrt{\left( \frac{3}{T_s} \right)^2 + 4n_b \left( \frac{1}{T_s} + \frac{1}{T_b} \right)} \right\} \right] \quad \dots \dots \quad (3.1)$$

ここで、 $g$  は廃棄体重量、 $\varepsilon$  は検出効率、 $T_s$ 、 $T_b$  は試料およびバックグラウンドの測定時間、 $n_b$  はバックグラウンド計数率である。

算出結果を図 3.2.8 に示す。主な原子炉等廃棄物に関するクリアランスレベルの導出値が Co-60 で 0.4Bq/g、Cs-137 で 1Bq/g である。RI・研究所等廃棄物についても、この値近辺を目安値とすると、均一分布を仮定した場合には、ここで設定したすべての試料、核種に対して、この目安値を下回ることが分かった。一方、ドラム缶中央に汚染が偏在している場合には、試料の厚みが最大で 30cm あるため、放出  $\gamma$  線のエネルギーが低い Am-241 や Co-57 では、試料内部で一部エネルギーを落としたり、または吸収されて、検出することが難しくなる。このため、Am-241 に関しては、コンクリート、鉄のように密度が高い試料では検出限界放射能は高い値を示した。とくに原子番号が大きい鉄試料では、Co-57 についても厳しい結果となった。これに対して、紙試料のように低密度、低原子番号の試料に対しては、Am-241 でも目安値を下回った。

紙や鉄の試料では、自然放射性核種の濃度が小さいため、遮へい体を用いて測定環境を低バックグラウンド環境下にすることにより、検出限界放射能をさらに低くすることができる。ただし、ここで仮定した密度より密に充填されたときには、その分検出限界放射能は悪くなる。このように、試料密度の不均一、放射能の分布といった実態にあわせて、検出限界放射能は変動することに注意しなければならない。

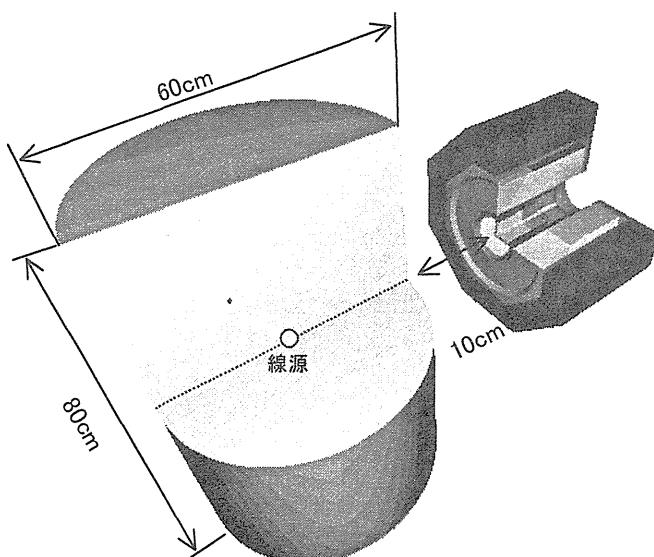


図 3.2.7 検出限界放射能を求めるための計算体系(線源が中央 1 点に偏在した例、検出器の高さはドラム缶の半分の高さに配置)

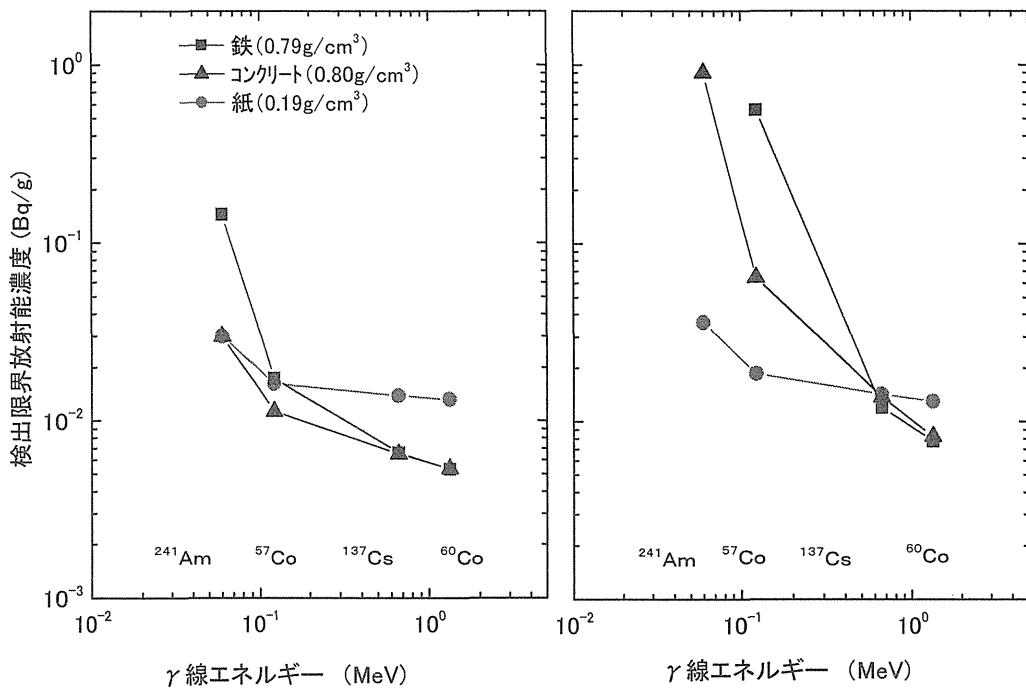


図 3.2.8 Ge 検出器による検出限界放射能(左:均一分布、右 : 中央一点汚染)

### 3.5.2 NaI(Tl)ガード検出器による検出限界放射能

ガード検出器の前面 NaI(Tl) 4 個を放射能評価に使用する場合の検出限界放射能を、前項と同様にして算出した。結果を図 3.2.9 に示す。比較のため、紙試料に対する逆同時システムの結果を図中にあわせて示した。その結果、紙試料では逆同時システムと同程度の検出限界を示した。また、他の試料に対しても同じような結果が得られた。

実際には NaI(Tl)検出器のほうが体積の点からみて検出効率は高いが、以下の理由により検出限界放射能は低くならなかったと考えられる。まず、NaI(Tl)シンチレータの形状（八角柱）の複雑さから、シンチレーション光の集光があまり優れず、エネルギー分解能が悪化した。また、現段階では、NaI(Tl)ガード検出器からの光信号の取り出し口である光電子増倍管部分には遮へいを設けていないため、バックグラウンド計数がやや多くなった。これらの課題を解決すれば、検出限界の改善を図ることは可能である。

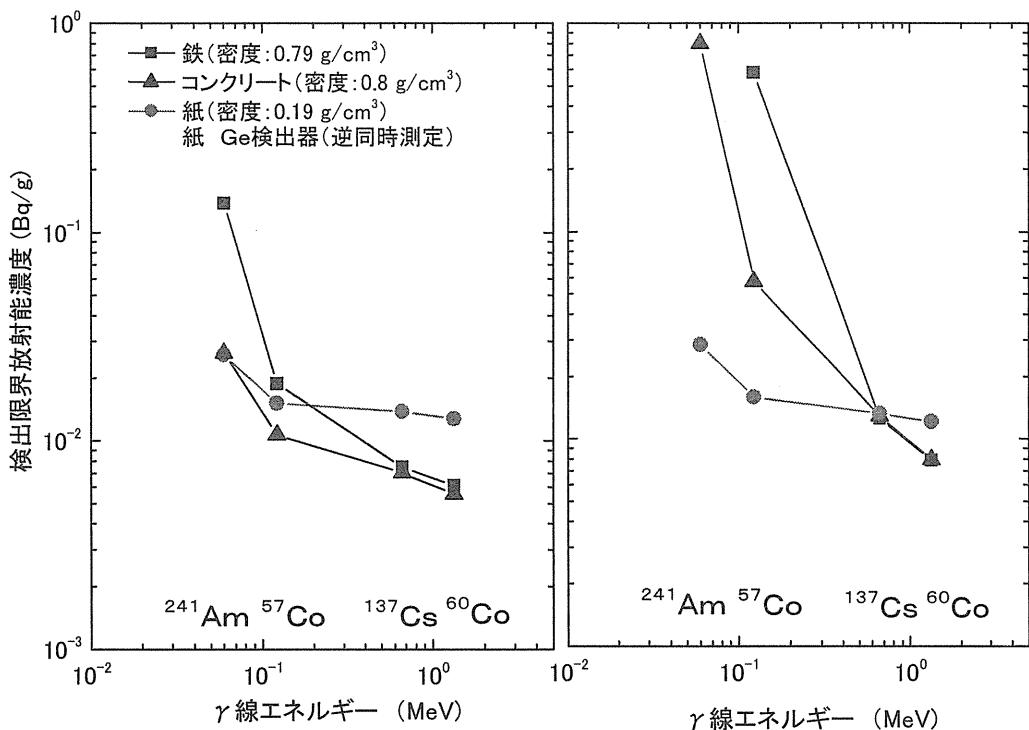


図 3.2.9 NaI(Tl)検出器による検出限界放射能(左:均一分布、右 : 中央一点汚染)

### 3.6 まとめ

廃棄物試料(200ℓ ドラム缶など)中に含まれる微量なγ線放出核種を同定・定量するために、高機能な核種同定型検出ユニットを開発した。ここでは、バックグラウンド計数を低減するために、逆同時計数によるアクティブな遮へい方式を採用した。通常の現場において測定評価できるように移動型とし、検出部だけを局所的に遮へいしている。開発したユニットを用いることにより、Ge 検出器の単独使用と比べて、約 1/5 にバックグラウンド計数を低減することができた。これにより、Am-241 のように低いγ線エネルギーを放出する核種に対しても、放射能が均一分布し、通常想定される充填密度の試料であれば、コンクリート、紙試料で約 0.03Bq/g (4 分測定を仮定) という検出下限値を示した。鉄試料に対しても、0.2Bq/g 未満であり、主な原子炉施設のクリアランスレベルの算出値の最低値である 0.2Bq/g を下回っている。

放射能が中央偏在した試料の場合には、対象核種が Cs-137 や Co-60 のように測定しやすい核種であれば、検出下限は 0.02Bq/g 未満であり測定による評価は可能である。ただし、低いγ線エネルギー放出核種については、試料が 200ℓ ドラム缶のような嵩のあるものだと測定による対応は難しい。偏在試料に対しては試料を小さくする、薄くするなど、試料側での検討が必要である。

## 4. 位置情報型検出ユニット

### 4.1 概要

RI・研究所等廃棄物の場合には、放射能の分布が均一であるとは仮定できない。このため、廃棄体中の放射能濃度を精度よく測定評価するには、核種を同定することのほかに、放射能汚染の部位を特定することも重要となる。汚染核種が $\beta$ 線放出核種である場合には通常の $\beta$ 線測定器を用いて汚染箇所を検出することが可能である。ただし、測定可能な範囲は対象物表面に限られ、汚染核種が対象物の中に浸透しているときには測ることができないため、放射能分布評価にはつねに仮定が伴う。一方、 $\gamma$ 線放出核種を対象にした場合には、 $\gamma$ 線の透過性のために分布情報は不明瞭になるといった反面、対象物内部の汚染分布をある程度評価することができる。一般に、廃棄体のように評価面積が広い試料に対する $\gamma$ 線分布測定では、単純には複数の検出器を並べた構成を組むことになる。ただしこの場合には、多くの測定系(モジュール、電子回路など)が必要で取り扱いが煩雑なシステムとなる。本研究では、1本の棒状NaI(Tl)シンチレーション検出器からなる検出ユニットを開発し、廃棄体中の $\gamma$ 線放出核種の分布情報をえることを目的とした。

位置検出型の長い棒状のNaI(Tl)検出器は、宇宙観測における $\gamma$ 線テレスコープ<sup>10,11)</sup>、コンピュータ断層撮影装置(CT: Computed Tomography)<sup>12)</sup>に、これまで用いられてきている。シンチレーション光は相互作用位置で発生するため、シンチレーション光の位置を測定から決めることにより、放射能分布の推測が可能である。位置の検知は、棒状検出器の両端に取り付けた2つの光電子増倍管(PMT: Photomultiplier Tube)の出力を比較することによって行う。 $\gamma$ 線が棒状シンチレータ内部の或る位置で相互作用を起こしたとすると、一方の端で観測されるシンチレーション光の強度は、相互作用位置と光電子増倍管との距離に応じて指数関数的に減衰する。これを利用して、両端の光電子増倍管で観測される発光量の違いから相互作用の位置を決定することができる。

### 4.2 測定システムおよび位置決定原理

開発した位置情報型検出ユニット<sup>13)</sup>を写真4.2.1に、本検出ユニットを用いた廃棄体の放射能分布測定の概念を図4.2.1に示す。6.35cm × 6.35cmの断面をもつ71.12cm長の角柱NaI(Tl)シンチレーション検出器を製作した。その両端に、直径5.08cmの光電子増倍管(PMT)を装着した。



写真4.2.1 位置情報型検出ユニットの外観

両端は Al の厚いハウジング構造をもつため、シンチレータの有効長さは、69cm である。また、検出器の入射窓の Al 厚は 1mm とした。シンチレーション光の減衰を大きくして位置情報が際立つように、シンチレータの表面は鏡面仕上げ、反射材には白色紙を用いた。

図 4.2.2 に棒状 NaI(Tl) 検出器の測定システムを示す。検出器の波高スペクトルは、両端の PMT からの出力信号を加算することにより得られる。一方、位置情報取得については、両端の PMT からのパルス波高を 2 つの入力パラメータとして、2 パラメータ分析システムに取り込んで測定した。2 パラメータ分析システムを用いることにより、比較的単純な測定系となり、 $\gamma$  線の相互作用位置とそこでの沈着エネルギーを同時に測定することができる。波高スペクトルは 1024 チャンネルで記録した。

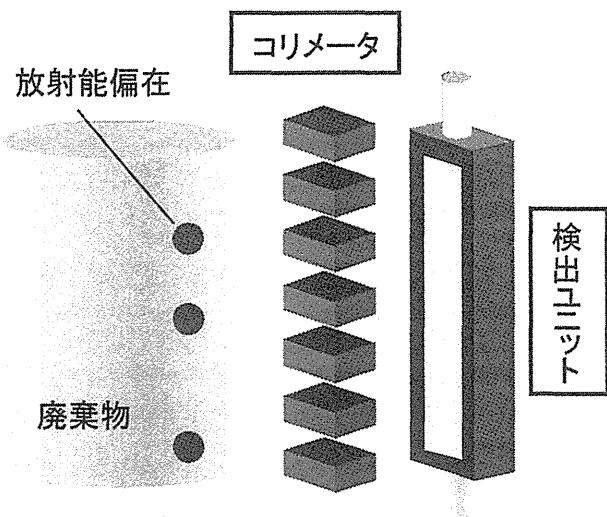


図 4.2.1 位置情報型検出ユニットによる廃棄体中放射能分布測定の概念

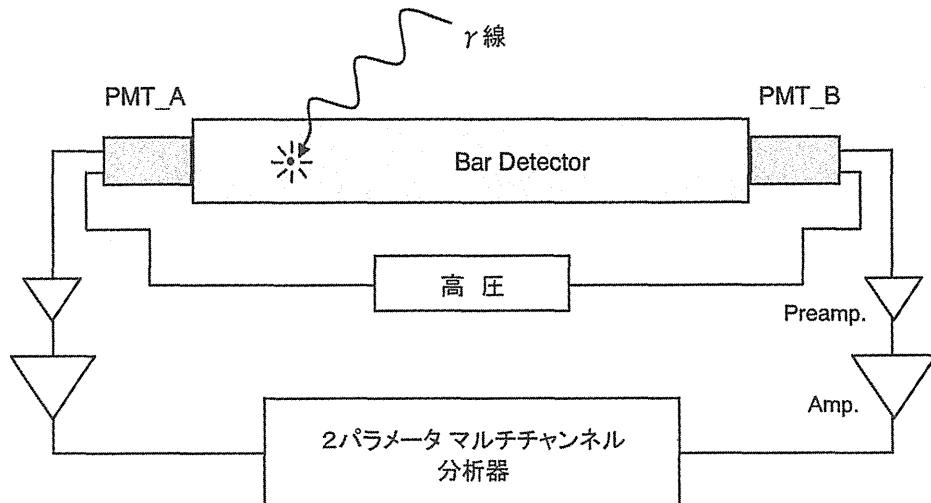


図 4.2.2 位置情報型検出ユニットの測定システム

2 パラメータ分析システムによる測定結果は、図 4.2.3 に示すように 2 次元プロットとして描画される。この例は、検出器の長さ方向に 5cm 間隔で Co-60 線源のビームを照射したときの検出器レスポンスを、重ね合わせて表示したものである。実際には、測定結果は 3 次元のデータをもち、各点の計数は色により表現されている。

本検出ユニットによる位置決定の原理を、2 次元プロット図を用いて説明する。図の X および Y 軸は、PMT-A、PMT-B で観測されたパルス波高を表す。例えば、 $\gamma$  線が検出器中央位置から  $x$

ずれた位置で相互作用したときに、両端の PMT で観測される信号の大きさをそれぞれ  $E_A$ ,  $E_B$  とすると、それぞれの信号の大きさは以下の式で与えられる。

$$E_A = C_E e^{-\alpha(L/2-x)} \quad \dots \dots \quad (4. 1a)$$

$$E_B = C_E e^{-\alpha(L/2+x)} \quad \dots \dots \quad (4. 1b)$$

ここで、 $\alpha$  は単位長さあたりの光の減弱係数、 $C_E$  は相互作用位置で発生した光量、 $L$  はシンチレータの長さである。上記の 2 つの式から、両者の信号と相互作用位置との関係は次のように表される。

$$\frac{E_A}{E_B} = e^{2\alpha x} \quad \dots \dots \quad (4. 2)$$

また、上の式は、X 軸と直線がなす角  $\theta$  を用いて、以下のように書き換えることもできる。

$$\theta = \tan^{-1}(e^{2\alpha x}) \quad \dots \dots \quad (4. 3)$$

相互作用位置における波高スペクトルは、X 軸となす角度  $\theta$  の直線上の計数から求められる。

棒状検出器の位置分解能は、シンチレータの長さ  $L$  と単位長さあたりの光の減衰係数  $\alpha$  との積に依存する。一般に、 $\alpha \cdot L = 2.9$  が最良の位置分解能を得るための最適値とされている<sup>9)</sup>。光の減衰係数  $\alpha$  は、シンチレータ表面の反射率や、シンチレータ内部での光の吸収を変えることにより調整することができる<sup>9)</sup>。広範囲を測定対象領域とするときには出来るだけ長い検出器が望ましい。しかし、製作上の困難さに加え、光の減衰係数の調整も難しくなるため、長いシンチレータになればなるほど良い位置分解能を保つのが難しくなる。

$\gamma$  線テレスコープや CT 装置では、数 mm と高い位置分解能が要求されるが、本研究で対象と

する放射能汚染測定には、それほどの高い位置分解能は必ずしも必要ではない。本検出器では、 $\alpha \cdot L = 2$  前後の仕様とした。

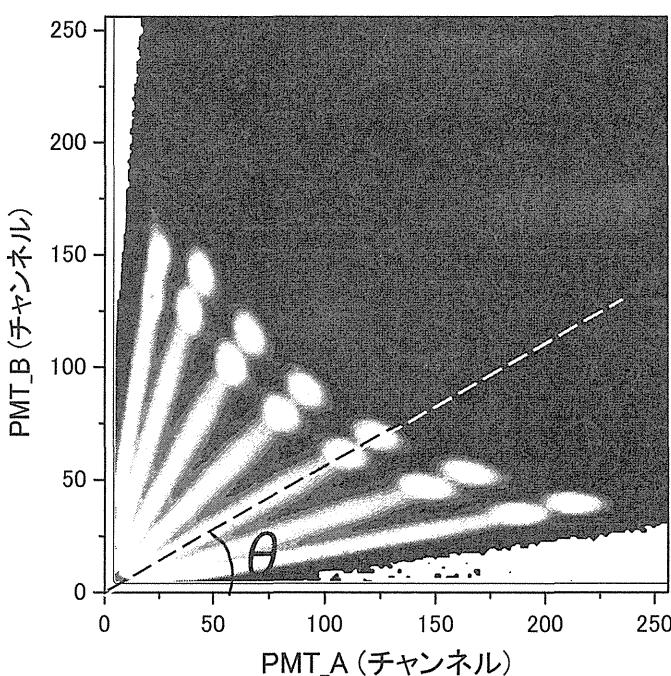


図 4.2.3 2 パラメータシステムによる検出器レスポンス（コリメートした Co-60 線源）

### 4.3 位置分解能

棒状検出器の位置分解能を測定した。測定は、棒状検出器の長さ方向に沿って 10cm 間隔で測定した。線源には Co-60 を用い、14mm  $\phi$  の穴を開けた厚さ 10cm の鉛コリメータを通して照射した。

まず、本検出ユニットにおける、X 軸となす角度  $\theta$  と、放射線の相互作用位置との関係を図 4.3.1 に示す。入射位置は、検出器の中央点を 0cm とし、ここを中心左右のずれを土の距離で表現した。本来、角度  $\theta$  と入射位置との間には直線関係が成立するべきであるが、結晶の両端付近でやや非対称性を示した。これは、シンチレータの熱膨張をハウジング内部で吸収するために構造上の余裕が必要であり、双方の端でシンチレータと光学窓との完全なカップリングを行うことができないためと推測される。図 4.3.2 に、検出器中央(0cm)におけるコリメートした Co-60  $\gamma$  線源に対する波高スペクトルを示す。エネルギー分解能(FWHM)は 1.33MeV で 6.3% を示した。長い棒状の形状を考慮すると、良いエネルギー分解能を有しているといえる。

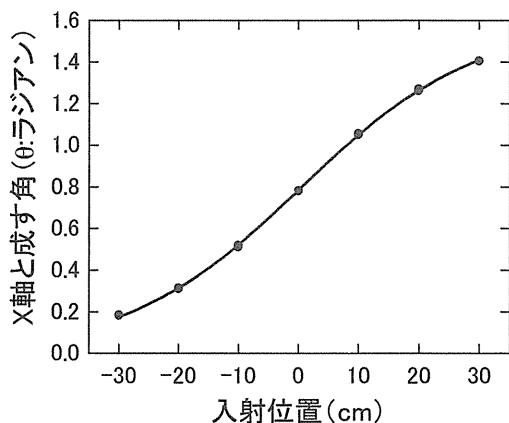


図 4.3.1 X 軸との角度  $\theta$  と入射位置の非直線性

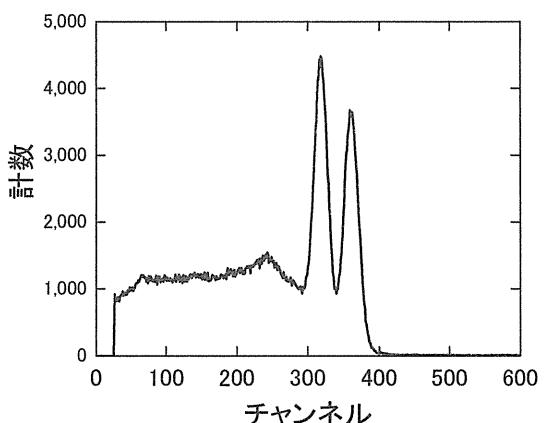


図 4.3.2 検出器中央(0cm)における波高スペクトル (線源は Co-60)

図 4.3.3 に、10cm 間隔毎に測定した 1.33MeV 全吸収ピーク計数を合成したものを示す。この全吸収ピーク計数の拡がりが、検出器がもつ位置分解能に相当する。0cm における位置分解能を半値幅 (FWHM) で評価すると、3.1cm であった。

同様にして、Cs-137(0.662MeV)に対する位置分解能は、中央で 3.4cm であった。位置分解能は、端へ近づくほど悪化するが、 $\pm 20\text{cm}$  の範囲では、Co-60、Cs-137 線源のいずれでも、5cm 以内に収まっている。このことから、大面積の試料に対しては充分な位置分解能をもつことが分かった。

検出器の位置分解能は、検出器固有のエネルギー分解能と、 $\gamma$  線のシンチレータ内部での散乱などによるエネルギー沈着位置の拡がりとの総合的な結果として決まる。測定結果から判断すると、エネルギー分解能の因子のほうが支配的であると推測できる。

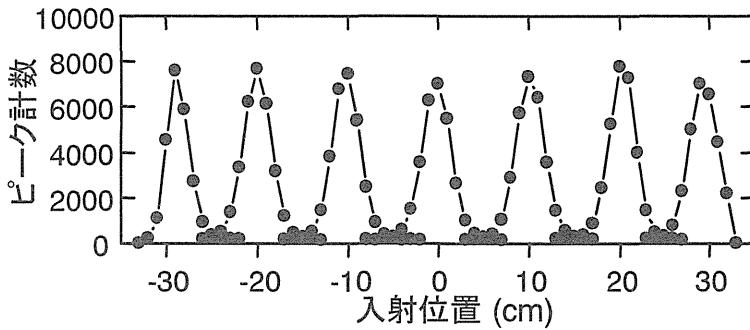


図 4.3.3 相互作用位置による全吸収ピーカー計数（コリメートした Co-60 線源）

#### 4.4 放射線の拡がりと位置分解能

開発した棒状検出器は、本目的を遂行するうえで、所要の位置分解能を有することがわかった。しかし実際には、線源が検出器から離れるにつれて  $\gamma$  線の強度分布が拡がるため、測定により位置を決定するのが困難となる。図 4.4.1 に、線源距離に応じた 1.33MeV 全吸収ピーカーの位置分布を示す。Co-60 点線源を、棒状検出器の中央位置 0cm において、法線方向に 0cm（表面）、10cm, 40cm の距離に置いた。図から分かるように、線源との距離が大きくなればなるほど位置分解能は悪化する。位置分解能は、表面（0cm）で 5.2cm、10cm 離れた点では 32.3cm となった。40cm については、計測不能であった。

以上の結果から、位置情報を得るためにには、放射線の拡がりを抑えるコリメータが必要である

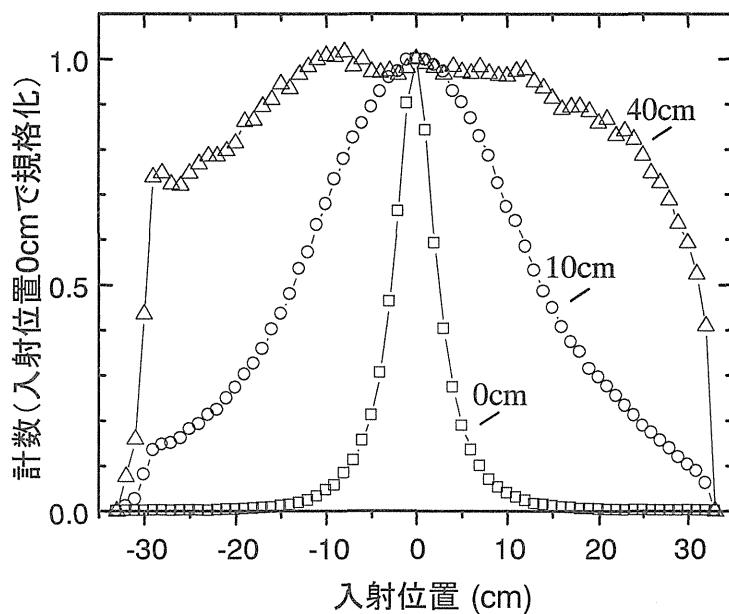


図 4.4.1 検出器中央(0cm)における距離に応じた放射線の拡がり (Co-60 線源)

ことが分かる。ここでは、1cm 厚で、10cm 長の鉛コリメータ板を 5cm 間隔で配置した。実験は、検出器からの距離 10cm と 40cm にて、Co-60 線源を用いて行った。実験の配置を図 4.4.2 に示す。このときの鉛コリメータの効果を図 4.4.3 に示す。コリメータがない状態の位置分解能を 1cm 間隔でプロットした。コリメータを追加したときの位置分解能は、5cm 間隔でまとめたヒストグラムで示した。線源が検出器表面から 10cm 離れているときには、コリメータを使用することで、位置分解能を約 1/6 に改善できた。この数値はコリメータを配置した間隔（ここでは 5cm 間隔）に大きく依存する。線源との距離が 40cm のときには、位置分解能を 25cm とすることができた。この距離でさらに位置分解能を上げるには、コリメータの高さを 10cm より高くするなどの工夫が必要である。

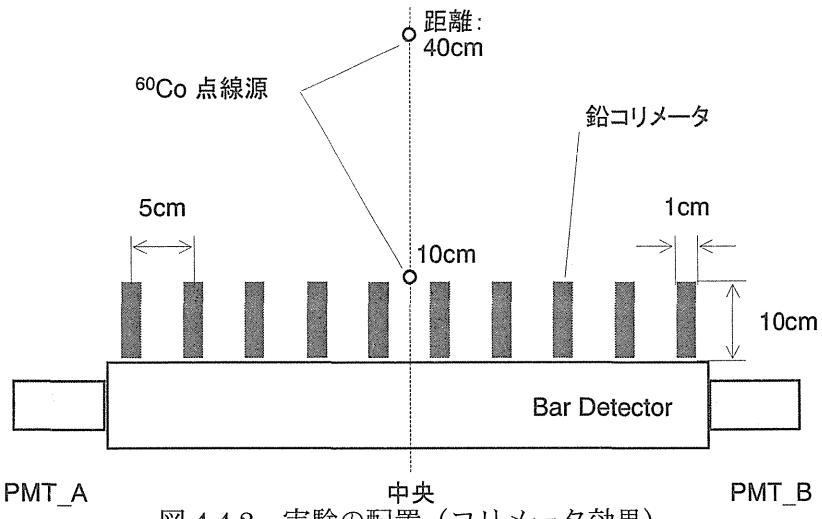


図 4.4.2 実験の配置（コリメータ効果）

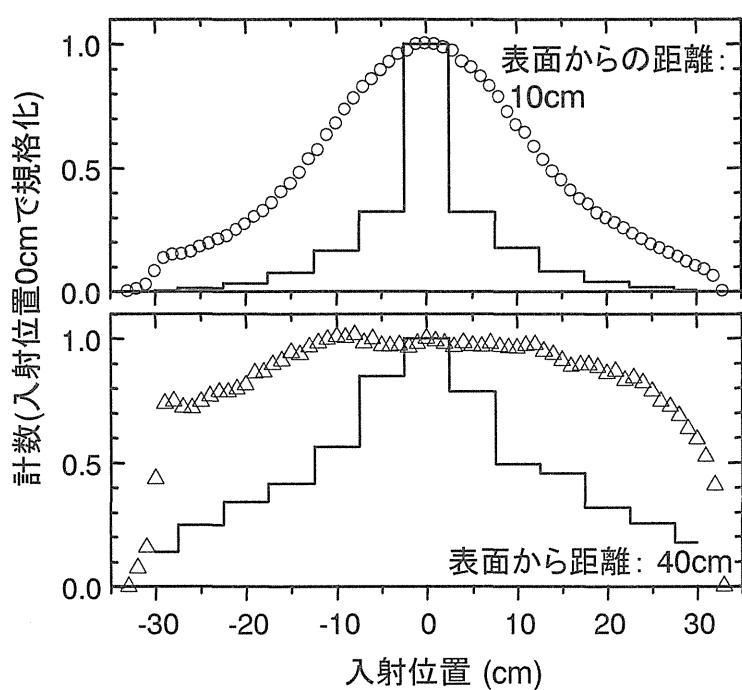


図 4.4.3 コリメータの有無の違いによる放射線の拡がり

#### 4.5 加算効果

実際に汚染測定への適用を考えた場合、検出効率が高いため、加算（サム）効果が現れることがある。とくにカスケードで $\gamma$ 線を放出する核種に対して注意が必要である。例えばCo-60核種では、1.17MeVと1.33MeVの2つの $\gamma$ 線が同時に放出されるため、波高スペクトル上では2つを加算したエネルギー2.50MeVにサムピークが出現する。このように、同一核種から同時に2つの $\gamma$ 線が放出される場合には、ピーク計数に欠損が生じ、検出効率に影響を及ぼす。図4.5.1に、本検出器とCo-60線源間距離に対する波高スペクトル上のサムピークの変化を表す。線源は、結晶の長さ方向の中央位置において、表面から0, 10, 40cm離した距離に置いた。図示した3つの波高スペクトルの測定時間は同じである。Co-60線源に対するサムピーク計数は、0cm（検出器表面）の位置において1.33MeVピーク計数の19%であった。次に、10cm遠ざけるとサムピーク計数は2%にまで著しく減少した。40cmでは、加算効果によるサムピークは観測されなかった。このように、加算効果は測定する核種と距離をおくことで小さくすることができる。また、コリメータの使用も加算効果を小さくする。ただし、距離を離したり、コリメータを使用すると、検出効率の重大な低下をもたらす。例えば、線源を0cmから10cmに遠ざげることにより、1.33MeVのピーク検出効率は70%に低下する。

コリメータを使用することによる検出効率の低下を、表4.5.1に示す。線源との距離が10cmのときの、コリメータの有無による検出効率を示した。この場合、鉛コリメータの使用により、1.33MeVに関するピーク検出効率は約60%低下した。このように、位置分解能を改善するためのコリメータの使用には、検出効率の低下を伴うということに注意しなければならない。

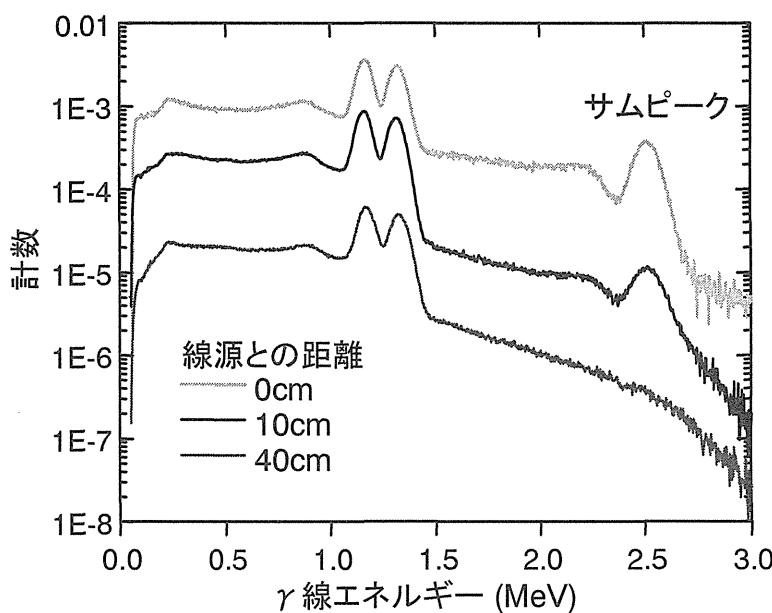


図4.5.1 線源距離と加算効果の関係(Co-60線源)

表 4.5.1 鉛コリメータ使用による検出効率の変化

距離 (cm)	コリメータ無	コリメータ有
10	0.017	0.0066

#### 4.6 まとめ

放射能汚染分布を測定するための棒状検出器を開発し、その適用性について検討した。ここでは、71.12cm(28 インチ)長の NaI(Tl)検出器を製作した。この検出器を用いることで、比較的単純な測定系で、放射能汚染分布に関して効率がよい測定が可能となり、表面近傍の汚染に対しては、3~4cm の位置分解能で測定できることがわかった。

位置分解能は検出器の長さ方向に対する光の減衰に依存し、反射材などを調整することにより目的とする性能が得られる。ここでは、反射材には白色紙、NaI(Tl)結晶の表面は鏡面仕上げとしたものについて性能を示した。なお、反射材に黒色紙を使用した型も製作し試験したが、集光量が充分ではないためエネルギー分解能が非常に悪くなり、使用には適さなかった。

対象とする試料が厚くて汚染核種との距離が大きくなるような状況では、放射線が拡がるため、位置分解能が悪くなる。この場合にはコリメータを用いることで、汚染分布に関する位置情報が得られることを確認した。ただし、使用するコリメータの形状などは、検出効率の低下を招くため、対象とする核種や試料の性状などを考慮し、個別に最適な決定を行うほうがよい。

## 5. 高効率型検出ユニット

### 5.1 概要

廃棄物などの汚染を効率よく測定するためには、大面積の検出器が必要とされる。これまで、大面積化が求められるときには、安価で加工性に優る点で、プラスチックシンチレーション検出器が選択されてきた<sup>14,15)</sup>。しかし本来、組成が人体に近いという点を除けば、 $\gamma$ 線の測定には向きである。プラスチック検出器は、原子番号の小さい元素を素材としているため、パルス波高分布上に全吸収ピークはほとんど観測されない。また、低エネルギー領域における $\gamma$ 線の検出では、より高いエネルギーの $\gamma$ 線によるコンプトン散乱成分が低エネルギー部に重畠し、高いバックグラウンド計数を与えるため、かなり高い検出限界値を示す。プラスチック検出器から得られる $\gamma$ 線のエネルギー情報は乏しく、核種の組成が明らかな対象物に対してのみ使用されるのが一般的である。

本研究では、プラスチック検出器の低エネルギー領域における検出感度不足という欠点を補った検出器を製作し、その適用性について検討した。ここでは、プラスチック検出器に無機シンチレータを張り合わせたホスウィッチ型の $\gamma$ 線検出器とすることで、とくに低エネルギー領域における検出性能の向上を目指した。一般にホスウィッチ検出器は、シンチレーション光の減衰時間が異なる2種類のシンチレータを張り合わせた構造をもち、2種類のシンチレータからの信号を波形弁別することにより、線種弁別やバックグラウンド低減を目的として用いられている<sup>16,17)</sup>。

### 5.2 構成および測定系

製作した CsI(Tl)/BC-400 ホスウィッチ型検出器<sup>18)</sup>を図 5.2.1 に示す。20cm × 20cm の入射面をもち、プラスチックシンチレータには BC-400 を使用した。BC-400 の前面に、5cm 角の CsI(Tl)のタイル 16 枚を貼り合わせた構成とした。シンチレータの厚さは、CsI(Tl)が 3mm、BC-400 が 5cm とした。両方のシンチレータからの光出力はライトガイドを通して、12.7cm(5inch)Φの光電子増倍管(PMT)に導いている。CsI(Tl)シンチレータは、高い原子番号をもっているため薄い厚さでも十分に $\gamma$ 線を停止できるという点と、劈開性がなく衝撃に強いという理由から選択した。また、BC-400 とのシンチレーション光の減衰の違いが大きく、波形弁別には適した組み合わせでもある。両シンチレータの基本的特性を表 5.2.1<sup>19)</sup>に示す。

本検出器の性能に関して、以下の 3 つの測定モードで試験した。

モードー I : CsI(Tl)シンチレータによる $\gamma$ 線スペクトロメトリー測定

モードー II : CsI(Tl)シンチレータによるグロス測定

モードー III : プラスチックおよび CsI(Tl)シンチレータによる全グロス測定

図 5.2.2 に、特性試験に用いた測定系を示す。モードー I および II では、CsI(Tl)だけで起こった事象によるパルス信号を扱うため、立ち上がり時間-パルス波高変換モジュールを用いて、パルス波形弁別を行った。より良い立ち上がり時間スペクトルを得るために、ここでは増幅器には

ファースト・フィルタ・アンプを用いた。立ち上がり時間スペクトル上の CsI(Tl)成分を基にゲートをかけ同時計数により、CsI(Tl)のみで発生した信号についてスペクトル測定を行った。

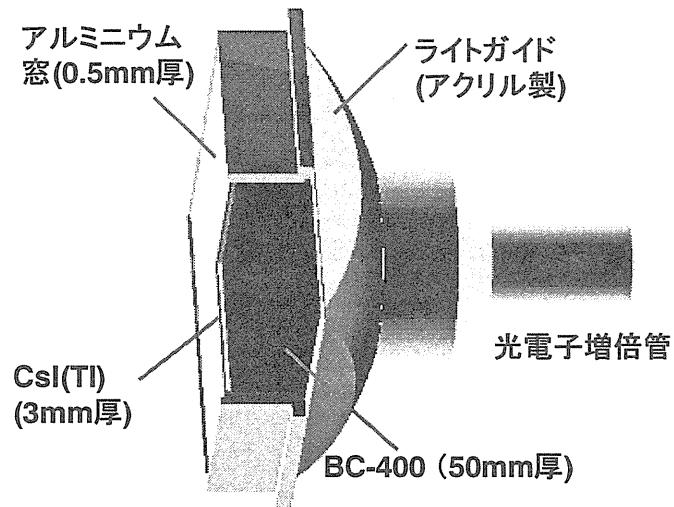


図 5.2.1 CsI(Tl)/BC-400 ホスウィッチ型検出器

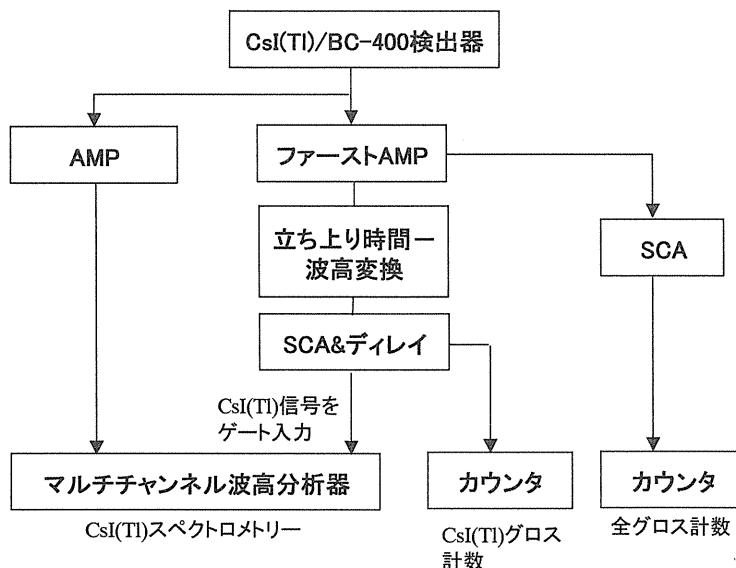


図 5.2.2 CsI(Tl)/BC-400 ホスウィッチ型検出器の測定系

表 5.2.1 使用したシンチレータの特性

シンチレータ	プラスチック (BC-400)	CsI(Tl)
最高放出波長 (nm)	423	540
減衰時間 (μs)	0.0024	0.68(64%) 3.34(36%)
比重	1.103	4.51

### 5.3 CsI(Tl)シンチレータの厚さ

プラスチックシンチレータの前面に貼り合わせる CsI(Tl)シンチレータの最適な厚みについて、検出限界放射能 (*MDA* : Minimum Detectable Activity) を指標として検討した。検出器の検出限界放射能は、検出効率とバックグラウンド計数率の両方に依存する。 $\gamma$ 線に対する検出効率は、シンチレータを厚くするにしたがって大きくなるが、対象とする $\gamma$ 線のエネルギー範囲を限定した場合には、シンチレータの不必要的厚さは周りからのバックグラウンド放射線の計数を増やすだけで、検出限界を上げることになる。ここでは、対象とする $\gamma$ 線エネルギーは約 150keV 以下とした。

モンテカルロ計算を用いて、CsI(Tl)シンチレータの厚さを 1mm から 7mm の範囲で変化させ、検出限界放射能を算出した。検出効率には、検出器表面の中央から 5cm 離れた場所に置いた点線源に対する全吸収ピーク効率を使用した。周囲からのバックグラウンド放射線には、3.1.2 で述べたモデルを使用した。検出器の検出限界放射能 *MDA* は、以下の式<sup>20)</sup>を用いて評価した。

$$MDA = \frac{4.65\sqrt{N_B T}}{f\varepsilon T} + \frac{2.71}{f\varepsilon T} \quad \dots \quad (5.1)$$

ここで、 $N_B$  は関心領域におけるバックグラウンド計数率、 $f$  は放出率（ここでは  $f = 1$ ）、 $\varepsilon$  は全吸収ピーク効率、 $T$  は計数時間である。ここでは  $T=5$  分とした。

図 5.3.1 に、得られた入射 $\gamma$ 線エネルギーと検出限界放射能の関係を示す。80keV 以下の低エネルギー領域では、検出限界放射能は CsI(Tl)の厚みに依存しないことが、図から分かる。この領域では光電効果による相互作用が支配的で、薄い CsI(Tl)でも十分に検出可能である。厚さに依らず検出限界放射能が変わらないことから、CsI(Tl)の厚みの増加に伴うバックグラウンド計数が増加する影響は小さいことがいえる。一方、 $\gamma$ 線のエネルギーが高くなるにつれ、薄いシンチレータでは、相互作用せずに透過する確率が高くなるため、検出限界放射能は急激に高くなる。ここでは、測定対象エネルギー領域を Co-57(122,136keV)を含む 150keV 以下のエネルギーとして、CsI(Tl)の厚みを 3mm と決定した。

決定した 3mm 厚 CsI(Tl)に対するバックグラウンド放射線の寄与について検討した。図 5.3.2 に、バックグラウンド放射線を入射エネルギーに関して 50keV 幅毎に分割して、3mm 厚 CsI(Tl)シンチレータの応答にどのエネルギー帯の $\gamma$ 線が関わっているかを示した。図中の点線が入射エネルギーフルエンスを表す。考察を容易にするために、CsI(Tl)シンチレータの応答関数は実際のエネルギー分解能に応じた分散をさせていないため、実際に観測されるスペクトルとは異なる。図から、100keV 以下の $\gamma$ 線はほとんどが光電効果により全吸収されていることが分かる。100keV 以上では、エネルギーが増すと共に点線との差が大きくなり、コンプトン効果の寄与が増大していることを表している。また、低エネルギー領域における、K-40 や U-, Th-系列の高いエネルギーの $\gamma$ 線に起因したコンプトン成分の寄与はかなり小さいことも分かった。

ここでは、対象とするエネルギー範囲から CsI(Tl)の厚さを 3mm としたが、CsI(Tl)の厚みは、対象とする核種、エネルギー領域、測定環境下のバックグラウンド計数などを考慮して決定しな

ければならない。

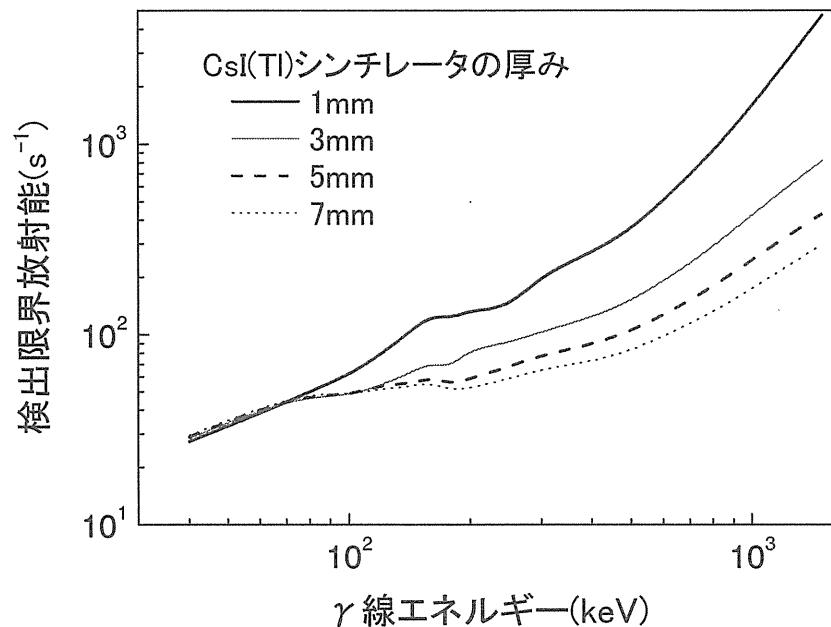


図 5.3.1 CsI(Tl) の厚さと検出限界の関係

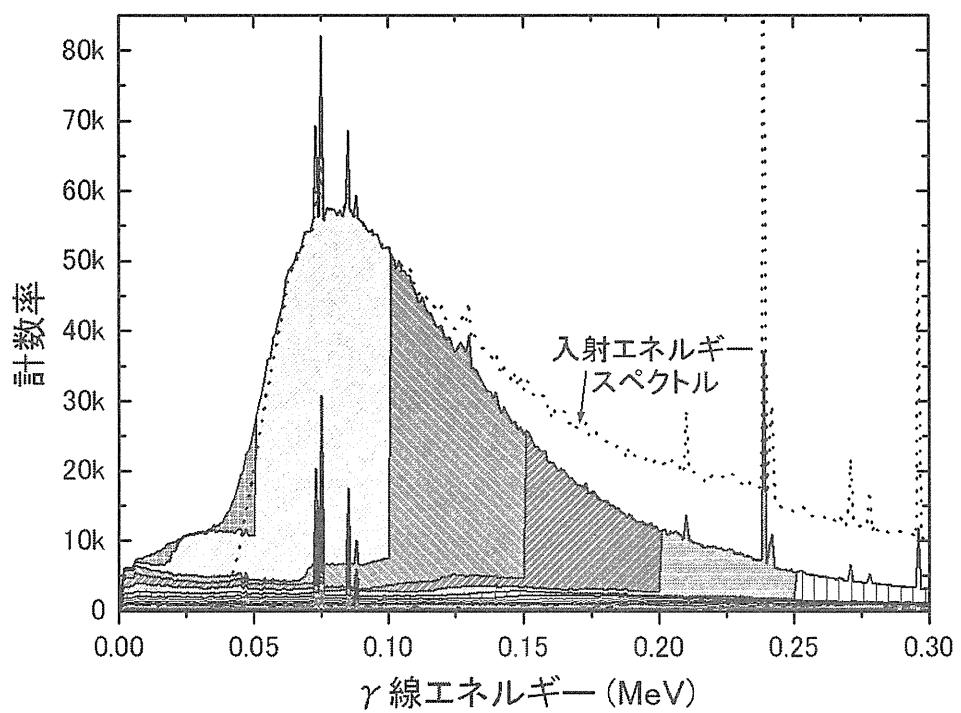


図 5.3.2 3mm 厚 CsI(Tl) の応答を形成する入射エネルギー別  $\gamma$  線の寄与

## 5.4 集光の改善

$\gamma$ 線スペクトロメトリーでは、エネルギー分解能が良いことが重要である。しかし、大面積が求められるシンチレーション検出器では、相互作用の位置によりシンチレーション光の光電子増倍管(PMT)への捕集効率が変動し、エネルギー分解能の低下をもたらす。ここでは、シンチレーション光の集光に関して、写真 5.4.1 に示す 3 つの集光方式について試験した。集光方式 (A) では、反射材を塗った四角錐の傘を製作し、距離において 5.08cm(2inch)  $\phi$  PMT で集光する。この方式は、シンチレータへの  $\gamma$ 線入射位置による集光量の差は小さいが、Am-241 の 59.5keV の  $\gamma$ 線に対して、エネルギー分解能は 48% と非常に悪い。PMT を口径の大きいものに変えることで、少しはエネルギー分解能は良くなるであろうが、大きくは期待できない。そこで、集光方式 (B) および (C) では、12.7cm(5inch)  $\phi$  PMT を使用し、発光位置と PMT の距離を近づけることにより、エネルギー分解能の改善を試みた。口径 12.7cm  $\phi$  が、一般的な PMT のなかでは最大である。方式 (B) では、12.7cm  $\phi$  PMT を直にプラスチックシンチレータと接合した。一方、方式 (C) では集光の改善を図るためにライトガイドを介して接合した。ライトガイドは、シンチレータの 4 隅の頂点を包含する球面で PMT と接合させる形状とした。図 5.4.1 は、(B) と (C) の方式における、入射位置による集光量の変動を一 10% 以内に止めることができ、均一な応答を得ることができた。

12.7cm  $\phi$  PMT を使用したことにより、中心部のエネルギー分解能(約 22%)は大きく改善された。ただし、直接接合した場合には、PMT の口径内から外れると急激に分解能が悪くなる。この欠点を補うためにライトガイドを仲介させた結果、中心部のエネルギー分解能はやや悪化したもの、入射位置による集光量の変動を一 10% 以内に止めることができ、均一な応答を得ることができた。

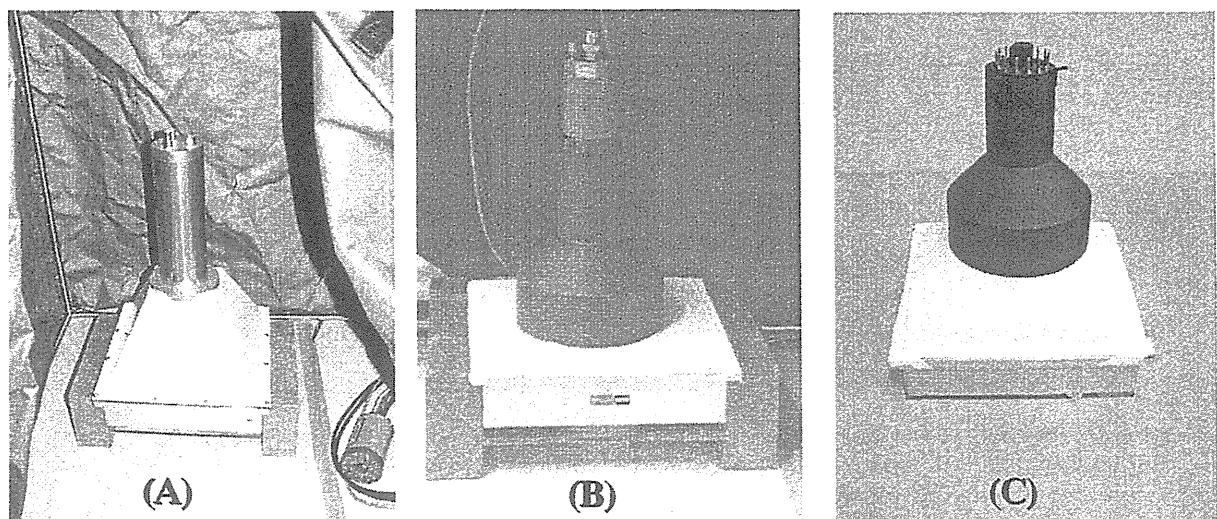


写真 5.4.1 検討したライトガイドの種類

(A) 5.08cm  $\phi$  PMT + 空気ライトガイド ; (B) 12.7cm  $\phi$  PMT 直付 ; (C) 12.7cm  $\phi$  PMT + アクリルライトガイド

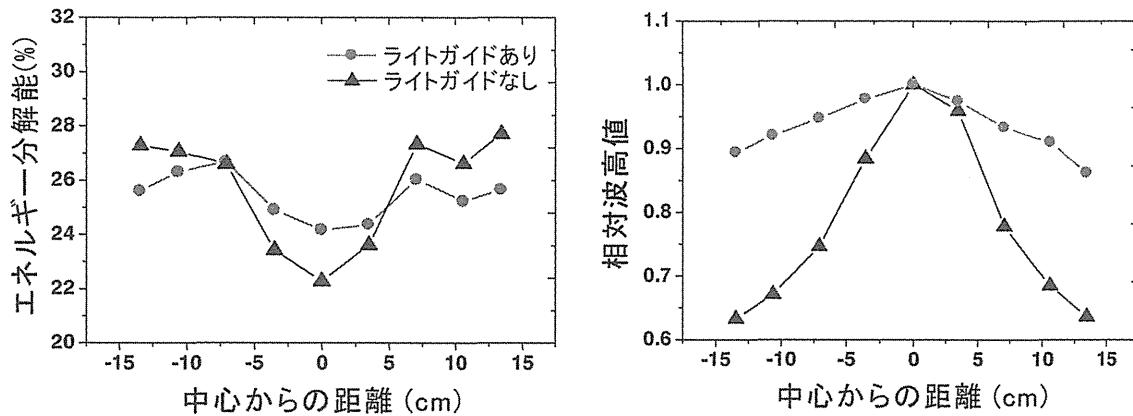


図 5.4.1 CsI(Tl)への入射位置による集光の変化

## 5.5 性能評価

### 5.5.1 立ち上がり時間弁別性能

CsI(Tl)とプラスチックシンチレータの信号パルスの立ち上がり時間弁別性能について、Am-241とCs-137の $\gamma$ 線源を用いて試験した。図 5.5.1(a)に、Am-241点線源に対する立ち上がり時間スペクトルを示す。線源は検出器前面方向、中央に置いた。この配置ではAm-241の $\gamma$ 線(59.5keV)は第1層のCsI(Tl)で完全に止まるため、図はCsI(Tl)のみによるタイムスペクトルを示している。これに対してCs-137線源では、図 5.5.1(b)に示すようにタイムスペクトル上に3つのピークが観測される。Cs-137によるCsI(Tl)の信号パルスのピークチャンネルは298ナノ秒から350ナノ秒にずれているが、これは、使用したRise Time To Height Converter(原研モデル154)の特性によるもので、入力信号の大きさに依存して立ち上がり時間が少々変動することによるものである。一方、プラスチックによる信号パルスのピークチャンネルは132ナノ秒にある。また、図中の斜線部は、両シンチレータで相互作用した信号パルスに相当する。この大部分

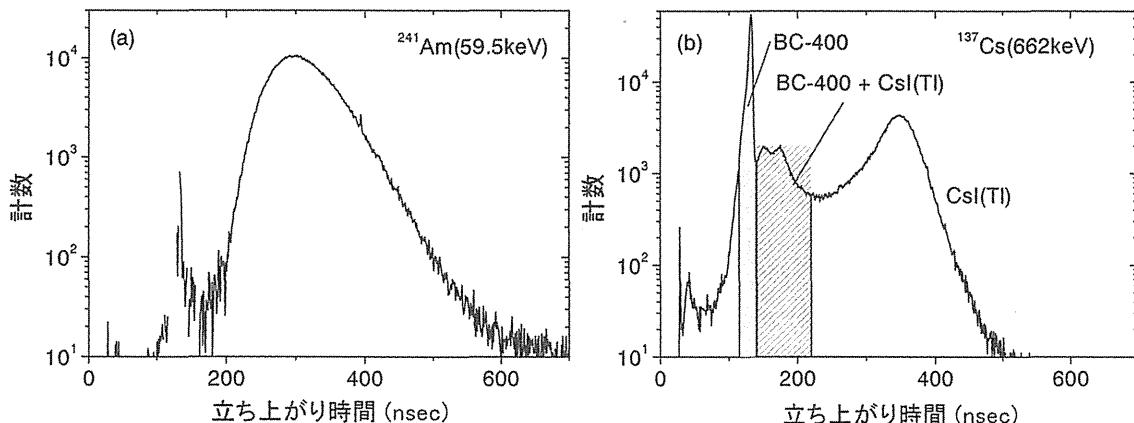


図 5.5.1 ライズタイム弁別性能

は、CsI(Tl)を通過したのち、第2層のプラスチックシンチレータで後方散乱され、その後 CsI(Tl) 中でエネルギーを沈着した成分である。この成分を CsI(Tl)のみで反応した信号パルスと完全に分離するのは困難であるが、この成分によるパルス計数は問題になるほど多くはない。

### 5.5.2 検出効率

5.2 に示した 3 つの計測モードにおける検出効率をシミュレーション計算に基づいて評価した。放射線源には、検出器の入射窓に対して垂直に入射する単一エネルギーをもつ平行光子ビームを仮定した。図 5.5.2 に、グロス計数時における検出効率を示す。比較のため、本検出器の第2層に用いたプラスチックだけで構成した検出器を仮定し、その検出効率を点線で図中にあわせて示す。低側のしきい値(lower-level threshold)エネルギーは、単独プラスチックシンチレータで 50keV、CsI(Tl)シンチレータで 40keV（貼り合わせたプラスチックシンチレータの光出力換算では約 100keV に相当）とした。約 200keV 以下のエネルギー領域では、単独プラスチックシンチレータと本検出器との検出効率の違いは極めて大きく、CsI(Tl)を付加することにより大幅に検出効率が向上していることが分かる。プラスチックシンチレータでは、百数十 keV 以下のエネルギーでは、ほとんど検出感度がない。プラスチックでの主な相互作用はコンプトン散乱で、このエネルギー領域ではそのコンプトン端エネルギーはしきい値エネルギーに満たないことによる。一方、百数十 keV 以上では、入射光子のエネルギーが高くなるにつれ、全グロス計数における検出効率は、単独プラスチックシンチレータの検出効率に近づく。これは、薄い CsI(Tl) が関与した相互作用がエネルギーの増加とともに急速に減少するためである。

図 5.5.3 に、CsI(Tl)シンチレータのピーク計数効率を示す。百数十 keV 以下の光子のほとんどは、3mm 厚の CsI(Tl) でほぼ全吸収される。ただし、このピーク効率は、薄さのため 500keV では 5% と急激に小さくなる。

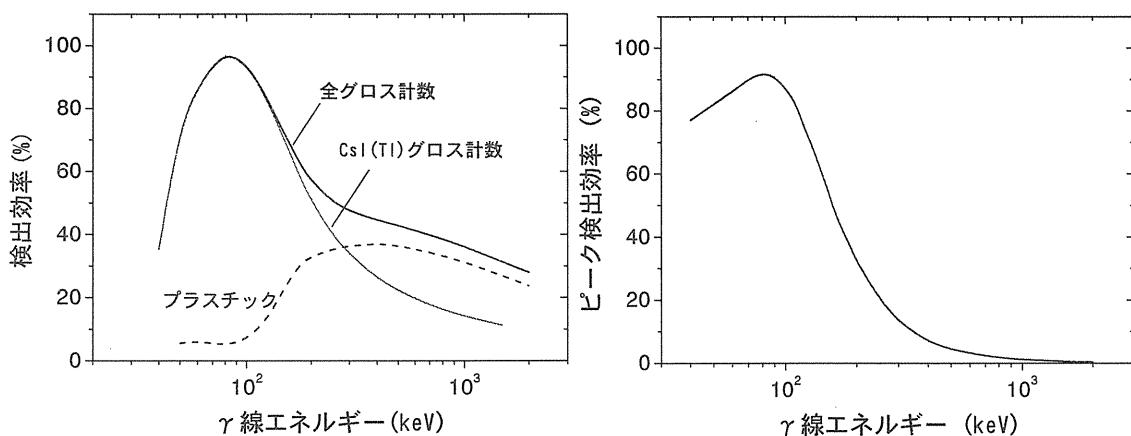


図 5.5.2 検出効率の比較

図 5.5.3 CsI(Tl) のピーク計数効率

### 5.5.3 コンプトン抑制効果

測定モード—I の CsI(Tl)シンチレーション検出器による  $\gamma$  線スペクトロメトリーにおいて、パルス波形弁別の実施は、バックグラウンド計数を低減し、 $\gamma$  線ピーク弁別性能を向上させる。パルス波形弁別により、両者のシンチレータでエネルギーを沈着する  $\gamma$  線の信号パルスは計測されないため、コンプトン連続部が抑制された波高スペクトルが得られる。図 5.5.4 に、自然バックグラウンド  $\gamma$  線存在下における、パルス波形弁別の実施の有無による検出限界放射能の低減比を示す。検出効率には、図 5.5.3 の値を用いた。とくに、低エネルギー一部領域でコンプトン抑制効果が高いことが分かる。自然バックグラウンド放射線としては、主として試料とは逆方向から入射する成分が妨害となる。これらの成分はプラスチックで相互作用をした後、CsI(Tl) に何らかの信号を付与するため、本検出方式では除去される。

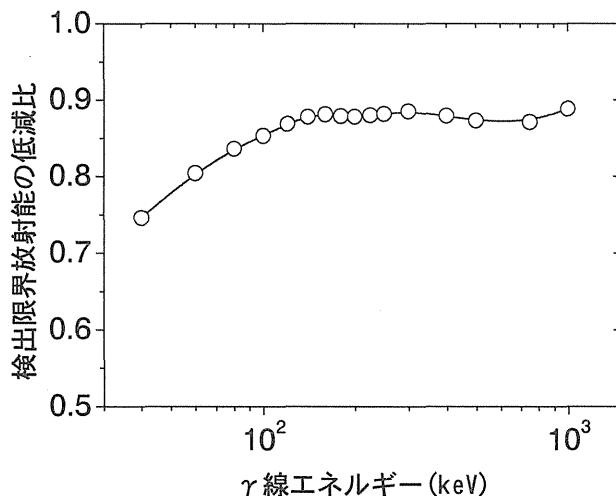


図 5.5.4 波形弁別による検出限界低減の効果

### 5.5.4 検出限界放射能

各測定モード毎に、本検出器の検出限界放射能を実験により評価した。測定では検出器周りに遮へい体を施さずに、6 種の  $\gamma$  線源 (Am-241, Co-57, Hg-203, Cs-137, Mn-54, Co-60) を用いて行った。線源は入射検出面の中央で 40cm 離したところにおいていた。計数時間は 5 分とした。グロス測定におけるしきい値のレベルは、CsI(Tl)のエネルギー換算で 40keV とした。20cm × 20cm × 5cm のプラスチックシンチレータについても比較のため評価した。プラスチックシンチレータの評価は計算により行った。図 5.5.5 に、それぞれの検出器や測定条件毎の検出限界を示す。全グロス計測では、プラスチックシンチレータに比べて、全エネルギー範囲で検出限界を下回っている。とくに 200keV 以下では、その差が顕著である。このエネルギー領域では、CsI(Tl) によるグロス計測とスペクトロメトリーを実施することにより、更に低い検出限界がえられることが分かる。このように、本検出器を用いることにより、廃棄物の事前調査段階において低エネルギー

— $\gamma$ 線放出核種が混在していても見落とすことがなく、より安全な確認測定を可能である。

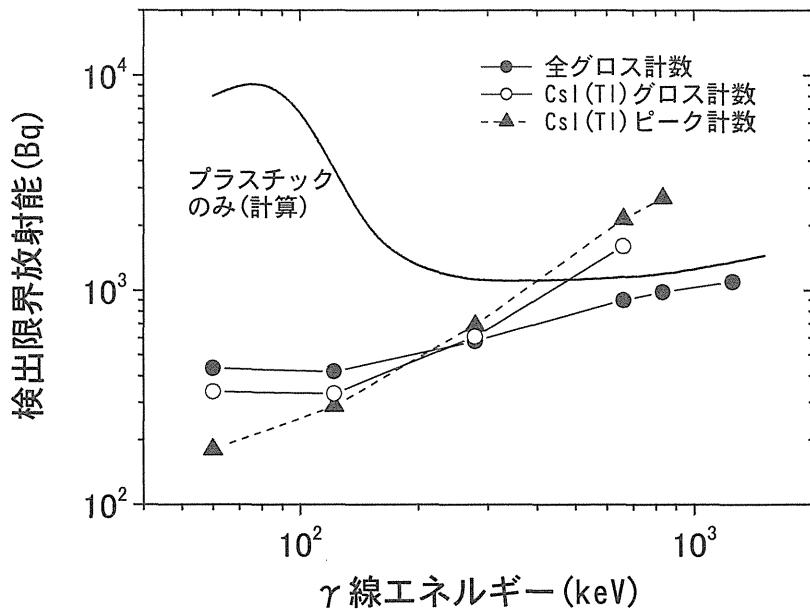


図 5.5.5 検出限界放射能

## 5.6まとめ

高効率測定で一般に用いられるプラスチックシンチレーション検出器は、低エネルギー領域で検出感度が非常に悪い。本研究では、プラスチックの前面に薄い無機シンチレータである CsI(Tl) のタイルを貼り合わせるといった安価な方法で、低エネルギー部の検出改善を行った。開発したホスウィッチ検出器に対して、パルス波形弁別による信号処理など数種類の計測を試み、バックグラウンドの低減や検出限界放射能を評価した。本検出器の開発により、低エネルギー領域での大幅な感度向上が実現でき、低エネルギー  $\gamma$  線、X線を放出する核種の混在に対しても、見逃すことなく測定することが可能となった。

また、検出部の広面積化に伴い発生する集光の不均一の問題などへの対処を検討した。検出器の広面積化は、測定時間を短くでき効率的なサーベイが実施できるだけでなく、測定精度も上がるため、重要な課題である。

## 6. 適用の例

### 6.1 廃棄物への適用

原子力施設のデコミッショニングにおける廃棄物は、ドラム缶や、コンテナなどに入れられて搬出される。開発した検出ユニットのこれらに対する具体的な適用例をあげる。

図 6.1.1 は、性状が不明なドラム缶形状の廃棄体試料に対する測定システムの概念として、開発した 3 種類の検出ユニットを配置したものを見せる。これは実際の配置を想定したものではない。実際、個々の検出ユニットは、性能に程度の差はあるが、核種同定、分布情報取得、高効率測定のいずれもが可能である。したがって、必ずしも 3 つの検出ユニットを採用する必要はない。廃棄体試料の性状が明らかな場合には、高効率型検出ユニットのみで対応することができる。また、試料の性状や、対象とする核種によっては、遮へい体とともに測定システムを構築することも必要となる。

実際には、状況により数多くの検出器の選択や配置が考えられるが、機能で分割した測定ユニットにしておくことで、変化に富む試料の形状や性状に対して柔軟に対応することができる。図 6.1.2 は検出ユニットの配置の具体例を示したものである。(a) ではドラム缶試料に対する核種同定と放射能分布測定時の配置、(b) では四角いコンテナボックスに収納された廃棄物の放射能分布測定に対する配置を示す。矢印は、コンベヤによる試料の搬入・搬出の経路を示す。

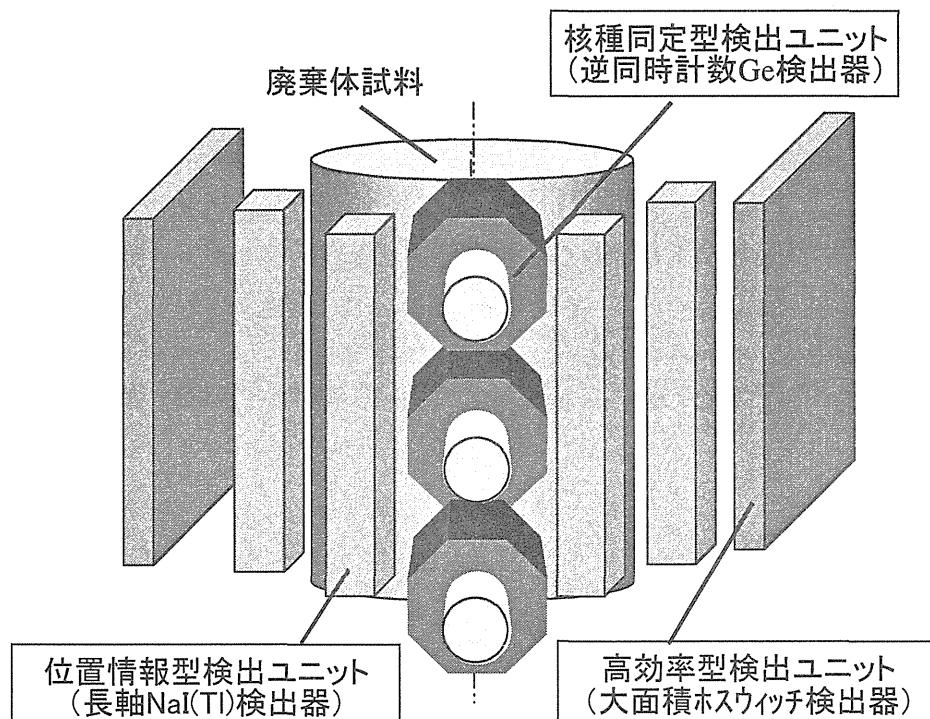
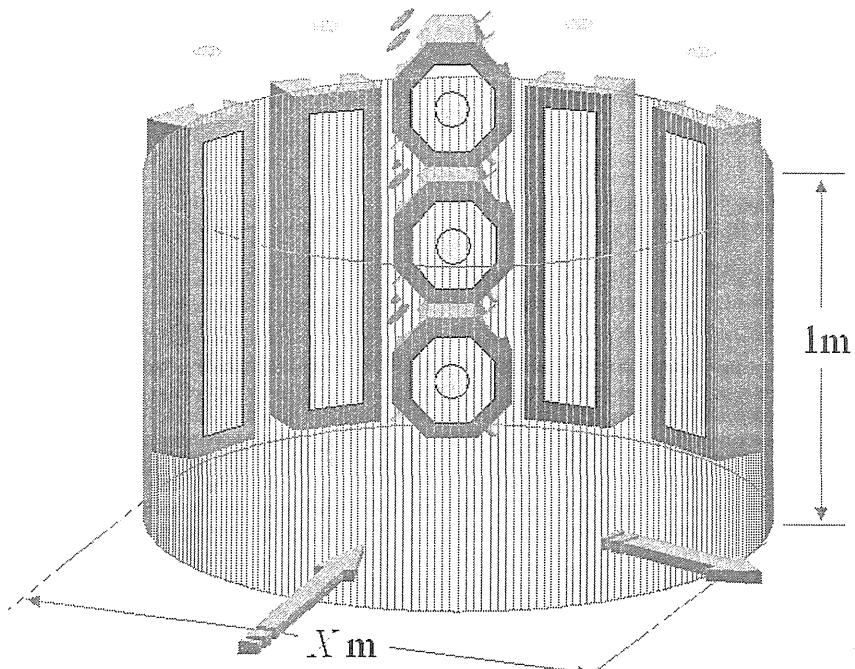
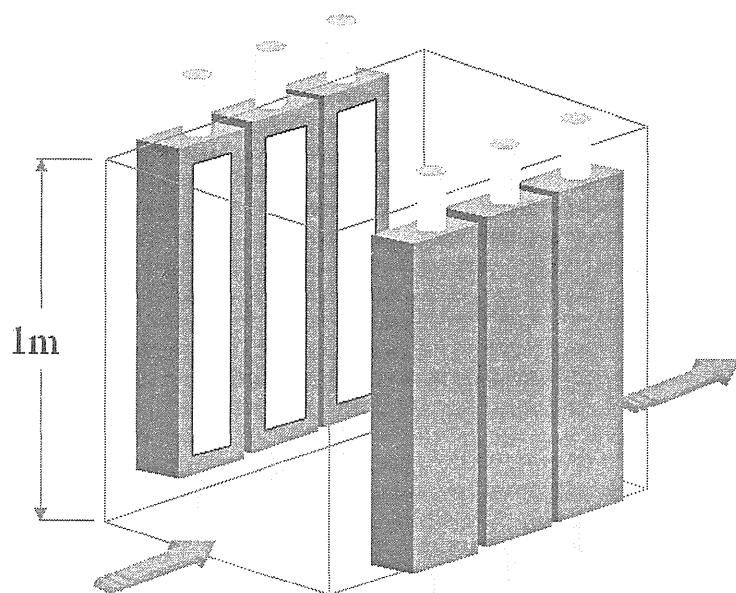


図 6.1.1 クリアランスレベル確認測定システムの概念



(a) ドラム缶等の円柱試料



(b) コンテナ、不定形状試料

図 6.1.2 検出ユニットの配置の例（図中の矢印は、試料の搬出方向を示す）

## 6.2 各ユニットの他分野への応用

### 6.2.1 核種同定型検出ユニットの応用

核種同定型検出ユニットは、原子力施設デコミッショニングの事前汚染評価測定において、施設壁面の $\gamma$ 線核種汚染分布に関する詳細なデータを取得するために応用することもできる。壁面への応用例の様子を図 6.2.1 に示す。 $\gamma$ 線放出核種の分布を詳細に測定するためには、本来 $\gamma$ 線は飛程が長いため、鉛遮へい体を用いて Ge 検出器の開口部を調整するなどして測定対象部位を特定する必要がある。本検出ユニットのガード検出器を Ge 検出器の開口部調整に用いるとともに、アンチコンプトン測定システムとすることで、Ge 検出器の視野内の $\gamma$ 線核種について詳細な組成比、濃度を評価することができる。

また、現状のシステムでは検出面の高さに関する変更は容易ではないが、鉛遮へい体を無くすなど軽量化を図ることで可能となる。さらに、検出器が鉛直下に感度を持つようにシステムを再構築することにより、床の汚染や環境中の土壌汚染に対しても精密な測定を行うことができる。

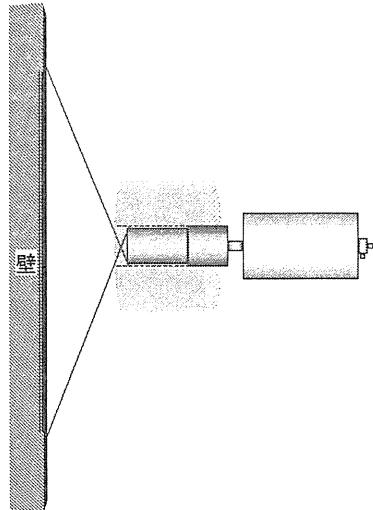


図 6.2.1 in-situ 壁面測定

### 6.2.2 位置情報型および高効率型検出ユニットの応用

#### (a) ベルトコンベヤ用モニター

鉄鋼・スクラップ業界では、スクラップ中に RI 線源の混入がないことを確認するために、溶融前などに、ベルトコンベヤを通して放射能をチェックするモニターが必要とされている。この目的に対し、位置情報型検出ユニットは 1 本の検出器で高感度な測定を可能とする。図 6.2.2 に、ベルトコンベヤを通して搬送されてくるスクラップに対してを応用した例を示す。このようなモニターには、掘削された鉱物中の放射能濃度が高いものを選別するなどを目的とした用途も考えられる。対象物や目的によっては、高効率型検出ユニットの適用も考えられる。

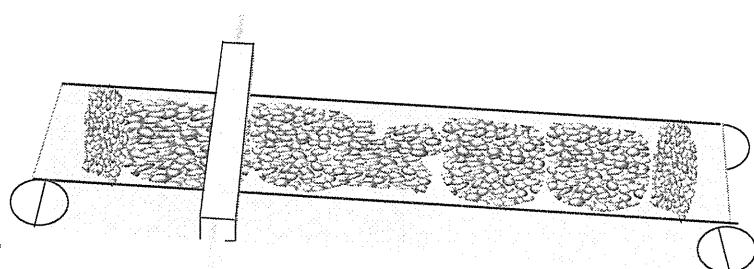


図 6.2.2 ベルトコンベヤ用モニター

#### (b) 広範囲な面分布測定（ラインサーベイ）

位置情報型検出ユニットは、固定して使用するという観点からだけでなく、検出器の有感部分が長いというその特徴的な形状から、検出器自体を移動させ面上を縦横にスキャンさせることにより、詳細な放射能分布を取得するという目的でも使用することができる。この場合には、両端

の信号は単に加算してパルス波高スペクトルを測定する。さらに、遮へい体と組み合わせることで、より詳細な測定が可能である。

(c) 放射線管理用測定

高効率型検出ユニットは、表面汚染で低エネルギー $\gamma$ 線を放出する核種が想定されるとき、物品搬出モニターとして応用できる。同様に、大面積のプラスチックシンチレーション検出器を使用したハンドフットクロスモニターなどへの応用も考えられる。

また、病院から出る廃棄物や製鉄所に搬入される鉄スクラップ中に放射能が混入していないことを確認するために、病院の通路や搬入トラックのゲートに、据え置き型の放射線チェックモニタが配備されている。このような装置には、とくに大きな感度が必要であるため大型のプラスチック検出器が用いられる。高効率型検出ユニットは、これらの検出器の低エネルギー部の検出感度を向上させ、放射線管理の安全性を高めることができる。

## 7. 結言

本研究では、RI・研究所等廃棄物のクリアランス確認における $\gamma$ 線測定に際して、必要な3要素である(1)核種分析、(2)放射能分布、(3)高効率検出に関し、各要素毎に測定技術の高度化を図り、核種同定型検出ユニット、位置情報型検出ユニット、高効率型検出ユニットの3つのユニットを開発した。クリアランスレベルの確認を効率的に実施するという観点から、ここでは非破壊で直接測定することを前提とした。それぞれの測定ユニットの設計および性能は各章毎に記述し、当該章のまとめに総括した。総じて、各検出ユニットは原子炉等廃棄物の重要な $\gamma$ 核種については充分な検出性能をもつことがわかった。

ただし RI・研究所等廃棄物に対しては、想定される対象核種も多く、また $\gamma$ 線放出核種でも放出エネルギーや放出比が小さい場合には、廃棄体の性状によっては必ずしも満足すべき検出性能が得られるとは限らない。さらに、直接測定では評価が困難な純 $\beta$ 核種が混合しているケースも想定しなければならない。これらに対処するには、廃棄物がその性状によって詳細に区分されるなどの検討が必要である。

## 参考文献

- 1) Eurisys Mesures catalogue and brochures (1998).
- 2) Canberra catalogue and brochures (2004).
- 3) (財)原子力発電技術機構, 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験等に関する報告書(平成8年度).
- 4) 原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会：主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(1999).
- 5) W. Wahl, D. Degeling, C. Lierse et al., *Enhancement of Compton suppression ratios in anti-Compton techniques: the Garching and Karlsruhe photon spectrometers*, Nucl. Instrum. Methods., A369, 627 (1996) .
- 6) S. Sudarti, H. Petri and M. Rossbach, *Application of a low-level anti-coincidence gamma-spectrometer for environmental radioactivity measurement*, J. Radioanal. Chem., 223, 177 (1997).

- 7) W. R. Nelson, H. Hirayama, D. W. O. Rogers, *The EGS4 code system*, SLAC-report 265, Stanford Linear Accelerator Center (1985).
- 8) T. Oishi, M. Tsutsumi and T. Sugita, et al., *An EGS4 User Code Developed for Design and Optimization of Gamma-Ray Detection Systems*, J. Nucl. Sci. Technol., 40[6], 441 (2003).
- 9) M. Tsutsumi, T. Oishi, N. Kinouchi, R. Sakamoto and M. Yoshida, *Simulation of the Background for Gamma Detection System in the Indoor Environments of Concrete Buildings*. J. Nucl. Sci. Technol., 38[12], 1109 (2001).
- 10) J. N. Carter, P. Charalambous and A. J. Dean, et al., *A Position Sensitive Detector for a Gamma-ray Imaging Telescope*, Nucl. Instrum. Methods, 196, 477 (1982).
- 11) A. J. Court, A. J. Dean and M. Yearworth, et al., *A Position Sensitive Detector Using a NaI(Tl) / Photomultiplier Tube Combination for the Energy Range 200 keV to 10 MeV*, Nucl. Instrum. Methods, A273, 706 (1988).
- 12) B. J. Maddox, J. M. Galvin and K. R. Kase, et al., *A One-dimensionally Position-sensitive Scintillation Detector*, Nucl. Instrum. Methods, 190, 377 (1981).
- 13) T. Oishi, M. Tsutsumi, K. Yamasoto and M. Yoshida, *Feasibility of a NaI(Tl) Bar Detector for Measurement of Radioactive Contamination*. J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 4, 346 (2004).
- 14) B. Krebs, *Planning for Unconditional Release Measurement*, Proceedings of the 9th International IRPA Congress, Vienna, 1996.
- 15) 服部隆利, 金属廃棄物中の放射能レベルの区分評価技術の開発, 電力中央研究所報告, T01015, (2002).
- 16) S. Usuda et al., *Development of Phoswich Detectors for Simultaneous Counting of Alpha Particles and Other Radiations (Emitted from Actinides)*, Appl. Radiat. Isot., 49, 1131 (1998).
- 17) R.C. Sharma et al., *A large-area phoswich detector for measurement of low levels of low-energy photon emitters*, Nucl. Instrum. Methods, 130, 305 (1975) .
- 18) K. Yamasoto, M. Tsutsumi, T. Oishi, M. Yoshizawa and M. Yoshida, *CsI(Tl)/Plastic Phoswich Detector Enhanced in Low-energy Gamma-ray Detection*, Nucl. Instrum. Methods, Sect.A. (submitted for publication).
- 19) G.F. Knoll, Radiation Detection and Measurement, 3rd ed., John Wiley and Sons, New York, (1999) .
- 20) L.A. Currie, *Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination*, Anal. Chem. 40, 586 (1968).

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表 1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表 3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	$s^{-1}$
力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
圧力, 応力	パスカル	Pa	$N/m^2$
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	$N \cdot m$
工率, 放射束	ワット	W	$J/s$
電気量, 電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	$W/A$
静電容量	ファラード	F	$C/V$
電気抵抗	オーム	$\Omega$	$V/A$
コンダクタンス	ジーメンス	S	$A/V$
磁束	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
磁束密度	テスラ	T	$Wb/m^2$
インダクタンス	ヘンリー	H	$Wb/A$
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
照度	ルクス	lx	$lm/m^2$
放射能	ベクレル	Bq	$s^{-1}$
吸収線量	グレイ	Gy	$J/kg$
線量等量	シーベルト	Sv	$J/kg$

表 2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
ト	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表 5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

- 表 1~5 は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eV および 1u の値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表 4 には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- bar は、JIS では流体の圧力を表わす場合に限り表 2 のカテゴリーに分類されている。
- E C 閣僚理事会指令では bar, barn より「血圧の単位」mmHg を表 2 のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N(=10 <sup>3</sup> dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (\text{N} \cdot \text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm} \cdot \text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
					1
1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038	
0.980665	1	0.967841	735.559	14.2233	
0.101325	1.03323	1	760	14.6959	
1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>	
6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1	

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法)
								= 4.184J (熱化学)
1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>		= 4.1855J (15°C)
9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>		= 4.1868J (国際蒸気表)
3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>		仕事率 1 PS (仏馬力)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>		= 75 kgf·m/s
1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>		= 735.499W
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>		
1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照 射 線 量	C/kg	R
						1	100	1
1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>		0.01	1				
3.7 × 10 <sup>10</sup>	1							

照 射 線 量	C/kg	R	線 量 當 量	Sv	rem
			1	3876	100

(86年12月26日現在)

R-I・研究所等廃棄物のクリアランスレベル確認のための非破壊γ線測定要素技術の開発



古紙配合率100%  
白色度70%再生紙を使用しています