

本資料は 年 月 日付で登録区分、
変更する。 2001. 6. - 6

社内一般

[技術情報室]

プルトニウム廃棄物処理・処分技術開発 昭和57年度

Developments in the treatment and disposal of plutonium-contaminated wastes
Annual Report in FY-1982

1984年3月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

資料で

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001

社内一般
PNC N841-84-17
1984年3月



プルトニウム廃棄物処理・処分技術開発
昭和57年度

Developments in the treatment and disposal of plutonium-contaminated wastes

Annual Report in FY-1982

実施責任者 鈴木 正啓

報告者 加川 昭夫, 三代 広昭, 出原 重臣

高原 晃, 河野 孝夫, 米川 雪夫

宮崎 仁, 小坪 正之, 沼田 浩二

長洲 邦男, 岸本 巍, 緒方 義徳

宮田 和俊, 松林 敏幸, 望月 泰昌

前田 勝雄, 佐藤 正, 渡辺 尚

期間 1982年4月1日～1983年3月31日

要旨

プルトニウム燃料製造施設で発生するプルトニウム廃棄物の減容, 安定化を図るため, 前年度に引き続き可燃性廃棄物処理試験, 固化体評価に関する調査研究, TRU廃棄物測定技術開発試験, グローブボックス等大型機器解体時における防護服の開発, プルトニウム固体廃棄物管理データの電算機処理を継続するとともに, 新たに放射性廃棄物低減化に関する調査研究, 撤去技術の開発, フロンによる除染試験の技術開発を開始した。

一方, 処理技術を実証する施設であるプルトニウム廃棄物処理開発施設(PWTF)については, 詳細設計(Ⅲ)を実施するとともに村, 県及び国に対して PWTF の建設に関する説明を実施した。

又, 処分技術開発として, 固化体内でのウラン挙動及び固化体からのウラン浸出メカニズムを測定・評価する一方, プルトニウム固化体が使用できるホット試験設備の設計及びTRU核種の地層での挙動を評価する設備の概念の検討を行った。

目 次

1. 諸 言	1
業務進歩表	3
2. 開 発 業 務	4
2.1 処理技術開発	4
2.1.1 可燃性廃棄物の処理試験	4
① 廃棄物焼却試験	4
② 含塩素廃棄物処理試験	8
—酸消化ホット試験設備の新設—	8
③ 酸消化残渣の焙焼試験	12
2.2 処分技術開発	15
2.2.1 処分に関する試験研究	15
① 固化体評価試験	15
② 固化体評価ホット試験設備の設計	20
③ プルトニウム吸着特性試験装置の概念設計	22
2.3 放射性廃棄物低減化に関する調査研究	27
2.4 撤去技術の開発	32
2.5 TRU 廃棄物測定技術開発試験	38
2.6 共 通	54
2.6.1 プルトニウム固体廃棄物管理データの電算機処理	54
2.6.2 グローブボックス等大型機器解体時における防護服の開発	57
2.6.3 フロンによる除染試験	63
2.6.4 許認可業務	68
3. 定常業務	71
3.1 工程廃液の処理	71
3.2 施設廃水の管理	72
3.3 固体廃棄物の管理	74
4. あとがき	75

1. 緒 言

プルトニウム燃料部におけるプルトニウム廃棄物処理・処分技術開発について、昭和57年度の進捗状況をまとめた。

プルトニウム廃棄物処理技術開発として、可燃性廃棄物焼却試験はプルトニウムを添加した模擬廃棄物による焼却試験及び実廃棄物による焼却試験を行い、系内のプルトニウムの挙動等を調べた。

含塩素廃棄物処理試験は Pu, U の移行率及び溶解度を測定するために酸消化ホット試験設備を新設した。尚、この酸消化処理によって発生する硫酸根を含む残渣の安全な処理方法の試験も行なった。

放射性廃棄物低減化に関する調査研究は、プルトニウム燃料製造施設を廃棄物低減化の観点から調査検討し、既設燃料製造施設で改良を必要とする箇所の摘出及び改良方法の検討を行うと共に、今後建設されるプルトニウム使用施設からの廃棄物発生量を低減化する上で有効な技術に関し、開発項目の摘出を行った。

撤去技術の開発は、現状のグローブボックス等大型機器解体撤去に関して、1) 二次廃棄物量が多い。2) 作業が長期化する。3) 防護服着装による作業者負担が大きい等の問題がある。

このため、これら現状の撤去技術より効率的かつ安全な撤去技術として、1) グローブボックスの再利用を目的とした内装機器の解体撤去の検討 2) グローブボックスの効率的な解体撤去を目的としたグローブボックスの移動、解体方法等を含む施設内集中解体システムについて調査研究した。

グローブボックス等大型機器解体時における防護服の開発は、従来防護服の布地である PVC ターポリンの代りにゴム引布を考え、ゴム引布の耐圧、引張、引裂試験等を実施し、強度的に PVC ターポリンよりもゴム引布が 2, 3 倍優れていることがわかったので、ゴム引布製防護服の試作を行った。グローブボックス等大型機器解体時の除染工程で発生する除染廃棄物の低減及び除染工期の短縮を図るため、フロンによるコールドでの除染試験を行い、フロン除染時の最適条件等のデータを得た。

TRU 廃棄物測定技術開発試験は、TRU 廃棄物中の核燃料物質の計量管理技術及び区分管理技術の開発を進めるため、パッシブガンマ線法によるプルトニウム線源を用いた測定試験、パッシブ中性子線法による試作機の製作及び基礎試験を行った。

プルトニウム固体廃棄物管理データの電算機処理は、プルトニウム固体廃棄物の収集・管理データの見直し及び修正を行った。

処分技術開発に関しては、固化体製造条件の検討、固化体内でのウラン挙動及びウラン浸出のメカニズムを検討する固化体評価試験、プルトニウムを添加した焼却灰等を溶融固化し、プルトニウムの固定状態、固化体中のプルトニウムの浸出機構等について研究するための固化体評価試験設備

の設計、プルトニウム廃棄物固化体について地層処分を想定した固化体から溶出する TRU 核種の地層中での挙動を把握するための吸着特性試験装置の検討を行った。

処理処分技術開発の許認可業務は 7 件について許認可に必要な手続きを行った。

定常業務である 1)工程廃液の処理については繰越し廃液及び本年度発生した分析廃液を受入れ、凝集沈殿法及び活性炭吸着処理法により処理を行い 3.55 m^3 を送水した。

2)施設廃水については 384.4 m^3 を受入れ廃水処理設備により処理後、公害規制物質及びアルファ・ベータの濃度が基準値以下であることを確認して海に放出した。

3)固体廃棄物についてはドラム収納物 85.9 m^3 及びコンテナ収納物 25.4 m^3 等受入れ、屋外固体廃棄物貯蔵庫及びプルトニウム廃棄物貯蔵施設に保管した。尚、実廃棄物による焼却試験として放射性可燃物 330 kg (紙、布、ポリ袋、活性炭) 及び放射性廃油 162ℓ を焼却処理した。第一種廃棄物の一般可燃物及び一般難燃物は一般廃棄物焼却炉で約 13.7 トンを焼却した。

一方、一般不燃物についてもプレス処理にて減容し、 4 m^3 をプル燃敷地内のピットに保管した。

業 務 進 捗 表

項 目	年度・月											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
2. 開 発 業 務												
2.1 処理技術開発												
2.1.1 可燃性廃棄物の処理試験												
① 廃棄物焼却試験												
② 含塩素廃棄物処理試験 (酸消化ホット試験設備の新設)												
③ 酸消化残渣の焙焼試験												
2.2 処分技術開発												
2.2.1 処分に関する試験研究												
① 固化体評価試験			仕							契		
② 固化体評価ホット試験設備の設計			仕							契		
③ プルトニウム吸着特性試験装置の概念設計			仕							契		
2.3 放射性廃棄物低減化に関する調査研究			仕							契		
2.4 撤去技術の開発			仕							契		
2.5 TRU廃棄物測定技術開発試験			仕							契		
2.6 共 通												
2.6.1 プルトニウム固体廃棄物管理データの電算機処理												
2.6.2 グローブボックス等大型機器解体時における防護服の開発		仕	契									
2.6.3 フロンによる除染試験											仕	契
2.6.4 許認可業務												
3. 定 常 業 務												
3.1 工程廃液の処理												
3.2 施設廃水の管理												
3.3 固体廃棄物の管理												
4. あ と が き												

凡例 仕 仕様書作成

契 契約

▲ 納期

2. 開 発 業 務

2.1 処理技術試験

2.1.1 可燃性廃棄物の処理試験

① 廃棄物焼却試験

目的及び概要

プルトニウム燃料製造施設から発生する固体廃棄物には、紙、布、ウェス等の可燃性廃棄物が含まれている。この可燃性廃棄物の処理試験として、廃棄物焼却設備において焼却試験を進めている。本年度は前年度に引き続いてプルトニウム模擬廃棄物の焼却試験及び実際に発生した可燃性廃棄物による焼却試験を行った。

方法及び結果

1. プルトニウム模擬廃棄物による焼却試験

実廃棄物の焼却処理を行う前に、模擬廃棄物に酸化プルトニウムを粉末状で添加し下記項目を確認するための焼却試験を行った。

試験項目

- (1) 排気系設備の除染性能
- (2) 設備の気密性
- (3) メンテナンス

試験結果

(1) 排気系設備の除染性能

焼却炉で1時間に焼却する廃棄物中のプルトニウム添加量が1gの時、HEPAフィルタ出口における排気濃度が設備の目標値 $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 (\alpha)$ 以下であることを確認した。又、プルトニウム模擬廃棄物による焼却試験のデータを表2.1に示す。

(2) 設備の気密性

定期的に設備の気密性を確認するため表面汚染の有無をスミヤ法、エアスニッファ法によりチェックしたが、異常は認められず設備の気密性は十分であった。

(3) メンテナンス

高温フィルタの済材交換を試験終了毎に行ったが全て円滑に実施でき、設備メンテナンス上での問題はなかった。

2. 実廃棄物焼却試験

実廃棄物の焼却試験は、プルトニウム燃料製造工程等から発生した放射性可燃廃棄物とグローブボックス等から発生した放射性廃油を対象に、下記項目を確認するために行い以下のと

を確認した。又、実廃棄物焼却試験のデータを表2.2に示す。

試験項目

- (1) 実廃棄物焼却特性。
- (2) 実廃棄物の前処理、選別作業などの安全性、作業性の確認。
- (3) 廃油の焼却処理方法の確立。

試験結果

(1) 実廃棄物焼却特性

焼却した実廃棄物は、可燃物（主としてキムタオル、廃油（主として真空ポンプ油）及び活性炭であった。焼却による減量、減容効果は、重量比で約1/15～1/30、容積比で約1/50～1/60であった。特に活性炭は燃焼性が悪く、焼却処理方法の検討の必要があることがわかった。廃棄物カートン中のプルトニウム量を焼却前に、非破壊測定法（パッシブガンマ法）で測った。

又、設備の性能に於いては焼却速度が20kg/Hr、HEPAフィルタ出口における排気濃度が $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3(\alpha)$ 以下等の結果が得られた。

(2) 実廃棄物の前処理、選別試験

- ① ドラム缶内に収納されているカートンボックスの取出しは、局所排気装置のフードを作・使用しサーベイメータでカートンボックス表面の汚染チェックを行った。この作業は2名の作業員でドラム缶1本当り20分以内で安全に作業できることを確認した。
- ② カートンボックスの開梱、廃棄物の選別、計量、再カートン詰めはグローブ作業で行った。この作業には4名の作業員が必要で、所要時間はドラム缶1本当り60分で安全に作業できることを確認した。
- ③ カートンボックスのグローブボックスへの搬入は、バッゲイン方式で行った。この作業には2名の作業員が必要で、所要時間はドラム缶1本当り20分で安全に作業できることを確認した。
- ④ 廃油の焼却試験
廃油の焼却処理方法としては、カートンボックス内で、可燃性廃棄物と廃油を適当な割合で混合し、カートンボックスのまま焼却炉に投入することにした。可燃性廃棄物1kgに対して廃油0.5ℓの混合割合が焼却において最適であった。

結論及び今後の方針

プルトニウム模擬廃棄物による焼却試験で、排気系設備の除染性能、設備の気密性、メンテナンスについて試験した結果、廃棄物焼却設備の安全性及び処理能力、運転技術について当初の目的を達成することができた。

又、実廃棄物焼却試験では実廃棄物焼却特性、実廃棄物の前処理、選別作業などの安全性、作業

性の確認、廃油の焼却処理方法の確立について試験したところ、焼却速度、HEPA フィルタ出口における排気濃度、廃油の焼却処理について特に問題はなかった。しかし、活性炭の焼却においては焼却性が悪かったので、焼却処理方法を検討する一方、実廃棄物の前処理、選別作業についても、更に作業性の改善を行い所要時間の短縮を図る検討も必要である。

来年度は、実廃棄物焼却試験を継続し、廃棄物焼却技術の向上を図ると同時に、得られた成果は現在、計画中のプルトニウム廃棄物処理開発施設（PWTF）の設計等に反映させる予定である。

表 2-1 プルトニウム模擬廃棄物による焼却試験結果

試験 No			4	5	6
模擬廃棄物の組成	紙	カートンボックス	0/0	20	20
		ティッシュペーパ	0/0	42	0
	布		0/0	31	0
	ポリエチレン		0/0	7	0
	合板		0/0	0	80
	計		0/0	100	100
焼却速度			kg/Hr	20	20
模擬廃棄物焼却量			kg	180	180
			ℓ	3204	3240
焼却灰発生量			kg	5.6	4.8
			ℓ	24	18
灰発生量 ↓ 焼却量	重量	—	1/32	1/38	1/28
	容積	—	1/35	1/180	1/154
プルトニウム添加量	g/Hr	1	1	1	1
HEPA フィルタ出口における排気濃度 (α)	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	$<2 \times 10^{-14}$	$<2 \times 10^{-14}$	$<2 \times 10^{-14}$	$<2 \times 10^{-14}$

表2-2 実廃棄物による焼却試験結果

試験年月			58年1月	58年2月	58年3月	
実 廃 棄 物 の 組 成	可燃物	kg	(120)*	144.25	171.06	
		ℓ	(2160)*	1200	2133.3	
	廃油	kg	57	34.2	62.7	
		ℓ	60	36	66	
	活性炭	kg	0	0	13.8	
		ℓ	0	0	66.7	
焼却速度		kg/Hr	24.2	29.3	24.8	
廃棄物焼却量		kg	177	178.45	247.56	
		ℓ	2220	1236	2266	
焼却灰発生量		kg	11.99	5.43	15.7	
		ℓ	42	21	39	
灰発生量 ↓ 焼却量	重量	—	1/15	1/33	1/16	
	容積	—	1/53	1/59	1/58	
HEPAフィルタ出口における排気濃度(アルファ)		μCi/cm ³	<2×10 ⁻¹⁴	<2×10 ⁻¹⁴	<2×10 ⁻¹⁴	

*一般可燃物を使用した。

② 含塩素廃棄物処理試験

—酸消化ホット試験設備の新設—

目的及び概要

プルトニウム燃料第一開発室、同第二開発室及びB棟で発生する各種廃棄物の中で、難燃性含塩素廃棄物の処理法として、硫酸・硝酸による酸消化法を選定し、コールド試験を続けた結果、プロセスの安全性、処理能力、オフガス処理法等に関する十分なデータを得ることが出来た。一方、プルトニウム及びウランに汚染された難燃性含塩素廃棄物を酸溶解し、硫酸・硝酸に対するプルトニウム及びウランの挙動を把握するホット試験が必要である。

方法及び結果

廃棄物酸溶解試験設備を設計、製作し、プル燃第一開発室 R-130室の G・B #62内に設置した。設備は、酸溶解工程、廃ガス処理工程、固液分離工程及び中和工程に大別される。

廃棄物酸溶解試験設備のグローブボックス及び各工程について以下に概要を示す。図2.1にプロセスフローを示す。

(1) 試薬供給工程

試薬（硫酸、硝酸、過酸化水素水、水酸化ナトリウム、水）をグローブボックス上の試薬タンクに一定量受入れた後、試薬タンクからグローブボックス内の試薬中継タンクに受入れ、これから溶解槽、吸収塔、混合槽、中和槽などに試薬を供給するものである。

(2) 酸溶解工程

溶解槽内の硫酸（約1ℓ）を約240～250°Cに加熱維持しながら、溶解槽への安定な試料供給を図るために硫酸（88%）に塩ビ、ネオプレングローブ等の難燃性含塩素廃棄物を混合させたスラリ化を硫酸供給ポンプで溶解槽に供給すると同時に硝酸供給ポンプで硝酸を一定量添加し、酸溶解反応を行うものである。

(3) 廃ガス吸収工程

酸溶解工程で発生する酸性ガス等の廃ガスを排気プロアにより4基の吸収塔に導くもので、4基の吸収塔の内訳は次のとおりである。吸収塔(1)は水を循環させHCl、SO₃等を吸収する。吸収塔(2)、(3)は5%の過酸化水素水を循環させSO₂、NO等の酸化と吸収を行う。吸収塔(4)は10%の水酸化ナトリウムを循環させCO₂、Cl等を中和吸収し廃ガスを洗浄するものである。

(4) 固液分離工程

酸溶解終了後、真空ポンプを利用して酸溶解槽内の酸溶解液を中継タンクに受入れ、続いて同じく真空ポンプを利用し、吸引ろ過方式の固液分離器により残渣とろ液に分離するものである。

(5) 中和工程

酸溶解試験に伴い発生する使用済硫酸、廃ガス吸収液及び残渣ろ液等を中和槽にて水酸化ナトリウムで中和処理するものである。

(6) 冷却水循環工程

冷却を必要とする廃ガス吸収液、中和液に冷却水を循環供給するもので、グローブボックス外の二次冷却水熱交換器とグローブボックス内の一次冷却水熱交換器から成っている。

(7) 主使用機器

表 2.3 に主使用機器を示す。

結論及び今後の方針

今後の予定としては、ウランランに向けての設備の調整等を実施後、ウランランを行いその後プルランを実施する。

ウランラン及びプルランで行う試験項目は、①核燃料物質 (UO_2 , PuO_2) の硫酸及び硝酸等に対する溶解度測定試験、②核燃料物質 (UO_2 , PuO_2) と難燃物を酸溶解処理した際の核燃料物質の各装置への移行率測定試験である。

表 2.3 主要機器

主要機器名	容 量 (ℓ)	材 質
溶 解 槽	1.7	強化ガラス
第1～3吸収塔	——	ニオブ
第4吸収塔	——	SUS 316
第1～3吸収液タンク	2.5	ニオブ
第4吸収液タンク	2.5	SUS 316
中 和 槽	10.5	SUS 316
固 液 分 離 器	10.5	SUS 316, ガラス
硫酸供給ポンプ	最大吐出量 1500 ml/分	SUS 316, ハイパロン (接液部)
硝酸供給ポンプ	最大吐出量 20 ml/分	テフロン (接気部)
排 気 プ ロ ワ	最大吐出量 85 ℥/分	テフロン (接気部)

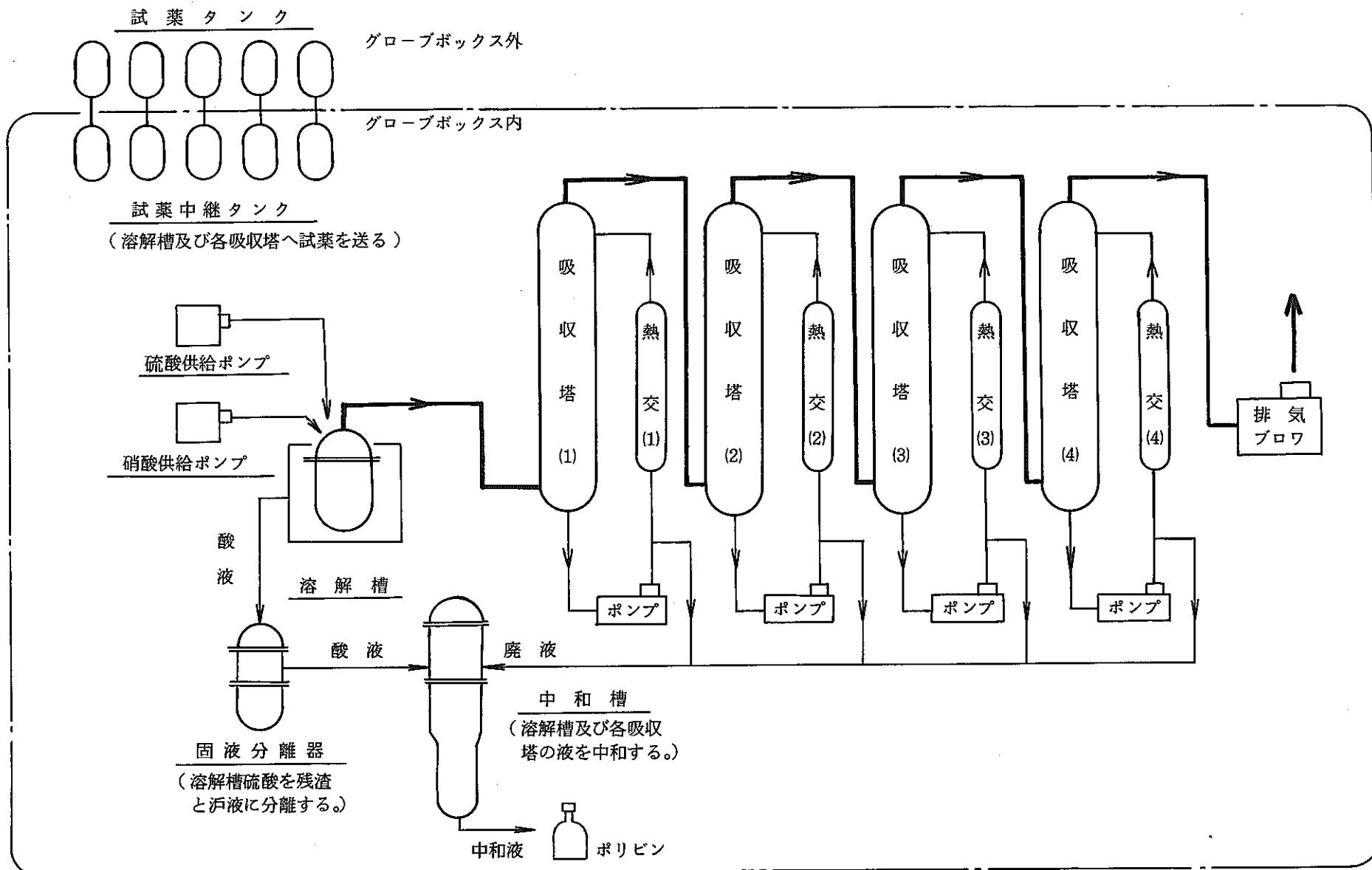


図 2.1 廃棄物酸溶解試験設備プロセスフロー図

③ 酸消化残渣の焙焼試験

目的及び概要

含塩素廃棄物処理方法として酸消化処理の技術開発を進めている。この酸消化処理に於いて溶解槽（硫酸溶液中）から無機物の残渣が発生する。この残渣は硫酸塩（主として Ca, Pb）を形成しているため、吸湿性に富み不安定な形態である。そこで、残渣の処理方法として硫酸根を脱離して酸化物に転換する試験を実施した。

方法及び結果

(1) 試 料

残渣中の陽イオンはカルシウム、鉛が主であるため市販の硫酸カルシウム・6水塩及びネオプレンの酸消化処理残渣（鉛塩含有）を使用した。参考としてネオプレングローブ及びガムテープの灰分元素組成を表 2.4 に示す。

(2) 装 置

本試験に用いた装置を図 2.2 に示す。装置はカンタル発熱体による電気炉、洗気ビン、吸引ポンプから成る。

(3) 試験内容

化学天秤で計量した硫酸塩を磁製るつばに入れ、電気炉室内に設置後 1350°C まで昇温した。発生するガスは吸引ポンプで吸引し洗気ビンに過酸化水素水を入れて捕集した。洗気ビンの吸収液は 1/10N 呂性ソーダ水溶液で滴定し硫酸量を測定した。

その結果、硫酸カルシウムの減重量曲線図 2.3 参照は 3 段階になり、一段目で脱水、二段目で酸素の一部脱離、三段目で酸化物に転換することが認められた。次に、1350°C 以下の処理が可能か否かについて還元剤を用いて試験し、還元剤は炭素（活性炭）、還元鉄、三酸化ホウ素、シリカを用いた。

表 2.5 に還元剤存在下での硫酸カルシウム脱硫酸処理結果を示す。

又、ネオプレングローブ残渣の Pb 脱硫酸率は無還元剤化でも 100% を示した。

結論及び今後の方針

試験の結果、硫酸カルシウム残渣の熱重量曲線は 3 段階を示し一段目で脱水、二段目で酸素の一部脱離、三段目で酸化物に転換することが認められた。残渣の高脱硫酸率を得る条件としては、残渣に炭素と三酸化ホウ素の還元剤を加え焙焼温度 1150°C で加熱焙焼する方法が良好であることが認められた。又、ネオプレングローブ残渣は焙焼温度 1150°C 及び残渣に還元剤を加えなくとも完全に脱硫酸が進むことも認められた。

今後の方針としては還元剤の最適使用量及び焙焼雰囲気（窒素及び空気）の硫酸脱離反応におよぼす影響について検討を加え、PWTF の設備設計に反映する予定である。

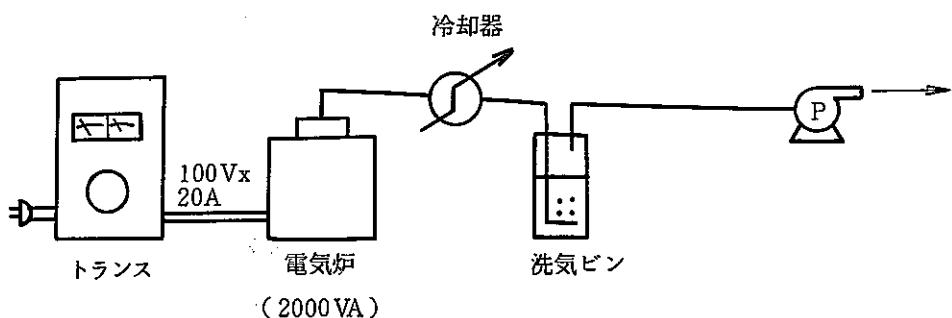


図 2.2 焙燒試験装置図

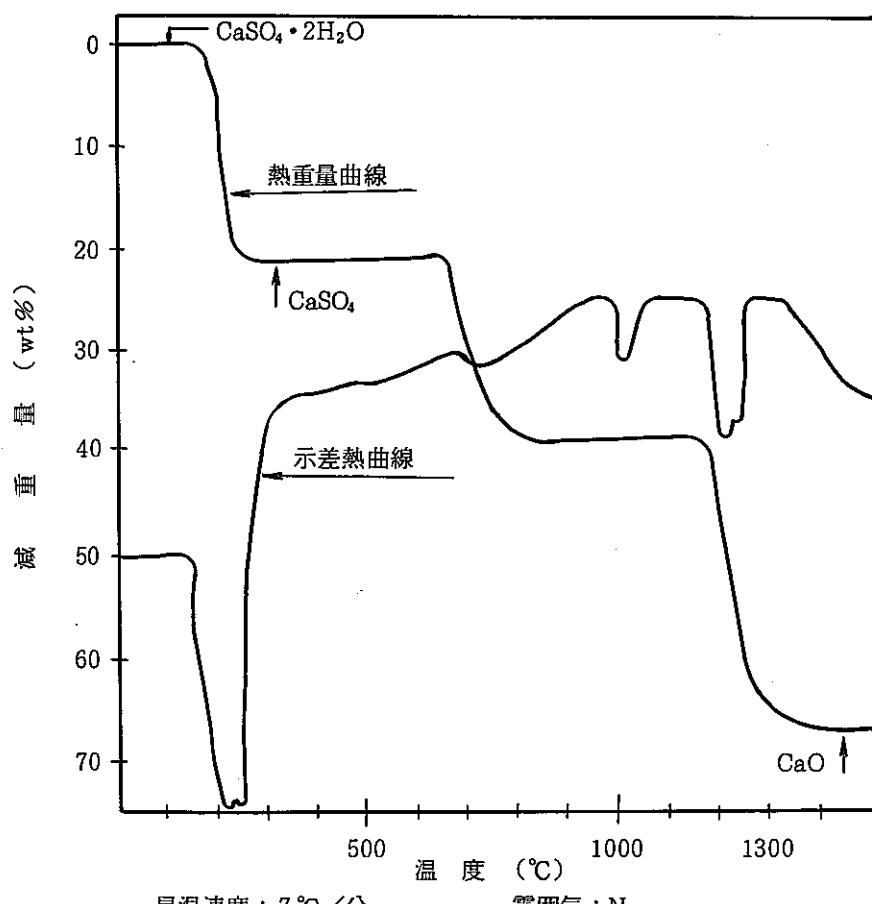


図 2.3 硫酸カルシウムの熱重量曲線

表2.4 廃棄物中の灰分の元素分析

灰 分	ZnO	PVO	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	CaO	TiO ₂	MgO	BaO
ネオプレングローブ	10.9	44.1	25.3	17.9	0.9	0.4	0	0	0
ガムテープ	1.7	—	—	1.8	2.4	79.0	4.8	1.4	0.6

表2.5 硫酸カルシウムの加熱焙焼による脱硫酸

No.	試 料	還 元 剤				温 度	保 持 時 間	脱硫酸率
		CaSO ₄ ・2H ₂ O	C	Fe	SiO ₂	B ₂ O ₃		
1	15 (g)	1.2(g)	—	—	—	1150(°C)	2(h)	0(%)
2	17.3	—	5.0(g)	—	—	1150	2	0
3	17.3	4.8	—	—	2.7(g)	1150	1	94
4	6.4	—	—	0.2	—	1150	2	4
△	ネオプレン残渣							
5	10.0	—	—	—	—	1150	2	100

2.2 処分技術開発

2.2.1 処分に関する試験・研究

① 固化体評価試験

目的及び概要

56年度に引き続きコールド試験を行うと共に、並行してウランを含有する固化体を用いたウラン試験を行った。

コールド試験では熱処理条件及び添加物を考慮した各種の製造条件のもとで固化体を作成し、製造条件と固化体特性の関係を調べることにより、最も適切な製造条件の検討を行った。固化体内でのウランの挙動及び固化体からのウラン浸出メカニズムについて検討を行った。

又、両試験を通じて添加物による固定の効果についても検討を行った。

方法及び結果

固化体の原料となる焼却灰(2.5 kg)はダンボール(10.5 kg), ウェス(5.2 kg), HEPA フィルター(10.5 kg), (C サイズ 1 個)を焼却処理して得られた灰に U_3O_8 とプルトニウムの模擬物として CeO_2 及びプルトニウム固定相形成剤として CeO_2 , ZrO_2 , CaO の 3 種類の添加物を加えて混合し、電気炉で溶融固化した。溶融固化方法の方法として固化体の結晶度をコントロールするために溶融後の熱処理条件を 3 条件により 13 種類の固化体を作製し、基礎的性質の測定、浸出特性の評価を実施した。表 2.6 に固化体製造条件を示す。

1. 基礎的性質の測定

製造した固化体の組成、生成鉱物相、組織、元素分析、結晶化度、密度、気孔率を表 2.7 に示す測定方法で測定した。測定結果は以下の通りであった。

(1) 組成分析

- ① 焼却灰、固化体とも主成分は SiO_2 , Al_2O_3 , MgO であった。
- ② 主要 3 成分の量比は SiO_2 22%, Al_2O_3 47%, MgO 14% で全体の約 83% を占め、特に Al_2O_3 が半分近い割合を占めた。この原因としては HEPA フィルタ木枠が Al_2O_3 が発生源と考えられる。
- ③ 作製した固化体はいずれも上下 2 相に分かれた。上下 2 相の組成の相違は見られなかった。

(2) 鉱物相、組織、元素分析

固化体中に生成している鉱物相、組織、元素分布を表 2.8 に示す。

- ① 全ての固化体においてスピネル($MgAl_2O_4$)、ガラス相が見られた。
- ② スピネルの結晶状態は大部分が八面体状を呈し、一部に樹枝状のものも見られた。
- ③ 全ての試料は上下 2 相に分かれ、急冷した試料は上が結晶相、下はガラス相であった。これに対し、二段加熱及び除冷の試料は上下とも結晶相であった。

- ④ 急冷してガラス相になった試料を再加熱すると、ガラス相であった部分に粒状のスピネルが生成した。
- ⑤ スピネル以外の鉱物としては、多くの固化体に針状のコランダム (Al_2O_3) が見られた。
- ⑥ 除染で作製した固化体ではムライト ($\text{AlSi}_2\text{O}_{13}$) が局部的に見られた。さらに、 CaO を 5 % 添加した固化体ではアノルサイト ($\text{CaAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$) が局部的に見られたが、 CaO 添加で期待したモナズ石型鉱物相の生成は観察されなかった。
- ⑦ U, Ce 及び Zr はほぼ同様の挙動をとり、一部はガラスの中に入るが、添加量の多い場合は過剰分のウラニナイト、セリアナイト、バデレアイトとして析出した。
- ⑧ 析出形態は多くの場合、樹枝状であり、 UO_2 と CeO_2 、又は UO_2 と ZrO_2 を同時に含有する固化体は U と Ce 又は U と Zr が同一箇所に析出した。

(3) 結晶化度

固化体の結晶化度は熱処理方法により、著しく異なった。表 2.9 に画像解析装置を用いて結晶化度を測定した結果を示す。

- ① 解析の結果、熱処理条件の結晶化に及ぼす影響は、急冷 < 除冷 < 再加熱の順に結晶化度が大きくなることがわかった。
- ② ZrO_2 の添加は結晶化に効果が見られた。

(4) 密度、気孔率

- ① 固化体の密度は $2.8 \sim 3.1 \text{ g/cm}^3$ で、開気孔率は $1.1 \sim 1.8 \%$ であった。
- ② 液浸法で求めた密度も寸法重量法で求めた密度も比較的良好く一致している。

2. 浸出特性の評価

JIS 型、ソックスレー型の 2 タイプの浸出試験装置を使用し、以下の 3 項目について試験を行った。

結果を以下に示す。

- (1) 各種の基本的パラメータの影響評価
- (2) 固化体間の比較
- (3) 表面状態変化の観察による浸出メカニズムの検討

試験条件は浸出液は蒸留水、温度は 99°C 、時間は $1 \sim 100 \text{ Hr}$ 、 $V/\text{SA} = 0.18 \sim 7.1 \text{ cm}$ 、試料は $250 \sim 420 \mu\text{m}$ の粉末状試料と鏡面研磨したブロック試料を用いた。又、浸出率の評価は浸出前後の重量減少と浸出液中の固化体成分の分析により行った。

1) 浸出特性

- ① パラメータ依存性
 - (イ) V/SA 依存性

浸出量は V/SA と共に増加し、次第に飽和した。浸出に対し、粉末、ブロック等の試

料形態は影響しなかった。図2.4にV/SA依存性を示す。

(ロ) 交換頻度依存性

ソックスレー型での浸出量は蒸留水の交換頻度と共に増加し、次第に飽和した。

(ハ) 時間依存性

JIS型での浸出量は時間と共に増加し、次第に飽和するのに対し、ソックスレー型では直線的に増加した。

② 固化体間の比較

(イ) 浸出率は固化体の結晶化度との間に相関が見られ、結晶化度の大きい程、浸出率は小さくなる傾向にあった。但し、その効果は顕著なものでなく、いずれの固化体浸出率も $2.1 \sim 4.7 \times 10^{-5} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{day}$ の範囲であった。

③ 表面状態の変化

鏡面研磨したブロック状の試料をJIS法、 $99^\circ\text{C} \times 65\text{Hr}$ 、 $V/SA = 10\text{cm}$ の条件で浸出試験を行い、表面状態を顕微鏡、EPMAで観察した。

(イ) ガラス相が主に浸食を受ける結果となり、鉱物相が浮き上がって見えた。

(ロ) 浸食を受けたガラス相の表面には反応層が見られ、反応層にはU、Zrが濃集していた。同様にUとCeを含む固化体もUとCeに富む反応層が見られた。

(ハ) 反応層はブレイクアウェイで剥離し、液相に移行するが反応相からのU、Zr、Ceの浸出率は小さく、液分析では検出限界以下であった。

結論及び今後の方針

固化体評価試験で得られた結論を以下に示す。

- 1) 固化体製造における結晶化のための熱処理方法としては、除冷より急冷後の再加熱（2段熱処理）の方が大きかった。
- 2) 添加物についてはCaOは効果が無いが、 ZrO_2 は結晶化への効果が確認された。
- 3) 固化体の結晶化度が大きい程、浸出率は小さくなるが、その効果は顕著ではなかった。
- 4) U、Ce、Zrは良く似た挙動を示し固化体内において、一部はガラス相に入り残りは析出した。結晶相として析出する場合、Uは CeO_2 、 ZrO_2 相中に固定されていることが示唆された。
- 5) 固化体からのUの浸出メカニズムは、ブレイクアウェイによって生じることが確認された。

今後の方針として、今年度に引き続きウラン試験を行い、固化体の環境条件を変えた場合の浸出特性を調べる予定である。すなわち、温度、圧力、PH、Eh等浸出に影響を及ぼすパラメータについて試験を行う。又、U、Ce、(Pu)はブレイクアウェイによって液相に移行するが、このブレイクアウェイされたU、Ce、(Pu)の地中での移行を考えた場合、重要な要素となるので添加物の固定効果と関連してU、Ce、(Pu)の浸出メカニズム、浸出形態についてさらに検討する予定である。

表2.6 固化体製造条件

固 化 体	添 加 物		熱 处 理 方 法	
	T R U 模 擬	固 定 相 形 成		
C - 1 - ①	CeO_2 1 %	—	急 冷	
C - 1 - ⑤			急 冷 後 再 加 热	
C - 2 - ①	CeO_2 1 %	ZrO_2 5 %	急 冷	
C - 2 - ⑤			急 冷 後 再 加 热	
C - 2 - ⑥	CeO_2 1 %	CaO 5 %	除 冷	
C - 3 - ①			除 冷	
C - 3 - ⑤	CeO_2 1 %	CeO_2 5 %	急 冷 復 加 热	
U - 1 - ①	U_3O_8 1 %		急 冷	
U - 2 - ①	U_3O_8 5 %	—		
U - 3 - ①	U_3O_8 1 %	CeO_2 5 %		
U - 4 - ①	U_3O_8 5 %			
U - 5 - ①	U_3O_8 1 %	ZrO_2 5 %		
U - 6 - ①	U_3O_8 5 %			

表2.7 固化体の基礎的性質の測定方法

項 目	方 法
組 成	原 子 吸 光 法 I C P 法 滴 定 法 , 他
鉱 物 相 織	X 線 回 析 光 学 顯 微 鏡
元 素 分 布	S E M E P M A
結 晶 化 度	画 像 解 析
密 度 ・ 気 孔 率	寸 法 重 量 法 液 浸 法

表2.9 固化体全体に占める結晶部の面積割合

(%)

固 化 体	C - 1 - ①	C - 1 - ⑤	C - 2 - ①	C - 2 - ⑤	C - 2 - ⑥	C - 3 - ①	C - 3 - ⑤
結 晶 部	2 0	6 7	2 8	9 8	4 3	1 8	6 3

表 2.8 固化体中の生成鉱物相、組織、元素分布

固 化 体	鉱 物 相					ガラス	備 考
	スピネル $Mg Al_2 O_4$	コランダム $Al_2 O_3$	ムライト $Al_2 Si_2 O_13$	アノルサイト $Ca Al_2 Si_2 O_8$	ウランナイト、セリアナイト バデレイト UO_2, CeO_2, ZrO_2		
C-1-(a)	八面体状	針 状	—	—	—	多 い	CeO_2 1% 添加
C-1-(b)	粒 状		—	—	—	少 な い	
C-2-(a)	八面体状	針 状	—	—	樹 枝 状	多 い	CeO_2 1% + ZrO_2 5% 添加
C-2-(b)	樹枝状		—		粒 状	少 な い	
C-2-(c)	粒 状	柱 状	—	—	鎖 状	半 分	
C-3-(a)	八面体状	針 状	—	—	—	多 い	CeO_2 1% + CaO 5% 添加
C-3-(b)	粒 状		—	粒 状	—	少 な い	
U-1-(a)	八面体状	樹枝状 鎖 状	—	—	—	半 分	$U_3 O_5$ 1% 添加
U-2-(a)	粒 状		—	—	樹 枝 状		$U_3 O_5$ 5% 添加
U-3-(a)	八面体状	—	—	—	樹 枝 状	半 分	$U_3 O_5$ 1% + CeO_5 5%
U-4-(a)	樹枝状	—	—	—	樹 枝 状		$U_3 O_5$ 5% + CeO_5 5%
U-5-(a)	八面体状	—	—	—	樹 枝 状	多 い	$U_3 O_5$ 1% + ZrO_2 5%
U-6-(a)	樹枝状	—	—	—		半 分	$U_3 O_5$ 5% + ZrO_2 5%
濃集元素	Al, Mg	A 1	Al, Si	Si, Al Ca, P	U, Ce, Zr	Si, Al, Mg Ca, P U, Ce, Zr	

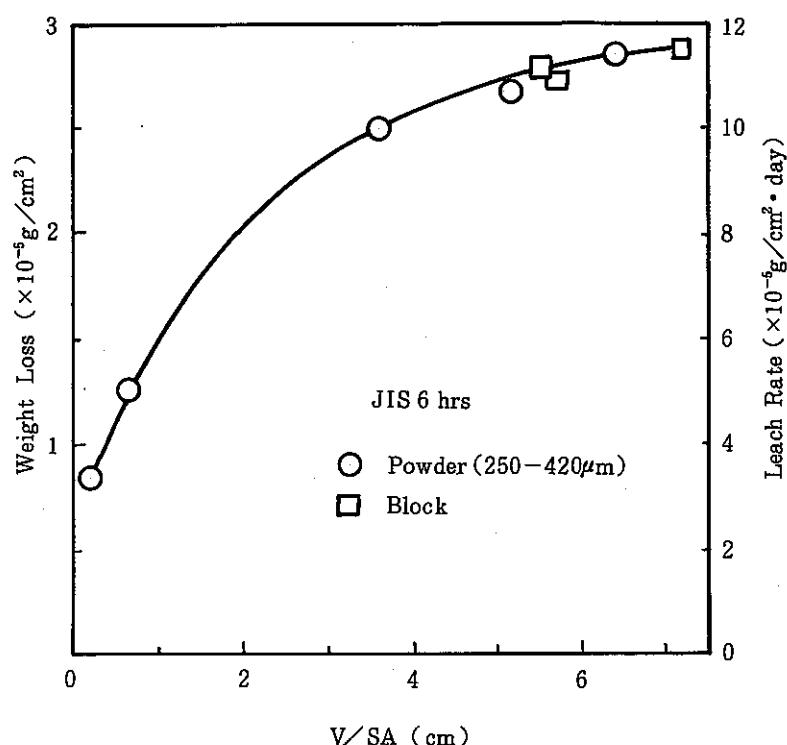


図 2.4 V / SA 依存性

② 固化体評価ホット試験設備の設計

目的及び概要

プルトニウムを添加した焼却灰等を溶融固化し、プルトニウムの固定状態及び固化体中プルトニウムの浸出機構等について研究するための固化体評価ホット試験設備の設計を行った。本試験設備はグローブボックスの中に設置される。

方法及び結果

設置場所はプルトニウム燃料部第一開発室を焼却灰等の溶融固化能力は1バッチ当たり約100gとして主要機器等の設計を行った。以下に主要工程及び主要機器を図2.5に示す。

以下に本設計の設備範囲を示す。

(1) 固化体製造工程

原料として焼却灰、添加試薬、 PuO_2 等を受入れ、秤量調整し混合粉を溶融して固化する工程で、主要機器は秤量機、V型混合機、溶融炉等で構成される。

(2) 試験サンプル作製工程

固化体を切断し、試験及び測定に必要な試験サンプルを作製する工程で、主要機器は切断機、洗浄機、研磨機、スタンプミル、振動ふるい機等で構成される。

(3) 浸出試験工程

固化体の浸出率及びプルトニウムの固定状態などを試験・観察し、固化体の性質を評価する工程で、主要機器は洗浄機、乾燥機、秤量機、比重計、浸出試験装置等で構成される。

結論及び今後の方針

昭和56、57年度に実施したコールド試験及びウラン試験で固化体特性の評価手法の開発、製造条件と固化体特性間の関係把握及びウランの固化体内での固定状態、固化体から液中へ浸出するメカニズムの検討を進めて来た。

これに対し、ホット試験は原則としてコールド試験、ウラン試験の結果を確認する必要のある項目、あるいはホット試験でしか実施できないような項目の試験を行い、その結果はプルトニウム含有ホット固化体の評価、健全性の評価に役立てる。

ホット試験において実施する試験項目は以下の3点である。

- ① 固化体の組成、化合物形態、結晶性、組織、密度等の基本的な性質の把握。
- ② 焼却灰の組成、加熱条件等の製造因子と固化体内のプルトニウムの固定状態の間の関係確認。
- ③ ホット固化体の健全性評価において最も重要な因子である浸出挙動の把握。

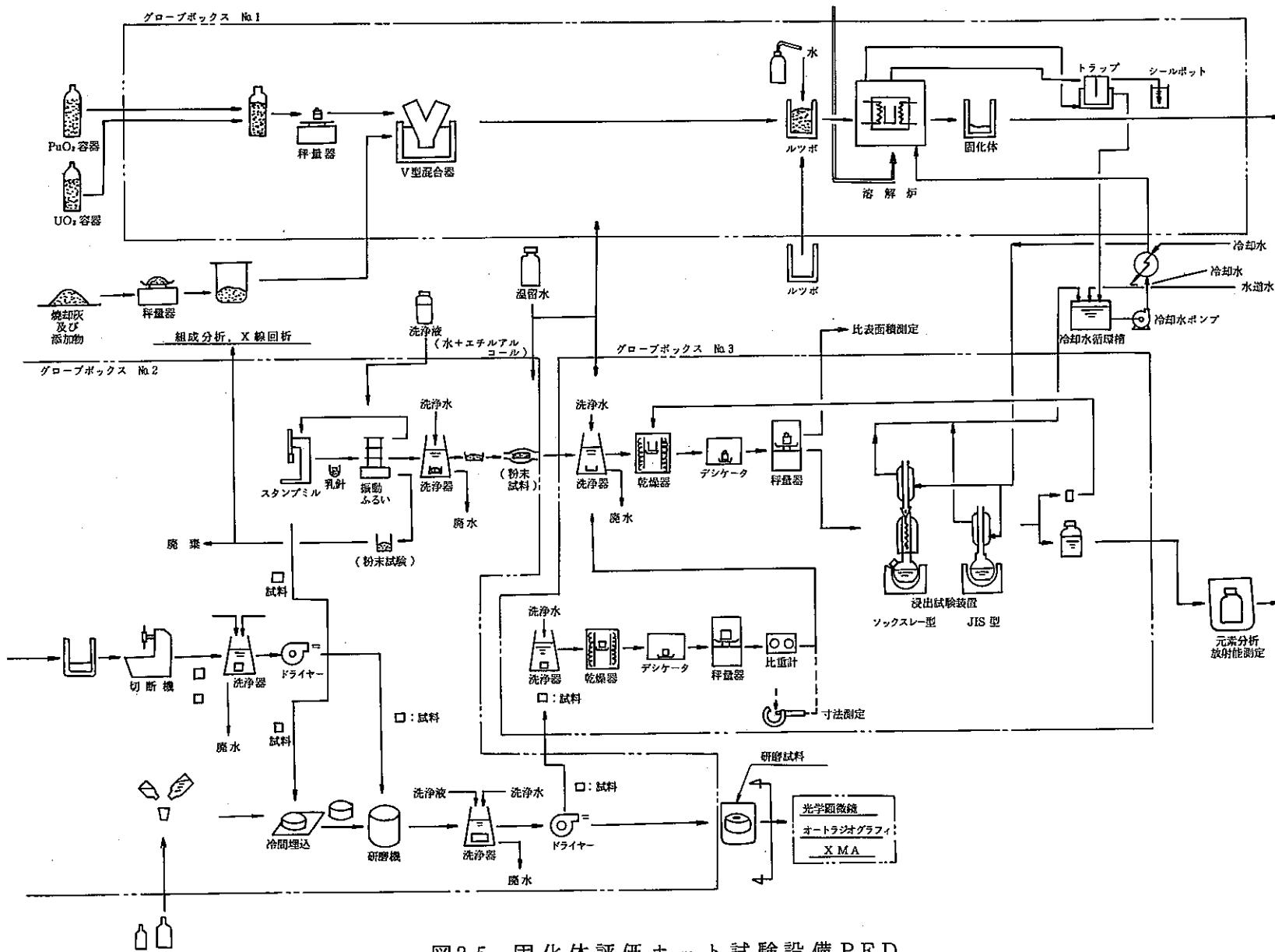


図2.5 固化体評価 ホット試験設備 PFD

③ プルトニウム収着特性試験装置の概念設計

目的及び概要

プルトニウム廃棄物固化体の最終的処分方法として、地層処分を想定しその処分を実施しようとする場合、環境への影響を評価するために固化体の溶出特性等に加えて、固化体から溶出した核種の地層中での挙動を把握しておく必要がある。このため、①固化体からのプルトニウムの浸出機構、評価、②浸出したプルトニウムの周辺環境中での挙動評価という点を研究する必要があり、本年度は、諸文献調査を行い地層中におけるプルトニウムの挙動に関する知見を得ると同時に、プルトニウムの挙動に関する試験方法、試験装置の概念を検討する。

方法及び結果

1. 地層中におけるプルトニウムの挙動に関する調査検討

以下に示す項目について調査検討を行った。

- 1) 地層環境中における TRU 核種の挙動について
- 2) 地層処分の観点からのプルトニウム廃棄物固化体評価の考え方について
- 3) 地層構成岩石中の TRU 核種の挙動に関する研究及び試験方法について
- 4) 我が国の想定地層処分環境条件下での TRU 核種の挙動に関する試験方法及び試験装置の概念検討について

上記の項目の 1), 2) について調査検討した結果は以下の通りであった。

- 1) TRU 廃棄物固化体からの Pu, Am, NP のような TRU 核種の「浸出率」は廃棄物固化体中の核種の「溶解度」によって支配される。
- 2) 固相中核種の液相中への「溶解度」に与える影響、すなわち、TRU 核種の挙動に影響を与える要因として、次の 5 要因がある。
 - ① 廃棄物固化体内での核種の化学形 → 廃棄物固化体内で TRU 核種が形成している化合物鉱物の種類。
 - ② 廃棄物固化体と接する液相の化学的雰囲気 → 水の放射性分解作用を通じて、液相の PH 条件の変化は更に、核種の「溶解度」に影響を与える。
 - ③ 廃棄物固化体と接する液相の化学的雰囲気 → PH, Eh, 共存物質。
 - ④ 地層構成岩石による核種の収着機構及び地下水の流れによる核種の系外への輸送機構の存在。→ Pu の化学形の違いや「溶解度」の違いが核種の収着機構及び輸送機構に影響を与える。
 - ⑤ 固相中核種の液相中への溶解におけるヒステリシスの存在 → 廃棄物固化体内での核種の化学形と廃棄物固化体と接する液相の化学的雰囲気が同一系でも、その系の「履歴」の違いにより平衡状態が異なる。
- 3) 上記 5 要因のうち、中心となる課題は「核種の収着機構及び輸送機構」である。この機構

を評価することにより核種が強く生じ、核種の輸送が生じにくい「廃棄物固化体——周辺環境システム」を開発することが可能と考えられる。このため、核種の収着機構及び輸送機構に最も影響を与える PH-Eh 条件の影響について解明する必要がある。

2. TRU 核種の挙動に関する試験方法及び試験装置の検討

TRU 廃棄物固化体の評価を行うためには、地層中の核種の「易動性」を評価する手法を、確立する必要がある。試験方法は第 1 段階の「予備試験」及び第 2 段階の「本試験」がある。

第 1 段階の「予備試験」は、非放射性核種及びウランを用いて試験を実施し、試験装置の開発、試料の調整法・分析法の検討を行い、第 2 段階の「本試験」では地層環境中での TRU 核種の挙動に関するデータ集収を目的として、試験装置をグローブボックス内へ設置しプルトニウムを用いて試験を行うものである。

TRU 核種の挙動に関する試験項目として、以下に示す 4 試験である。

1) 岩石亀裂内核種移行試験

廃棄物固化体——固化体周辺環境系における核種の「易動性」を評価することを目的とした実際の地層構成岩石中の核種移行現象を可能な限り模擬した試験である。

① 地層岩石中の核種移行現象は主に イ) 地層構成岩石 ロ) 地下水 ハ) 核種の相互作用による。このため、実際の核種移行現象を模擬するために以下に示す条件で試験を行う。

i) 「地層構成岩石」としては、亀裂を含む岩石のコア・サンプルを地層深部から採取する。理由は、地層構成岩石中の核種の移行機構として亀裂中を浸透する地下水による核種の移行が最も支配的な機構と考えられる。このため、岩石コア・サンプルを設置する試験装置はこの幅を調整できる仕組にしておく。

ii) 「地下水」は地層深部から採取してきた地下水を試験液として用いる。しかし、地下水の PH 及び Eh の値は採取後の時間が経過するに従って変化してゆくため、採取位置における地下水の PH 及び Eh の値を測定しておき、試験を実施する場合には PH, Eh 値条件を調整する必要がある。

iii) 「核種」としては、予備試験ではウランを用い、本試験ではプルトニウムを用いる。

② 試験手順としては、図 2.6 に示す試験装置を用いて岩石コア・サンプルの亀裂内へ上部からプルトニウム核種を含む地下水を自然浸透させ、亀裂下部から流出してくる液を回収して分析を行う。

分析としては次の 2 つを行う。

- (イ) 地下水液相の分析→亀裂浸透前後の地下水核種の化学形及び濃度の測定
- (ロ) 岩石固相の分析→試験終了後、岩石コア・サンプルを解体し、亀裂表面に収着している核種の状態測定を行う。

2) 地下水中核種化学同定試験

岩石亀裂内核種移行試験の補助試験として、種々の PH-Eh 条件の地下水中での核種の化学形、存在形態を同定し、その濃度を測定する試験をする。

3) 岩石成分及び亀裂内分析試験

本試験も岩石亀裂内核種移行試験の補助試験として、岩石を構成する物質及び亀裂内に存在する物質を分析し、核種の収着に寄与する物質と核種の移行のキャリヤーとなる物質を調べる。

4) 核種収着試験

岩石粉碎試料及び小規模岩石サンプルを用いた核種収着試験を行い、岩石の持つ核種収着能を下記試験により評価する。

(イ) 岩石粉碎試料を用いたカラム式収着試験

図 2.6 参照

(ロ) 岩石粉碎試料を用いたバッチ式収着試験

図 2.7 参照

(ハ) 小規模岩石サンプルを用いた収着試験

図 2.7 参照

結論及び今後の方針

文献調査の結果、地層中での TRU 核種の挙動は核種の「溶解度」と「化学形」に大きく依存することが認められた。

この 2 つの概念に基づき、TRU 廃棄物固化体評価の考え方、TRU 核種の挙動及び試験方法について調査検討した。地層処分環境下での TRU 核種の挙動及び試験方法、試験装置の調査検討を行った結果、岩石の試料形態として「板状試料」と「粉碎試料」を用い試験方法として「バッチ試験法」と「カラム試験法」を採用し、それぞれを組み合わせた試験を行い、核種の収着現象を多角的に評価する方法が良好であることが判明した。

今後は本調査検討の成果に基づき、試験装置の概念設計、詳細設計を行い、TRU 核種の挙動に関する試験装置の製作を行う予定である。更に、試験で得られたデータを収集し、固化体評価試験と照らし合わせながら、TRU 廃棄物固化体の処分の見通しを得る考えである。

Sorption Test by Batch Method

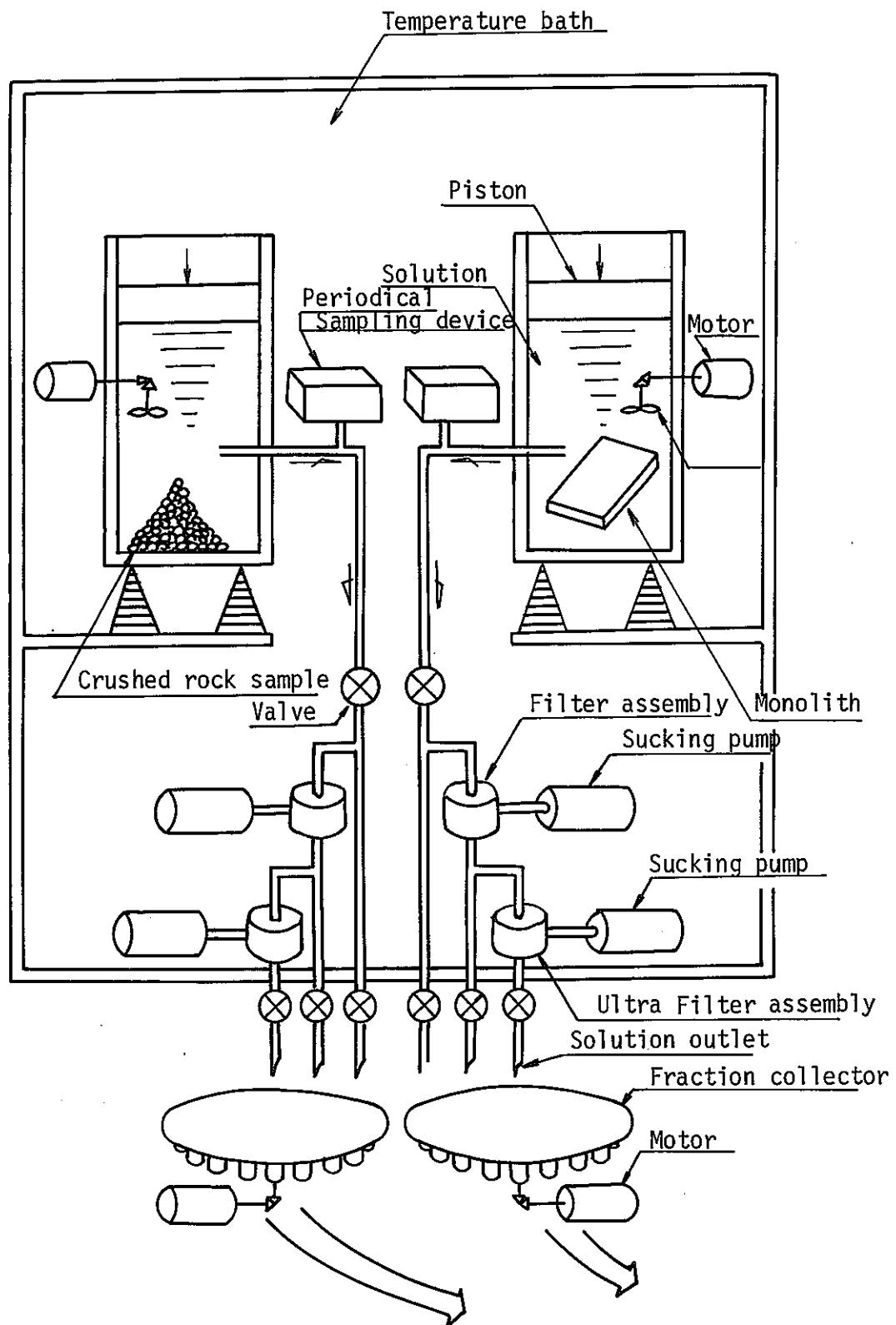


図 2.7 核種移行試験装置(バッチ式)

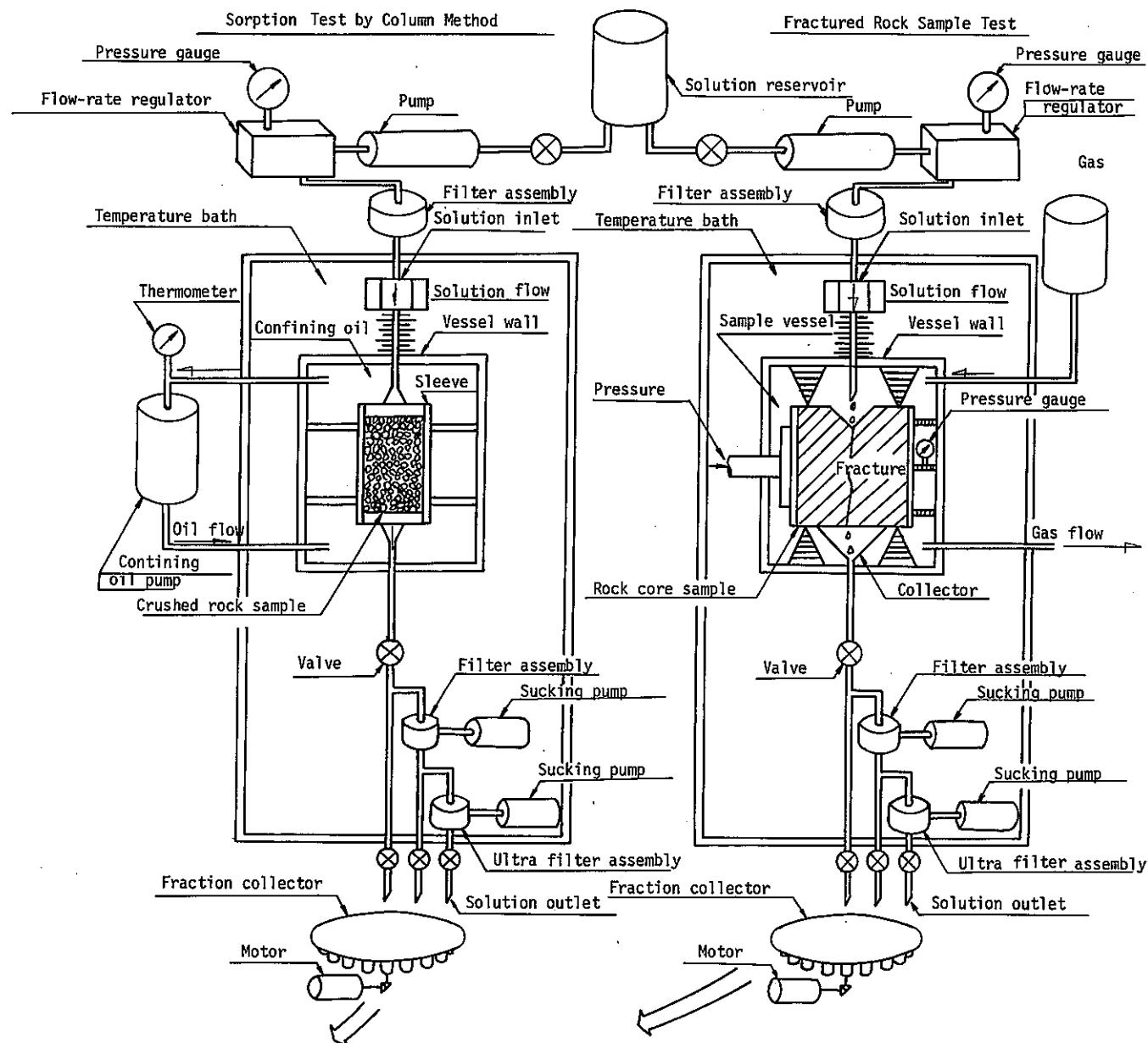


図 2.6 核種移行試験装置(カラム式)

2.3 放射性廃棄物低減化に関する調査研究

目的及び概要

プルトニウム燃料の利用に伴い、プルトニウム使用施設から発生する廃棄物は年々増加する傾向にある。この事態に備えてプルトニウム使用施設から発生する廃棄物を低減し、廃棄物の処理・貯蔵及び処分の負担を軽減する必要がある。本調査研究では、プルトニウム燃料製造施設を廃棄物発生量低減化の観点から調査検討し、既設燃料製造施設に於いて改良を必要とする箇所の抽出及び改良方法の検討を行った。また、今後建設されるプルトニウム使用施設からの廃棄物発生量を低減化する上で有効な技術に関し、開発項目の抽出を行った。

方法及び結果

今回実施した調査研究の結果より得られた廃棄物低減化の改良方法を表2.10に示す。これら廃棄物低減化改良方法の中で廃棄物低減効果、開発難易等について検討した結果、①汚染の拡大防止、②代替材料の開発、③HEPA フィルタの長寿命化、④二次廃棄物の低減化は有望であると判断された。以下に、これら改良方法案を具体的に示す。

1) 汚染の拡大防止

グローブボックス内面及び内装機器表面へ形成させる可剥性プラスチックには次の性能が要求される。①塗布が容易なこと。②塗布面との相互作業が無いこと。③操作中に剥離せず、かつ剥離作業が容易なこと。

これらを満足する可剥性プラスチックとして水分散形及び水溶液形が適しており、実際に使用済燃料輸送容器のキャスク表面の除染に実施され除染作業時間、二次廃棄物量の減少が計られている。この方法をプル燃施設内のグローブボックスに適用した場合の二次廃棄物量は次のようになる。グローブボックス及び内装機器の除染作業から発生する除染廃棄物は過去の実績より、グローブボックス、内装機器の表面積1m³当り約51ℓの除染廃棄物が発生しており、可剥性プラスチックを用いた場合は、約3ℓの除染廃棄物が発生すると考えられる。

2) 代替材料の開発

グローブボックスの強度部材、グローブ、バッグの代替材料を以下の選定基準にて調査検討した。

グローブボックス強度部材の代替材料について

①強度部材（強靭であること） ②耐衝撃性（割れにくいこと） ③耐熱性（比較的強いこと）
④封薬品性（劣化しにくいこと） ⑤減容性（大きいこと） ⑥成形性（成形技術が確立していること） 以上の調査検討から、グローブボックス強度部材としてポリエーテルサルファン(PES)が適していることが判明した。表2.11にPESの物性を示す。

グローブ、バッグの代替材料について

①引張強度（強靭であること。） ②伸び（しなやかであること。） ③引裂強度（強靭であること）

④耐摩耗性（摩耗しにくいこと。） ⑤気体遮断性（ガス透過、透湿しにくいこと。）

⑥耐熱性（軟化溶融しにくいこと。） ⑦耐薬品性（劣化しにくいこと。）

⑧耐疲労性（くり返し応力による耐久性が大きいこと。）

⑨透明性（バッグについて：内容物が確認出来る程度。）

⑩ヒートシール性（バッグについて：接着性が良いこと。）

以上の調査検討からグローブ、バッグの代替材料としてエチレン酢ビ共重合エラストマー（EVA）が適していることが判明した。表2.12にEVAの物性を示す。

3) HEPA フィルタの長寿命化

硝酸ミストが発生する湿式系グローブボックスに用いられているHEPA フィルタ(Cサイズ)の長寿命化方法は以下の通りである。

湿式設備でスクラバ後の排ガスに強力な水シャワーの噴霧を行い、硝酸ミストをシャワーによる水ミスト中にとり込む。こうして出来た硝酸ミスト（硝酸ミスト+水ミスト）は粒径が大きくなり、重力や水シャワーのたたき落しによって落下捕集され、粒径の小さなものはミストセパレータによって吸着捕集するものである。又、乾式系グローブボックスの飛散粉末対策としては、中性能エアフィルタを現状のプレフィルタの代りとして使用することでHEPA フィルタの長寿命化が図れると考えられる。

4) 二次廃棄物の低減化

現在、プル燃で実施されているグローブボックスへの物品搬出入方法は、PVC バッグ方法を用いているが物品搬出入時に毎回 PVC パックが二次廃棄物として発生する。

この二次廃棄物低減化対策として調査検討した結果、ノンリークキャップ方法が適していることが考えられた。

結論及び今後の方針

今回実施した放射性廃棄物低減化に関する調査研究から得られた廃棄物低減化の改良方法について、①HEPA フィルタの長寿命化、②代替材料の開発、③二次廃棄物の低減化を主体とした試作及び試験を次年度に実施する予定である。

表2.10 廃棄物低減化の改良方法

改良項目	対象	改良方法	適用性	低減廃棄物	開発期間
①汚染の拡大防止	グローブボックス 及び 内装機器	グローブボックス内面及び内装機器表面にあらかじめ可剥性のプラスチックの保護膜を形成させ、グローブボックス解体時の除染において保護膜を剥離及びグローブボックス解体時の除染において保護膜を剥離することで汚染レベルが低くなり、除染廃棄物が低減できる。 保護膜としては、水分散形及び水溶液形の可剥性プラスチックが有効と考えられる。	既設施設	除染廃棄物の低減	3年
②代替材料の開発	グローブ ビニルバック及び グローブボックス、 内装機器	グローブ及びビニルバックの寿命を延ばし、廃棄物発生量が減少できる。又、グローブボックス及び内装機器の金属材料をプラスチック等の材料に替えることにより金属廃棄物発生量が低減できる。 グローブ、ビニルバッグの代替材料としてはエチレン酢ビ共重合エラストマー(EVA)及び金属材料の代替材料としてはポリエーテルサルファン(PES)が有効と考えられる。	既設施設	金属廃棄物及び グローブ、ビニルバック の低減	5年
③HEPAフィルタの改良	HEPAフィルタ	HEPAフィルタは硝酸ヒューム及び核燃料物質の飛散粉末により寿命が大幅に短くなり、廃棄物発生量を多くしている。硝酸ヒュームの除去は水シャワーによる除去方法、飛散粉末の除去は高捕集率のプレフィルタによる除去方法によりHEPAフィルタ寿命を長く保つことが可能と考えられる。	既設、将来施設	HEPAフィルタ の低減	3年
④プロセスの簡略化、集約化	各施設 (転換、湿式回収、 酸消化プロセス等)	プロセスを簡略化、集約化することで 1) 機器数の削減 2) ユーティリティ設備の削減 3) プロセス廃棄物の削減 4) レイアウトの削減が考えられ、廃棄物発生量が低減できると考えられる。	将来施設	設備、機器の低減 グローブボックス、 機器の低減	設計時に 考慮する必要 有り
⑤二次廃棄物の 低減化	PVCバッグ	PVCバッグによるグローブボックスへの物品搬出入方法では、毎回PVCバッグが二次廃棄物として発生する。 PVCバッグに替るノンリークキャップ方式を用いることで二次廃棄物発生量が低減できると考えられる。	既設施設	PVCバッグの低減	3年

表 2. 11 ポリエーテルサルファンの物性

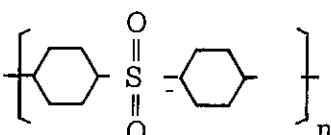
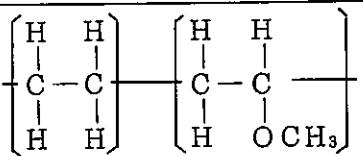
	名 称	ポリエーテルサルファン
	略 記 号	P E S
	分 子 式	
特 热 性 的	使 用 限 界 温 度 (°C)	210
特 機 械 的	引 張 强 度 (kg/cm²)	860
	衝 撃 强 度 (kgcm/cm)	9
耐 药 品 性	吸 水 率 (%)	0.43
	希 硝 酸	影響なし
	硝 酸	"
	希 アンモニア水	"
	濃 アンモニア水	"
	エ タ ノール	"
	機 械 油	"
そ の 他	燃 烧 性	難 燃
	接 着 性	良 好
	価 格 (円/kg)	3,000
	特 徵	耐熱性高く、煙が出ない。

表 2. 12 エチレン酢ビ共重合エラストマーの物性

	名 称	エチレン酢ビ共重合エラストマー
	略 記 号	E V A
	分 子 式	
物理的性質	比 重	0.94
	硬 度	92 (JIS)
	使 用 限 界 温 度 (°C)	80
	引 張 強 度 (kg/cm²)	200
	伸 び (%)	550
	引 裂 強 度 (kgcm/cm)	100
	耐 摩 耗 性	良 好
	気 体 遮 断 性	良 好
耐薬品性	水	影響なし
	エ タ ノ 一 ル	"
	10 % 塩 酸	"
	10 % 苛 性 ソ ー ダ	"
	M E K	"
	A S T M # ³ oil	"
	濃 硝 酸	"
	濃 ア ン モ ニ ア	"
燃 燃 性	燃 燃 性	可 燃
	発 生 ガ ス	無
その他	ヒートシール性(高周波加熱)	良 好
	" (抵抗加熱)	"

2.4 撤去技術の開発

目的及び概要

現在、プルトニウム燃料製造施設には多数のグローブボックスが有り、操業開始以来10数年経過しており、初期の目的を達成し使用済みになった内装機器、グローブボックスが発生し、今後とも増加することが予想される。これら内装機器、グローブボックスの解体撤去はグローブ作業あるいはグリーンハウス内での防護服による作業によるもので、下記に示す改善点がある。

- ① 解体撤去作業に伴う二次廃棄物の発生量が多い。
- ② 解体撤去作業がグローブを介して行うため、作業が長期化する。
- ③ 防護服作業による作業者の負担が大きい。

このため、初期の目的を達成し使用を終えたグローブボックス及び用途変更による内装機器の変更等に伴うグローブボックス及び内装機器の解体撤去作業に関して、上記改善点を解決するために効率的かつ安全な解体撤去技術について調査研究した。

方法及び結果

下記の2項目を調査研究の対象とし、現状の調査、既存の文献調査を行い、現状よりも効率的かつ安全な方法について調査検討した。

1. グローブボックスの再利用を目的とした内装機器の解体撤去方法の検討。
2. グローブボックスの効率的な解体撤去を目的とした、グローブボックスの移動、解体方法等を含む施設内集中解体システムの検討。

調査検討の結果

1. 内装機器の解体撤去方法の検討

- (1) 遠隔化の可能性について検討した結果、既存の内装機器については、配置、形状、寸法等が千差万別であるためロボット、マニピュレータ等を用いた遠隔化は更に具体的な検討が必要である。
- (2) 一つの切断方法を用いて全てに対応するのは困難なため、種々の切断方法を備えて対処する方法が良い。
- (3) このため、各種切断工具、切断装置及びユーティリティを内蔵した収納容器、いわゆる解体装置を設け、この解体装置をグローブボックスにドッキングさせて内装機器の解体を行う方法が最良である。

(4) 内装機器解体装置の機能

- ① 解体に必要な工具類、切断装置を全て収納できること。
- ② 工具、切断装置類に必要なユーティリティを全て収納できること。
- ③ 工具、切断装置類の保守点検ができる作業スペースが有ること。

- ④ グローブボックスとの連絡口及び解体物の搬出口が有ること。
- ⑤ 移動可能であり、使用、移動中及び保管時は十分な気密維持ができる構造であること。
- (5) グローブボックスと解体装置との接続及び分離方法
現状ではグローブボックスのラージポートを利用し、ビニルバッグ方式で着脱する。但し、ビニルバッグ方式に替る機械的な着脱方法を開発する必要があるので現在検討中である。
- (6) 解体物の搬出
解体装置に解体物収納容器を接続しておき、解体装置経由で収納容器に収納する。
- (7) 内装機器の解体手順

図 2.8 参照

2. グローブボックス施設内集中解体設備の検討

- (1) グローブボックスの解体は同一施設内に解体専用室を設け、集中的に解体する方法が安全かつ効率的である。
- (2) 集中解体設備はグローブボックスの搬入、解体、解体物搬出の一連の操作は遠隔操作で行う。
- (3) グローブボックスの移送は設置場所である程度のサイズに分割して行う。
 - ① グローブボックス移動単位
 - ① 最大移動単位は $2\text{ m}^L \times 1\text{ m}^W$ が妥当。
 - ② 最大移動単位は 1 ton である。
 - ② グローブボックスの分割方法
 - ① 効率的な除染あるいは汚染固定後に分割を行う。
 - ② 分割に際して汚染の漏洩がないこと。
 - ③ 分割されたグローブボックスは分割後、移動中において気密を保つこと。
 - ③ グローブボックスの移送方法
 - ① 専用のグローブボックス運搬台車を用い、集中解体設備まで運ぶ。
 - ② 内装機器を設置したまま、あるいはグローブボックス内を除染しないで移送する方法に対しては、モックアップ試験が必要である。
- (4) グローブボックスの集中解体設備内への搬入方法
 - ① 基本的にはエアロック室を設け、エアコントロールで汚染をコントロールする方式とする。
 - ② エアロック室の扉の大きさはグローブボックス移動単位を考慮して $1.2\text{ m}^W \times 3\text{ m}^H$ 程度とする。

- (5) グローブボックスの新しい切断法
 - ① プラズマ切断法

② CO₂ レーザ切断法

③ ウォータージェット切断法

(6) グローブボックスの解体手順

図2.9 参照

結論及び今後の方針

効率的で安全な解体撤去技術について、内装機器の解体撤去方法及びグローブボックス施設内集中解体設備の検討を実施した結果、内装機器解体装置の備えるべき機能、グローブボックスと解体装置との接続及び分離方法、解体物の搬出方法及びグローブボックス施設内集中解体設備で解体するグローブボックスの移動単位、分割方法、移送方法、集中解体設備内への搬入方法、グローブボックスの切断方法の概念を得ることが出来た。今後は、今回得られた内装機器解体装置及び集中解体設備の概念項目について更に詳細な検討を進め内装機器、グローブボックス等の解体撤去技術に反映させる予定である。

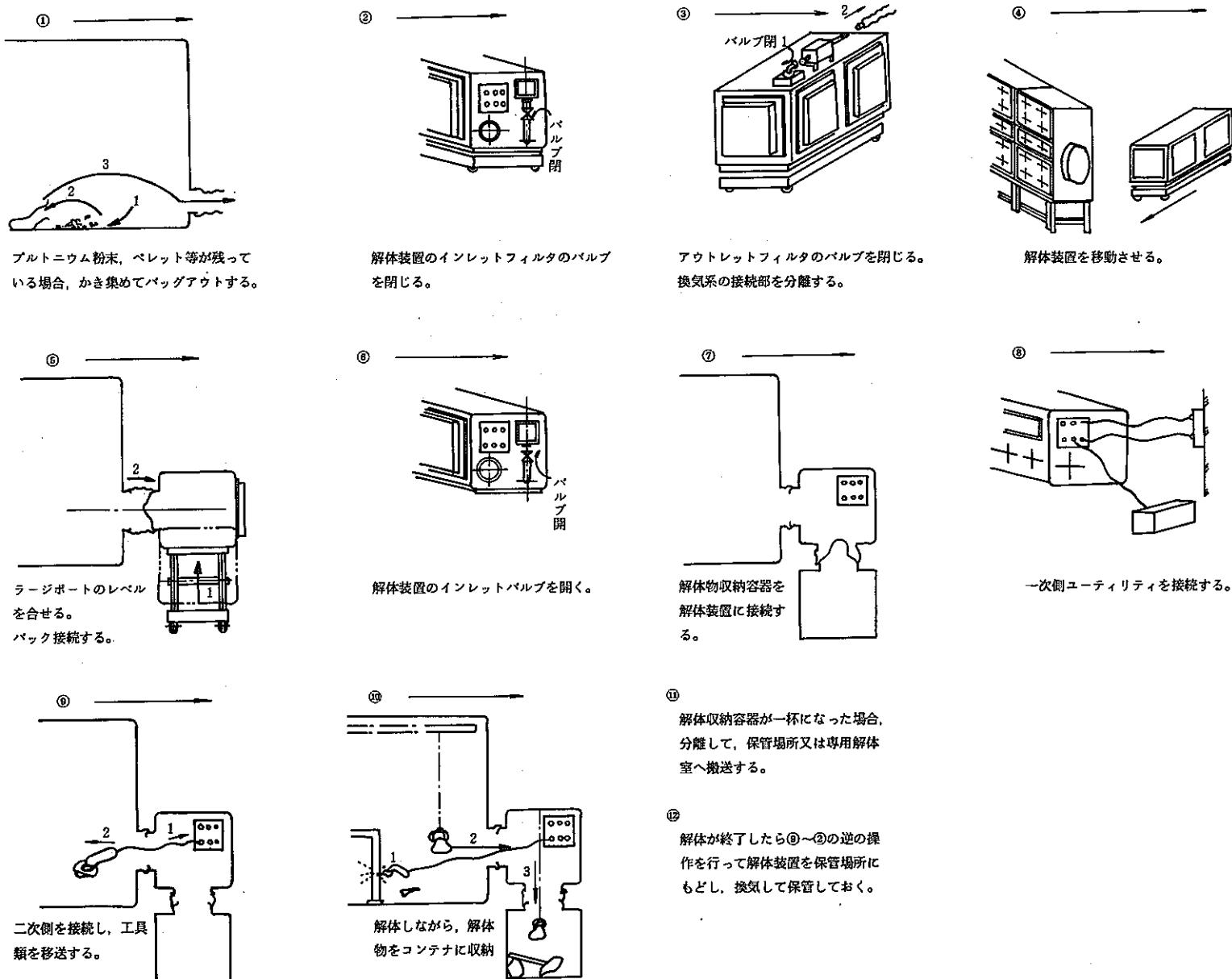
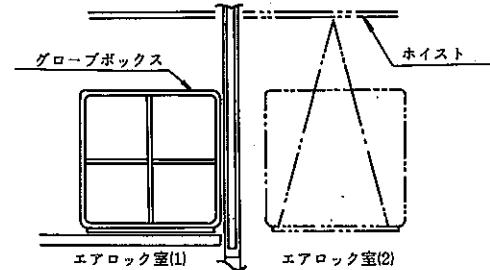
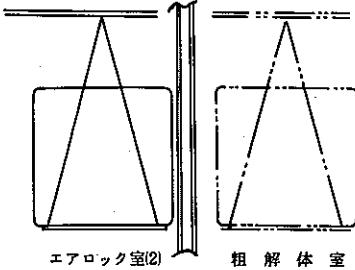


図2.8 内装機器の解体手順



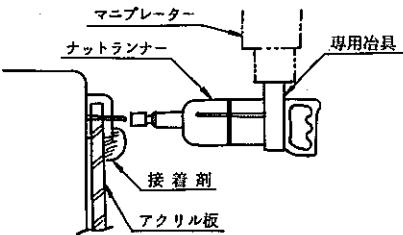
① エアロック室(1)に搬入されたグローブボックスは、ホイストで吊上げエアロック室(2)排気を作動させた上扉(2)を開けてエアロック室(2)へ搬入させる。

(注) エアロック室(2)へグローブボックスを搬入させる場合は、ペイント被膜をほどこしておくこと。

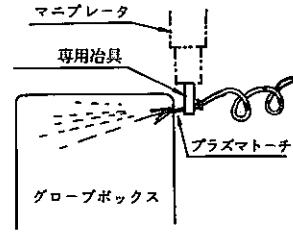


② エアロック室(2)に入ると同時に扉(2)を閉じエアロック室(2)の排気を止める。

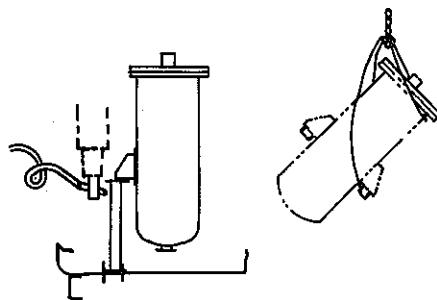
③ 粗解体室の排気フロアを作動させ扉(3)を開け、粗解体室へグローブボックスを搬入させる。



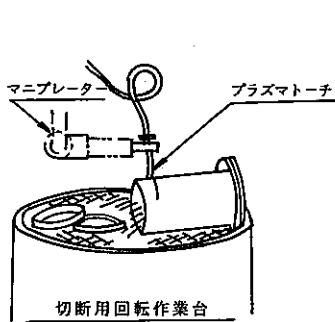
④ 粗解体室に搬入されたグローブボックスは、マニブレータでナットランナーを用いてアクリルを止めているナットを取り、グローブボックスからアクリル板を取り解体物細断室へ搬送する。



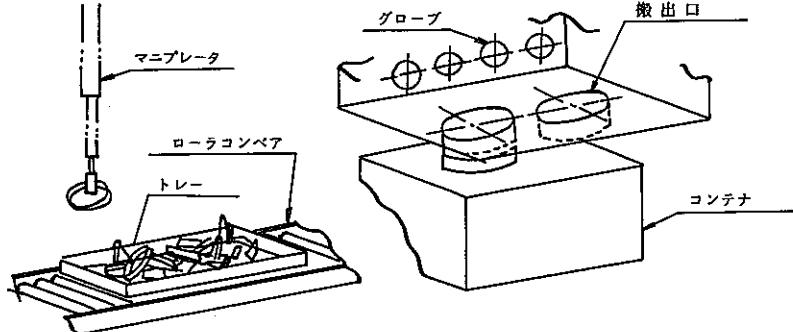
⑤ アクリル板を取り除いたグローブボックスをプラズマにより粗断する(内装設備に可燃物がある場合はニフラ等で粗断する)。



⑥ 内装設備をプラズマ又はナッター等で粗解体し、解体物細断室へ搬送させる。



⑦ 切断用回転作業台にて粗断物を粗断する。



⑧ 細断物をマニブレーター等で細断物搬送用ローラコンベアにせ解体物搬出室へ搬送する。

(注) ローラコンベア上にはトレーを置き細断物を搬送する。

⑨ 細断物をマニブレーター等でドラム缶又はコンテナに収納する。

ドラム缶又はコンテナへの搬出は通常のバッグアウト方式とする。但し、ドラム缶又はコンテナが満ぱいに成った時ビニールシートで行なう。

図2.9 グローブボックスの解体手順

表 2.13 グローブボックスの新しい切断法の比較

切断方法	切断対象物	切 断 速 度	消耗品・交換品と交換頻度	コ 料	主 な 特 徴
プラズマ切断	導電性金属 max : 200 mm厚	軟 鋼 6 mm厚: 4 m/min 25 mm厚: 0.7 m/min SUS材 6 mm厚: 5 m/min 25 mm厚: 0.4 m/min (空気使用: 150 A の場合)	トーチ電極: 1回 / 15 Hr トーチ絶縁チップ : 1回 / 15 Hr トーチキャップ : 1回 / 40 Hr	設備コスト 200万円 ランニングコスト 10~30円 / min, mm	長所 ・切断速度が速い。 ・取扱いが容易 ・切断面が平滑 短所 ・導電性のものしか切断できない。 ・火花、スラグ、煙、ヒューム、NOX等が発生。
CO ₂ レーザー切断	種々固体 max : 20 mm厚	軟 鋼 6 mm厚: 1.8 m/min 10 mm厚: 0.7 m/min SUS材 6 mm厚: 1.2 m/min 10 mm厚: 0.5 m/min (レーザー出力: 2.0 KW の場合)	集光レンズ: 2000 Hr ミラー : 2000 Hr 電 極 : 2年	設備コスト 500万円 ランニングコスト 2~5円 / min, mm	長所 ・切断幅が狭く、熱影響少ない。 ・切断材に加わる力が少ない。 短所 ・レンズと被切断面との距離を常に一定に保つ必要がある。 ・厚物の切断が少ない。 ・火花、スラグ、煙、ヒューム、NOX等が発生。
ウォータージェット 切断	種々固体 max : 30 mm厚	SUS材 19 mm厚: 0.2 m/min 25.4 mm厚: 0.16 m/min アクリル 5 mm厚: 0.5 m/min ゴム 25 mm厚: 7 m/min 水 壓: 4000 kg / cm ² ノズル径: 0.2 mmφ の場合	ノズル: 1回 / 300~500Hr シール: 1回 / 300~500Hr	設備コスト 3000万円 ランニングコスト 5~10円 / min, mm	長所 ・切断時に火花、熱が発生しない。 ・粉じんが少ない。 短所 ・廃液の処理 ・金属等は薄いものしか切断できない。 ・水の破壊力が強く、飛距離が長いため、取扱いに注意が必要。

2.5 TRU 廃棄物測定技術開発試験

目的及び概要

プルトニウム使用施設から発生する TRU 廃棄物中の核燃料物質の測定技術を開発すると共に、廃棄物発生量増加に伴う貯蔵、処理及び処分時の負担を軽減するため、廃棄物の発生時点、または、処理後において、その放射能レベルに応じた区分管理を行う必要がある。

TRU 廃棄物の放射能を測定する方法として、ガンマ線法、中性子線法などがあるが、本年度は、前年度に引き続きパッシブガンマ線法について、プルトニウム線源を用いた測定試験を実施し、さらに、この結果を基にして実廃棄物を測定した。また、パッシブ中性子線法においては、試作機を製作し、基礎試験を実施した。

方法及び概要

1. パッシブガンマ線法

1) 測定装置

測定装置として、Segmented Gamma Scannerを使用した。本装置は、Ge (Li) 検出器、多重波高分析器、データ処理装置等で構成されている(図 2.10 参照)。

2) 試験対象物

(1) 供試線源：ガラス容器に封入した PuO_2 粉末(10 mg～5 g: 約 30 種類)を使用した。

(2) 模擬廃棄物：1 カートンボックス(20 ℥)当たり 0.3 kg～2.4 kg の紙、布、チオックス、塩化ビニルを収納して作成した。

3) 試験方法

模擬廃棄物中に供試線源を单一あるいは複数個入れ、それを回転させ、 ^{239}Pu から放出されるガンマ線(414 KeV)を測定した。

4) 試験項目

以下の項目に従がい試験評価した。

- (1) 廃棄物によるガンマ線吸収の影響
- (2) 測定時間とガンマ線統計計数誤差
- (3) プルトニウムの偏在の影響

5) 結果

(1) 廃棄物によるガンマ線吸収の影響

模擬廃棄物の中心にプルトニウム線源を置いた場合の ^{239}Pu の秤量値(PuO_2 (g) $\times \text{Pu} / \text{PuO}_2 \times$ 同位体組成比率)と 414 KeV ピーク計数率の関係を図 2.11、図 2.12 に示す。尚、比較のため、図上カートンボックス中心にプルトニウム線源を点線源として置いた場合の結果を示してある。

この場合、廃棄物により、可燃物の場合では 5 %、難燃物の場合では 10 % 程度のガンマ線吸収を受けていることが分り、これを透過線源により吸収補正すれば 1 % 程度の誤差で補正することが可能であることを確認した。

(2) 測定時間とガンマ線統計計数誤差

模擬廃棄物の中心にプルトニウム線源を置いた場合の測定時間と、統計計数誤差(1.65σ)の関係を図 2.13、図 2.14 に示す。

(3) プルトニウムの偏在の影響

図 2.15 に示すカートンボックスの各位置にプルトニウム線源を置いた場合の位置による影響を評価した。この結果を表 2.14 に示す。

表 2.14 で①における計数率を基準にして、各位置における計数率をその比率で示してある。

位置による影響を最も受けているものが④の位置であり、15 % 程度であるが、プルトニウムがカートンボックス内に均一に存在する場合、計数率変化は平均化されることがわかる。

2. パッシブ中性子法

1) 測定装置

測定装置として、 4π コインシデンスカウンタを試作した。本装置は、 ^3He 検出器、ポリエチレン、波高分析器、データ処理装置等で構成されている(図 2.16 参照)。

2) 試験対象物

- (1) 供試線源: MOX 線源 1g を使用した。
- (2) 模擬廃棄物: 20 ℥ カートンボックスに、紙、塩化ビニル、チオックスを収納して作成したもの、あるいは、焼却灰を溶融固化して作成した人工鉱物を使用した。

3) 試験方法

模擬廃棄物中に供試線源を入れ、主に ^{240}Pu から放出される中性子をポリエチレンにより熱中性子化し、 ^3He 検出器で検出を行い試作機の感度、精度を評価した。

測定方法は、自発核分裂及び (α, n) 反応による中性子全部を測定する全中性子測定、並びに自発核分裂により発生するコインシデンス測定を同時に行った。

又、精度を上げるため有効と考えられる Cd 板の効果についても評価した。

5) 結 果

(1) 中性子検出効率、検出限界

MOX 線源の中性子発生率(n/sec) 当りの計数率(c/sec) を試作機の検出効率とし、これより 1,000 秒測定の検出限界 PuO_2 重量を表 2.15 及び表 2.16 に示す。

(2) 精 度

① 線源からの偏在

MOX 線源を空のカートンボックス中で位置を変化させた場合の線源位置と計数の関係を図 2.17 及び表 2.17 に示す。

表 2.17 より、カートンボックス中心における計数値からの偏差は、

- (i) カートンボックス軸については、全中性子計測法で、+ 0.11, - 13 %, コイシデンス計数法で + 9.4, - 18 % となった。
- (ii) カートンボックスの径方向については、全中性子法で + 6.1, 0 %, コイシデンス計数法で + 21, - 1.9 % であった。

この結果から、全中性子法で 13 %, コイシデンス法で 21 % の不確定さをもっていることがわかった。

② 廃棄物内容物の種類、重量と中性子計数変化

MOX 線源を、模擬廃棄物（紙、塩ビ、チオックス、人工鉱物）の中心に置いた場合の全中性子測定を計った。この結果を図 2.18 に示す。

この結果から、

- (i) 紙、塩化ビニル、チオックスでは、中性子検出部に Cd 中性子吸収体がない場合、廃棄物内容物種類、重量の変化による全中性子計数変化は、約 ± 3 % であった。
- (ii) 人工鉱物に対しては、計数率変化が大きい。
- (iii) Cd 中性子吸収体により、計数変化が小さくなり、測定精度を上げることができる。

結論及び今後の方針

1. パッシブガンマ線法において

- 1) 可燃及び難燃廃棄物中の Pu-239 は 10 mg 程度まで測定可能。
- 2) Pu-239, 50 mg, 測定時間を 30 分と設定すると、その時の γ 線ピークの統計計数誤差 (1.65 γ) は 20 ~ 30 % であった。
- 3) カートンボックス内で Pu が偏在した場合、+ 15 % 程度の誤差が生じるが、均一である場合には、偏在による影響はなく、均一化される。

今後、カートンボックスについては、測定精度の向上を図り、測定対象を 200ℓ ドラム、HEPA フィルタに広げていく予定である。

2. パッシブ中性子線法において

- 1) 全中性子測定法の誤差の主要因は、内容物中の線源分布であり、内容物種類や重量による影響は少ない。
- 2) コイシデンス法は計数率が小さいが、自発核分裂中性子だけを選択的に測定できる利点が

あり、全中性子法と併用することが有効である。

今後、さらに、測定の再現性を確認する一方、 200ℓ ドラムを対象とした場合の検討を進め
る予定である。

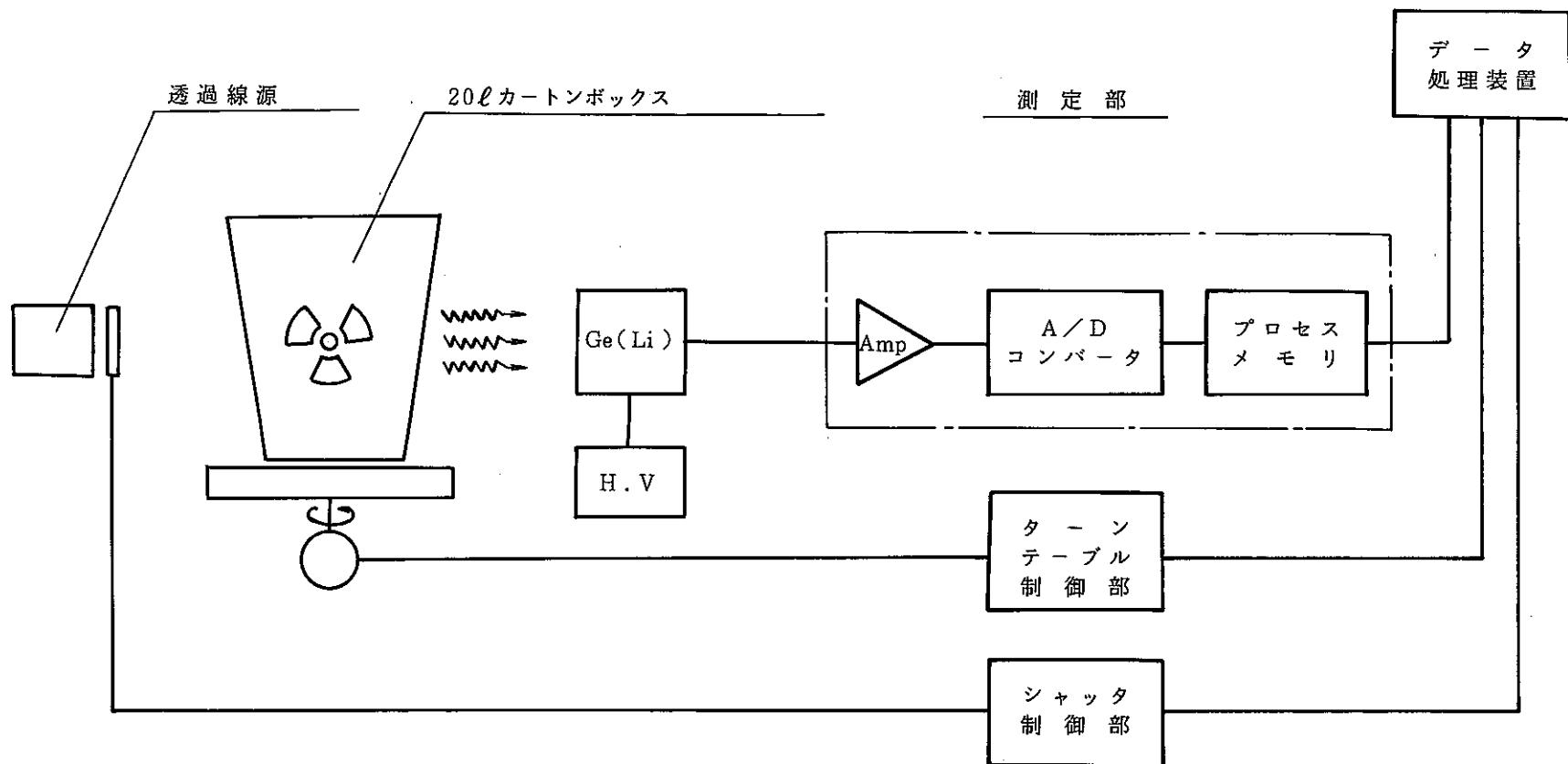
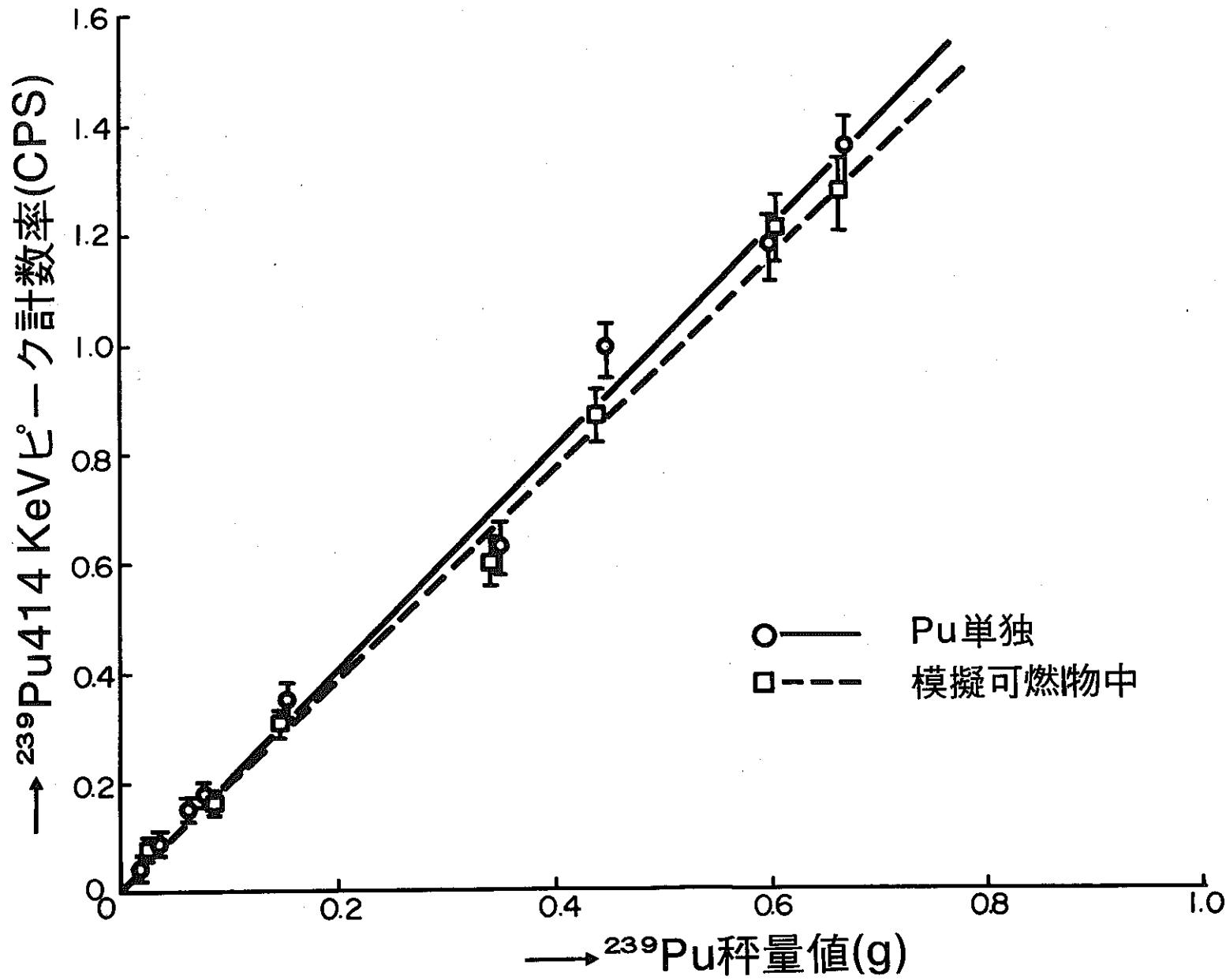
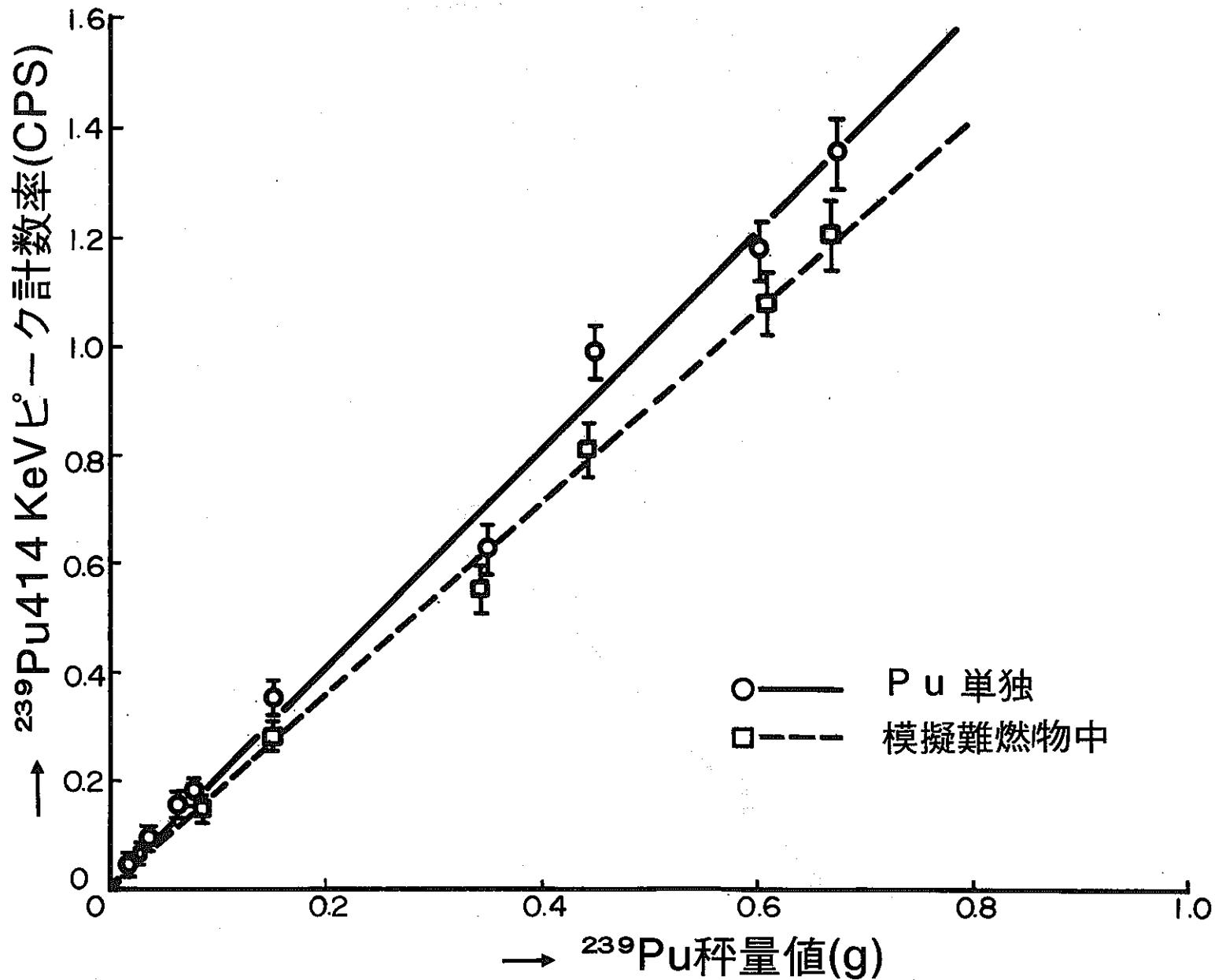
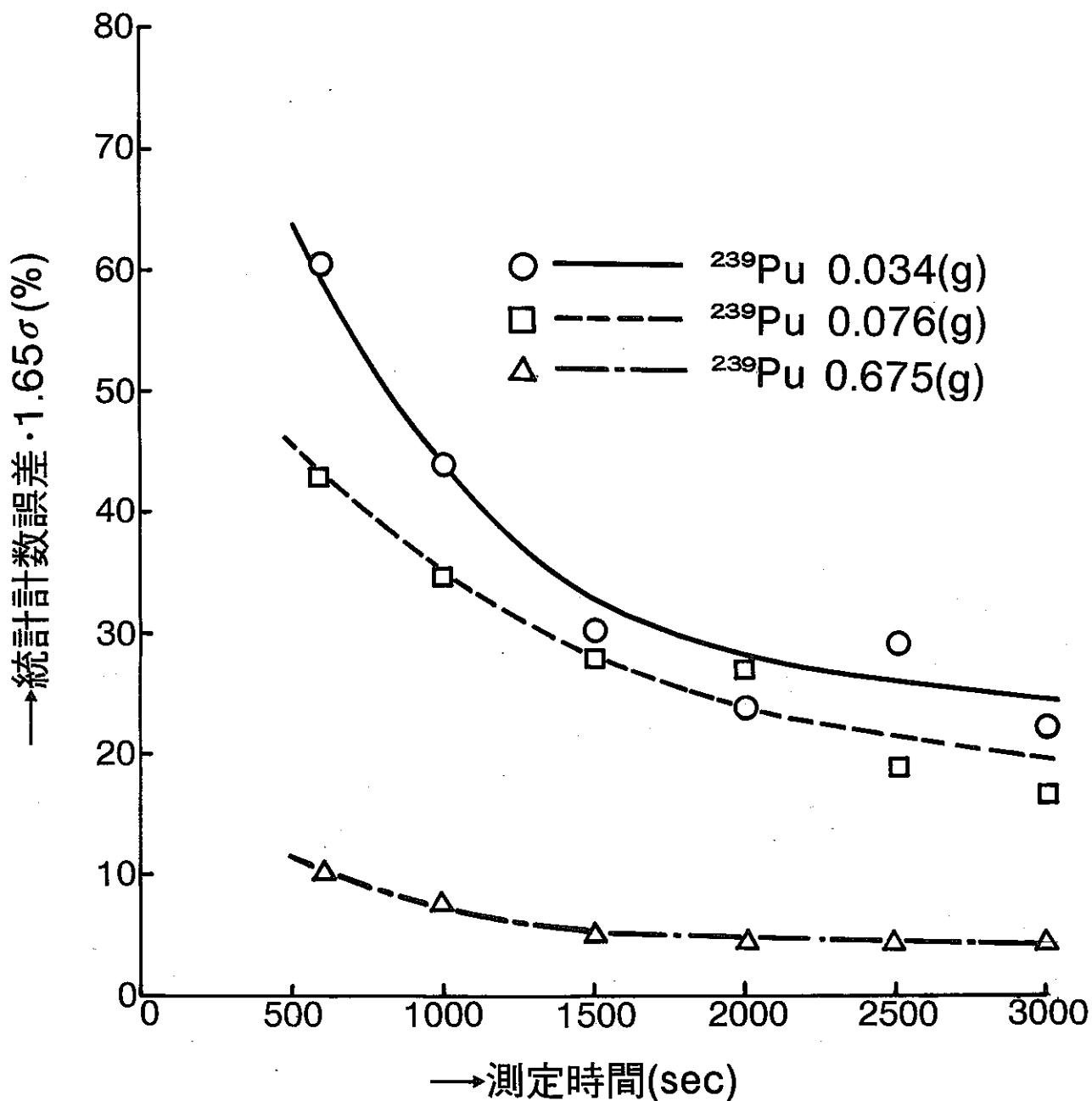
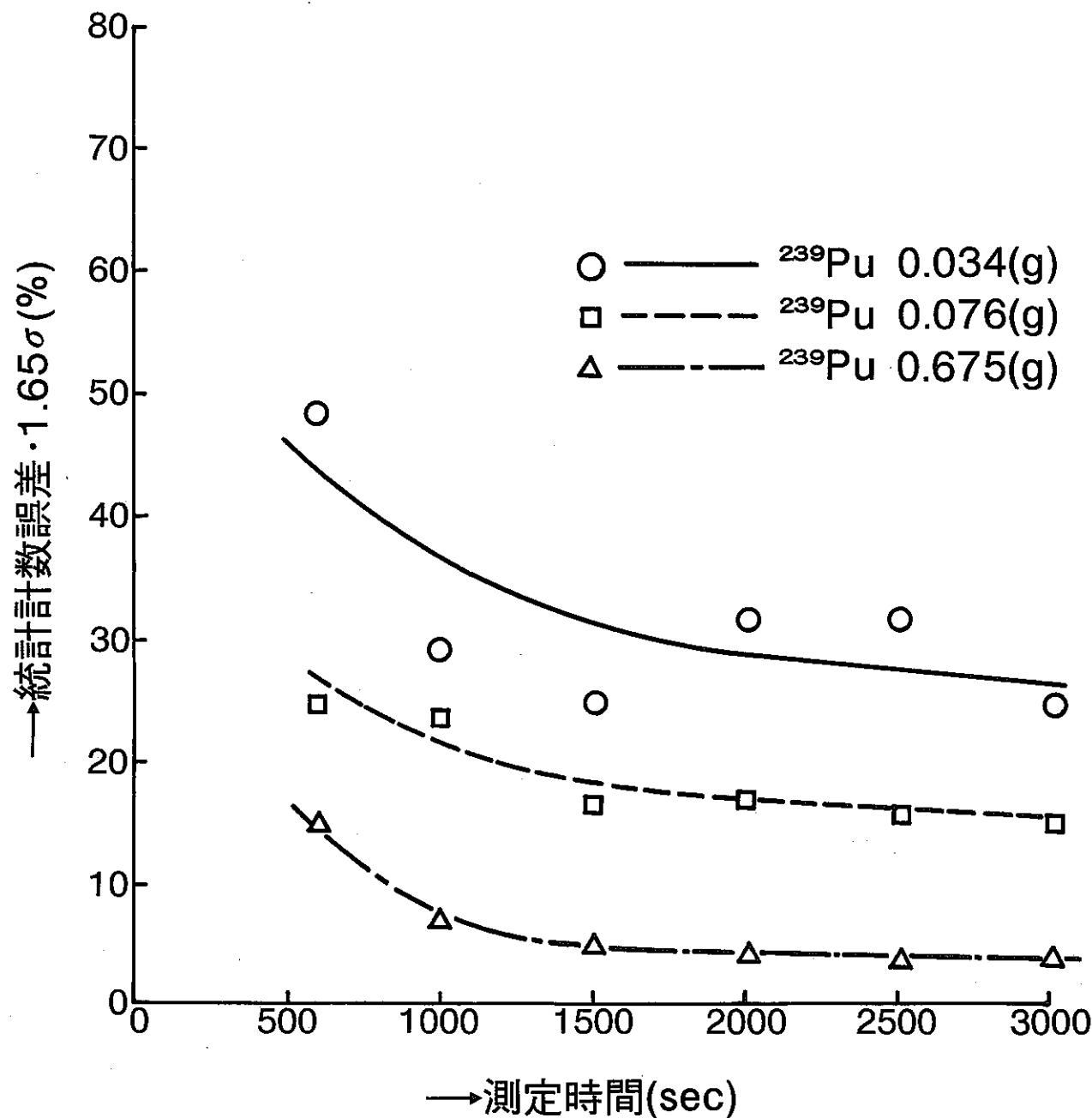


図 2.10 Segmented Gamma Scanner のブロックダイヤグラム

図 2.11 模擬可燃物中の ^{239}Pu 秤量値 VS $^{239}\text{Pu} 414 \text{ KeV ピーク計数率}$

図 2.12 模擬難燃物中の ^{239}Pu 秤量値 VS $^{239}\text{Pu} 414 \text{ KeV ピーク計数率}$

図 2.13 測定時間 VS 統計計数誤差・ 1.65σ (可燃性廃棄物)

図 2.14 測定時間 VS 統計計数誤差 · 1.65 σ (難燃性廃棄物)

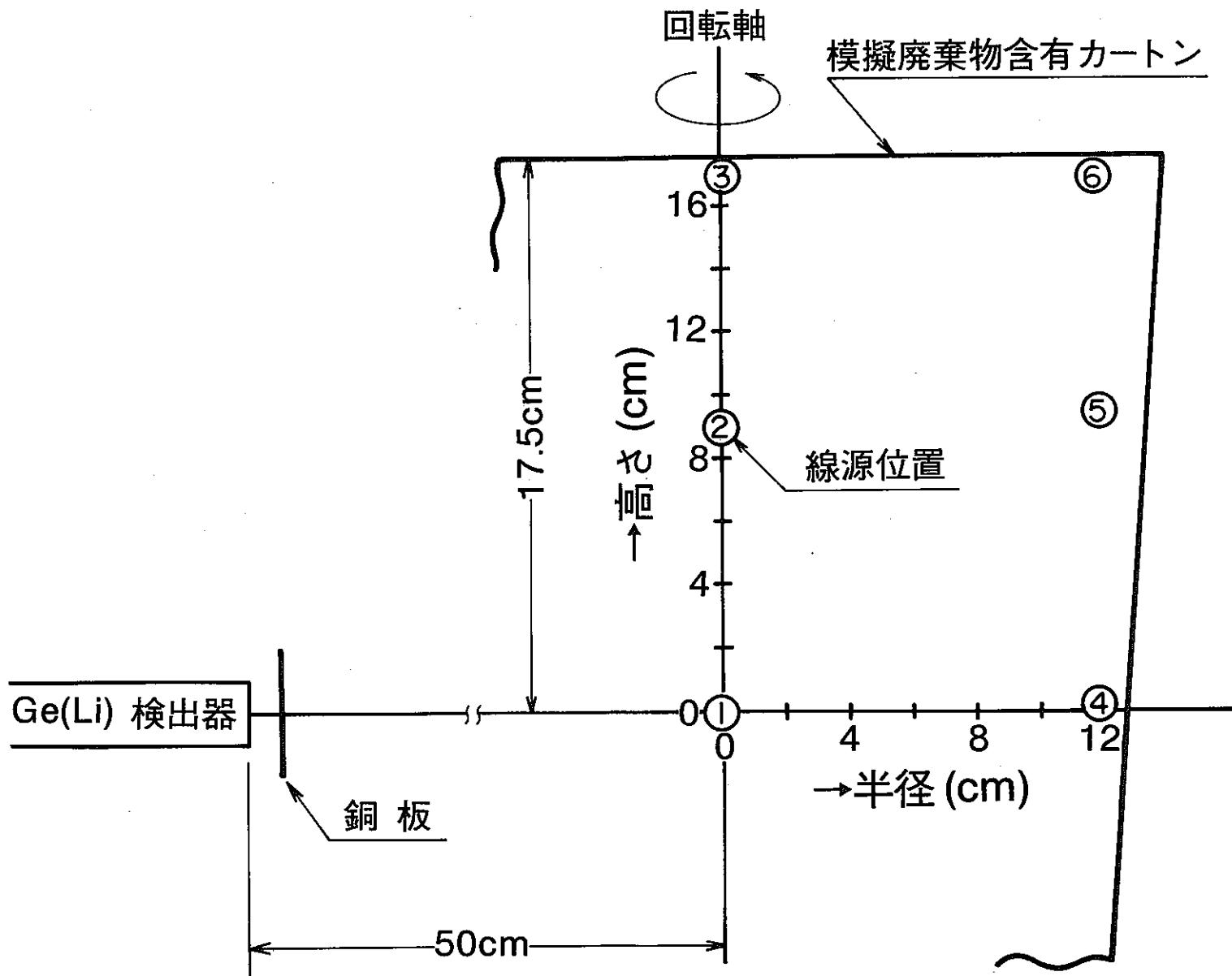


図 2.15 カートンボックス中のプルトニウム線源位置

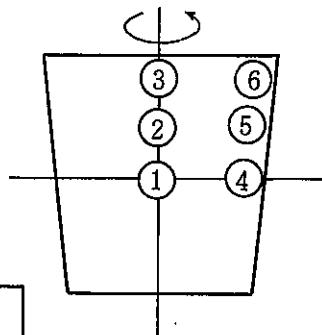


表 2.14 線源位置における計数率比

線源 位置	実測 値		計算 値		
	可燃廃棄物 (1.4 kg)	難燃廃棄物 (2.4 kg)	可燃廃棄物 (1.4 kg)	難燃廃棄物 (2.4 kg)	線源単独
①	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
②	0.96	0.99	0.96	0.96	0.97
③	0.93	0.98	0.87	0.87	0.89
④	1.14	1.14	1.10	1.13	1.06
⑤	1.08	1.11	1.05	1.07	1.01
⑥	1.06	1.04	0.94	0.96	0.92
平均	1.03	1.05	0.98	1.00	0.97

表 2.15 2種の計数法における
検出効率と検出限界 PuO_2 重量 (1000 秒測定)
—空カートンボックス中心に線源設置, Cd 核装着—

項目	計数法	全中性子計数法	コインシデンス計数法
検出効率 (%)		7.34 ± 0.07	0.20 ± 0.02
検出限界 PuO_2 重量 (mg)	線源 1 **	4.4	36
	線源 2 **	1.9	13

* 全中性子法については、バックグラウンド・実測値 (1.78×10^{-1} cps) に基づき,
 3σ criterion を用いた値。

コイシデンス法については、5 counts / 1000 sec を限界と仮定し、求めた値。

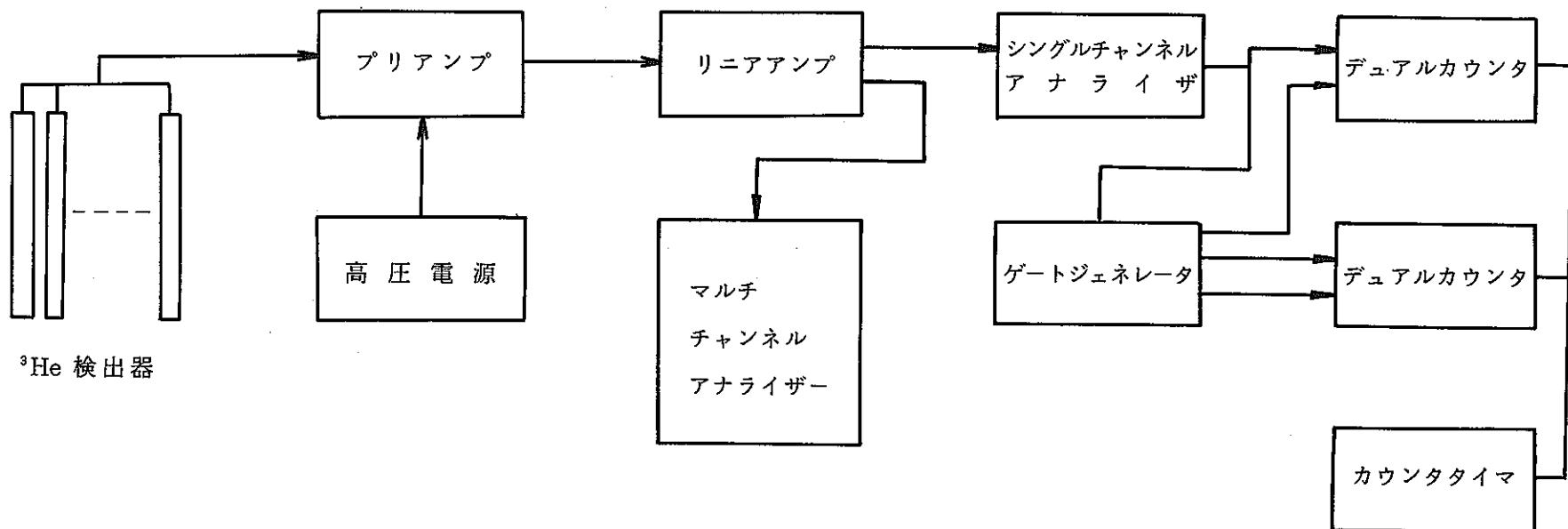
** 表 2 参照

表 2.16 線源 1, 2 の Pu 同位体重量比 (%)

線源	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
線源 1 *	—	91.31	7.92	0.39	0.04	0.30
線源 2 **	0.115	75.707	20.108	2.577	0.620	0.989

* 実験に用いた MOX 粉末。

** 56 年度理論的検討における “Pu-510” に相当。

図 2.16 4 π コインシデンスカウンタブロックダイヤグラム

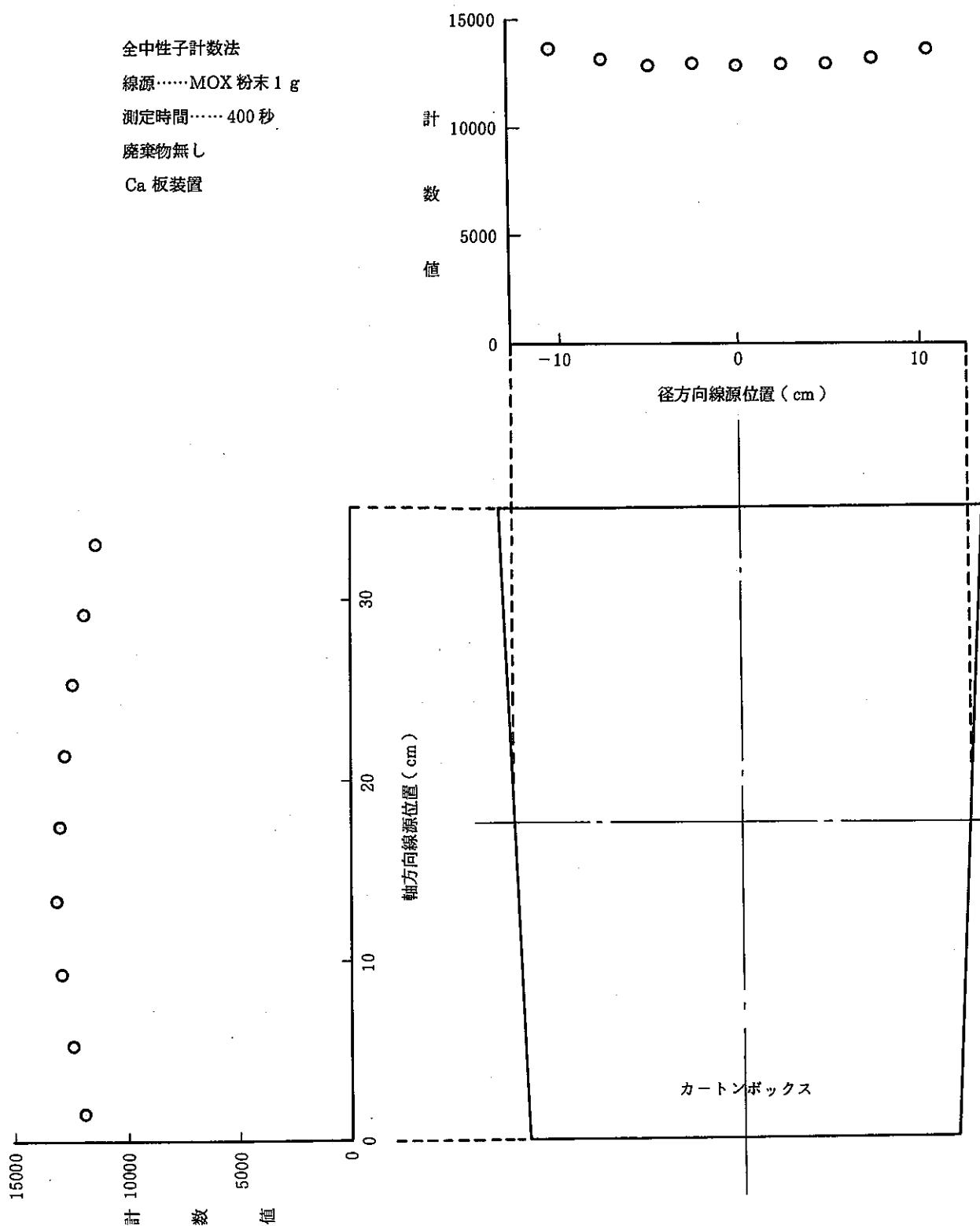


図2.17 線源位置と計数の関係

表 2.17 線源偏在が計数率に与える影響

	線源偏在方向	カートンボックス中心 の計数値からの偏差(%)	最大, 最小の中間値 からの偏差 (%)
全 中 性 子 法	軸	+ 0.11 - 13	± 7.2
	径	+ 6.1 0	± 2.9
コインシデンス法	軸	+ 9.4 - 18	± 14
	径	+ 21 - 1.9	± 11

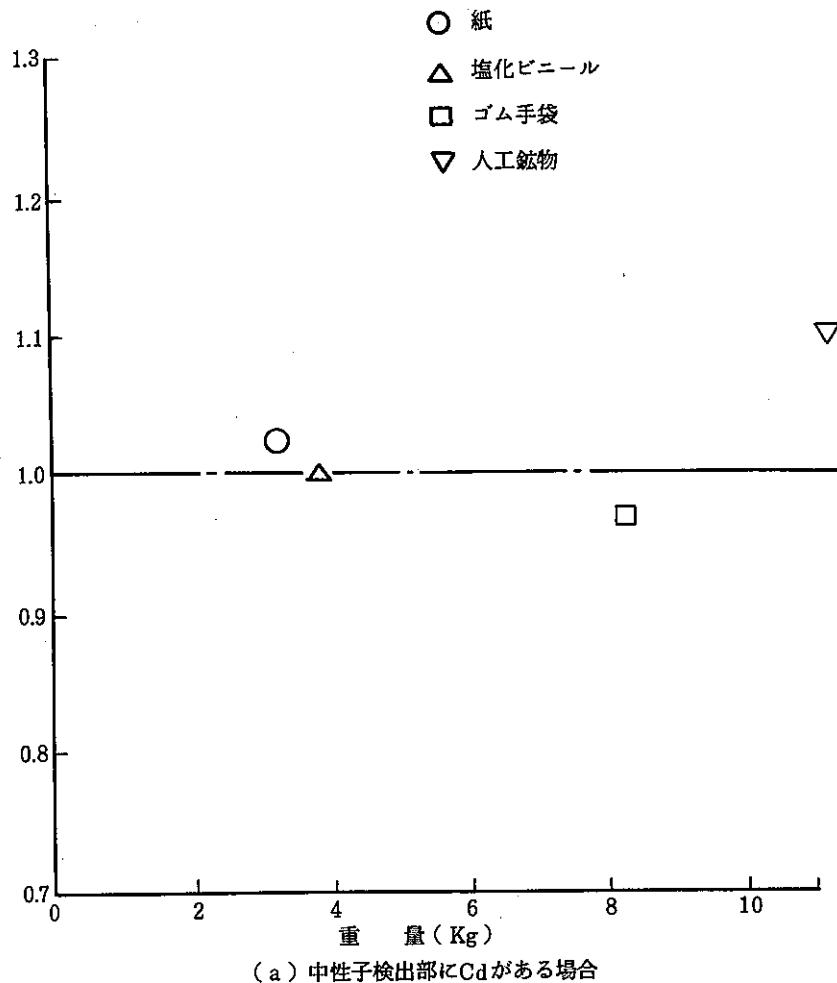
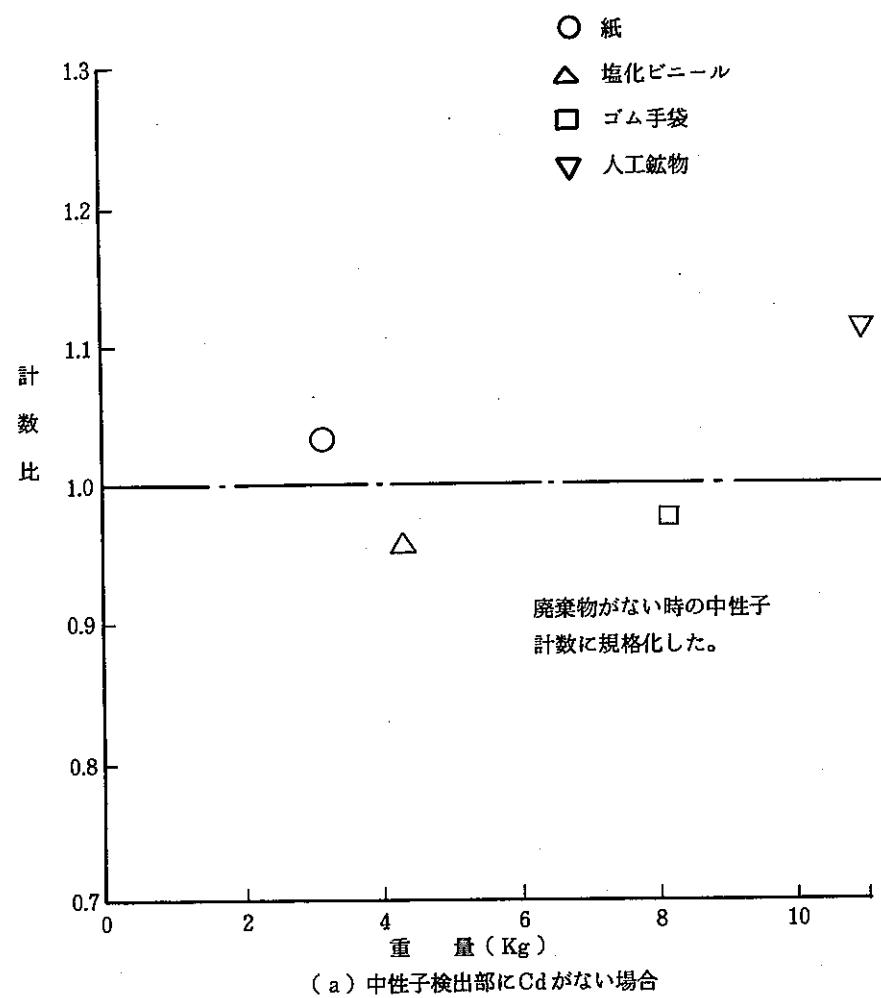


図 2.18 廃棄物内容物の種類・重量と全中性子計数の関係

2.6 共 通

2.6.1 プルトニウム固体廃棄物管理データの電算機処理

目的及び概要

プルトニウム燃料製造施設より発生するプルトニウム固体廃棄物の収集・管理データを保存すると共に、正確な情報を迅速に提供するため、昭和49年2月より放射性固体廃棄物処理伝票、貯蔵伝票及びドラムスキャン伝票に記載されたデータの電算機処理を行ってきた。昭和57年5月には伝票の記載事項の一部を変更した。

方法及び結果

1. 伝票の変更事項

- 1) 新伝票、貯蔵伝票、ドラムスキャン伝票を明確にするため、伝票区分を設けた。
- 2) 電算機内データを修正するため、修正区分を設けた。
- 3) 四桁の受入番号欄を五桁にした。
- 4) 目的は、廃棄だけなので目的欄を廃止した。
- 5) 払出時容器のその他欄を廃止した。
- 6) 種別の内、難燃性のその他欄を廃止した。
- 7) 核燃料物質区分欄には、計量で使用している三桁の数字が記入できるようにした。
- 8) Pu組成欄を廃止した。
- 9) 規格外コンテナ寸法記入欄を設けた。

2. 電算機処理方法

廃棄物処理課（処理係）は、新伝票の記入事項のチェックと必要事項の記入を行い、各開発室のローディングドックでドラム、コンテナなどに廃棄物を受入れる。

受入量が一定に達した時点で、プルトニウム廃棄物貯蔵施設（以下PWSFと記す）及び屋外固体廃棄物貯蔵庫に運搬し保管する。

PWSFに保管した廃棄物については、貯蔵伝票にデータを記載する。

次に、新伝票及び貯蔵伝票のパンチカードの作成を管理課計量係に毎月一回依頼する。

最後に、上記パンチカードを電算機に組込み、以下に示す各データ表を得ている（図2.19参照）。

- 1) プルトニウム固体廃棄物処理伝票一覧
- 2) プルトニウム廃棄物貯蔵施設内容
- 3) 屋外固体廃棄物貯蔵庫内容
- 4) プルトニウム固体廃棄物コンテナ内容
- 5) プルトニウム固体廃棄物ドラム内容
- 6) プルトニウム固体廃棄物月間発生量

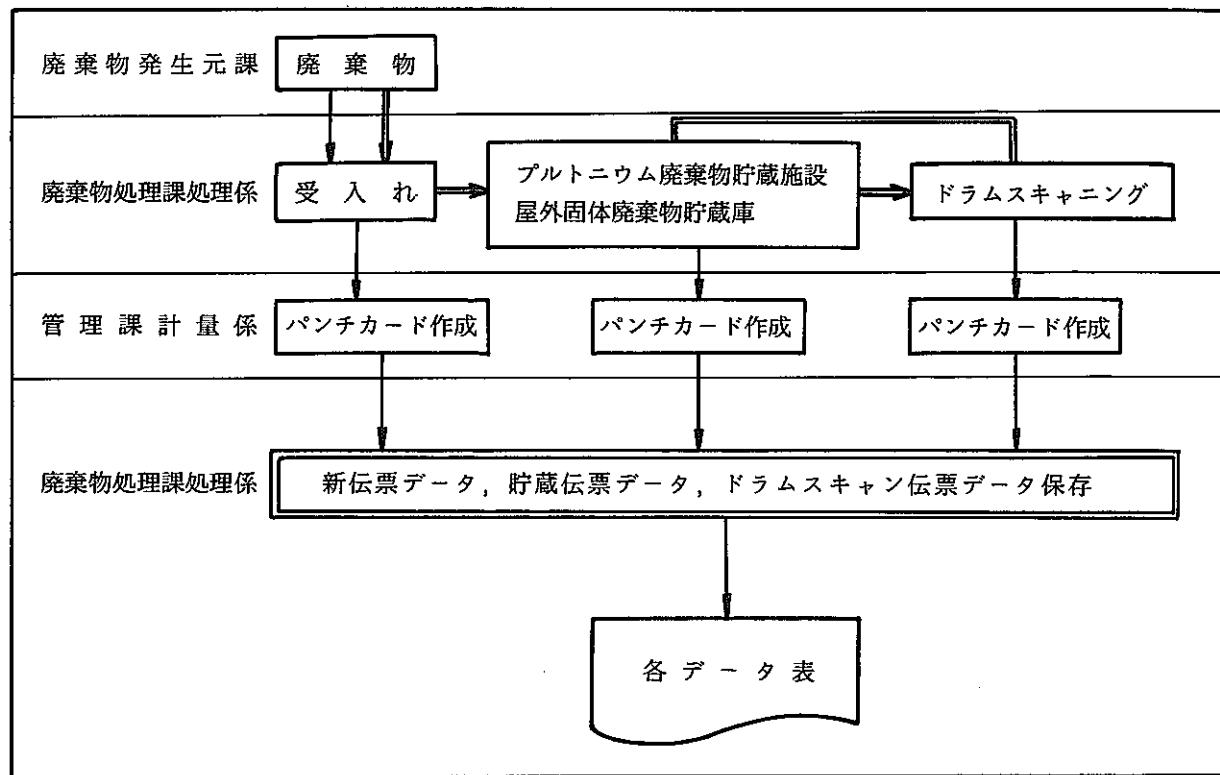
- 7) プルトニウム固体廃棄物年度別発生量
- 8) プルトニウム固体廃棄物処理状況
- 9) プルトニウム固体廃棄物工程別発生量（※）
- 10) プルトニウム固体廃棄物発生割合（※）
- 11) 表面線量率分布表

※ カートン, ドラム, ビニル梱包, コンテナに分類されている。

また, 48年度以前のカートン発生量を廃棄物受入れ台帳より調べ, TSS 端末を用いて電算機に組込んだ。

結論及び今後の方針

今後は, コンテナ発生量を月末にインプットできるようにプログラムを変更する予定である。



→ : 廃棄物の流れ
 → : データの流れ
 [] : 電算機内保存データ
 [] : データ表

図 2.19 廃棄物とデータの流れ

2.6.2 グローブボックス等大型機器解体時における防護服の開発

目的及び概要

現在、プルトニウム燃料部ではグローブボックス等大型機器の解体撤去作業はグリーンハウスマエアラインスーツ型防護服を使用して実施している。しかし、上記防護服での解体撤去作業から発生する廃棄物量は膨大である。特に防護服の着脱時には数次の除染室で汚染コントロールが必要であるため、除染時の紙及び防護服のオーバースーツ等の副次廃棄物が多量に発生する。このため、廃棄物低減化の観点から副次廃棄物発生量の少ない防護服の開発を進め、防護服の着脱において除染室を必要としない密封式防護服の試作を行いモックアップ試験、ホット試験等を実施してきた。本年度は従来型の密封式防護服の布地に使用していたPVCターポリンの代りにゴム引布を考案し、ゴム引布の耐圧、引張、引裂について安全性評価試験を実施した結果、PVCターポリンよりもゴム引布の方が数段優れていることが判明したのでゴム引布製防護服の試作を行った。

方法及び結果

1. PVCターポリンとゴム引布の安全性評価試験

1) 耐圧試験

図2.20に示す各種接合方法により直径200 mm^φ、長さ450 mmの袋を作成し、空気を注入して内圧を0.01、0.03、0.05、0.08、0.1、0.15、0.2 kg/cm²と変化させ、各圧力毎に1分間以上保持した後、接合部に石けん水をつけて気密性を調べた。試験結果は図2.20の①接合方法は従来の防護服に採用していた方法で、他の接合方法に比べて接合が一番弱かった。②、③の接合方法のように補強すると接着力が増すことがわかった。耐圧試験結果を表2.18に示す。

2) 布地の引張試験

PVCターポリンとゴム引布の引張強度を調べる結果、ゴム引布の方が縦、横方向とも約2倍の引張強度を有していることがわかった。PVCターポリンとゴム引布の引張強度試験結果を表2.19に示す。

3) 布地の引裂試験

図2.21に示すようにPVCターポリンとゴム引布の引裂強度を調べた結果、PVCターポリンの方がゴム引布より若干強いことがわかった。PVCターポリンとゴム引布の引裂強度試験結果を表2.20に示す。

4) 接合部の引張試験

PVCターポリンとゴム引布を接合させ、引張強度を調べた結果、PVCターポリンとゴム引布を比較するとゴム引布の方が約2、3倍の強度を有していた。PVCターポリンとゴム引布の引張試験結果を表2.20に示す。

以上の試験結果から、防護服の布地をゴム引布にしゴム引布の接合部をミシン縫いと接着剤で溶着すれば気密性、強度に優れた防護服になると考え、防護服の試作を行った。試作防護服の概略を図2.22に示す。

結論及び今後の方針

今回実施したPVCターポリンとゴム引布の安全評価試験の結果から次のことがわかった。
(PVCターポリン)を溶着又はミシン加工したものにゴム引布のテープを接着した加工方法が最も優れていた。PVCターポリンとゴム引布を比較すると材料の引張強さ、接合部及び補修部の引張強さはゴム引布が数段優れていた。しかし、引張強度はPVCターポリンの方が優れていた。以上の結果から密封式防護服の布地をゴム引布にし、ゴム引布のテープを接着剤で接着補強すれば気密性、引張強度の強い密封式防護服になることが考えられたので、ゴム引布製密封式防護服を試作した。本試験から密封式防護服本体の開発はほぼ終了したと言えるので、今後は汚染区域への出入方法の容易化、緊急時の脱出方法を確立すれば現在開発している安全で作業し易く、かつ副次廃棄物の少ない密封式防護服がシステムとして完成するので、更に残された上記項目について調査検討を図っていく考え方である。

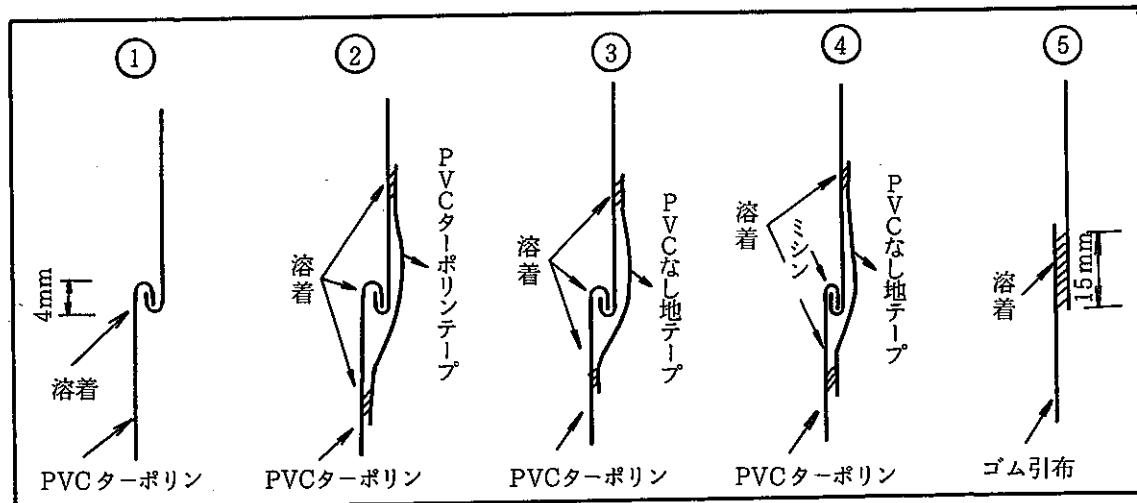


図 2.20 防護服接合方法（耐圧試験用）

表 2.18 耐圧試験結果

	漏れ発生時圧力 (kg/cm ²)	備 考
① - 1	0.03	4ヶ所発生, 溶着部そば
① - 2	0.03	1ヶ所発生
① - 3	0.05	2ヶ所発生
② - 1	0.08	1ヶ所発生, テープ部そば
② - 2	0.15	3ヶ所発生, "
② - 3	0.15	2ヶ所発生, "
③ - 1	0.03	1ヶ所発生, テープ部そば
③ - 2	0.15	2ヶ所発生, "
③ - 3	0.15	1ヶ所発生, "
④ - 1	0.15	2ヶ所発生, テープ部そば
④ - 2	0.15	1ヶ所発生, "
⑤ - 1	漏れなし	
⑤ - 2	漏れなし	

表 2.19 布地の引張試験結果

布 地 試験回数	PVC ターポリン (0.35 mm ^t , 431 g/m ²)	ゴム引布 (0.35 mm ^t , 409 g/m ²)
縦 1回目	54	102
" 2回目	56	111
" 3回目	55	105
" 4回目	55	108
" 5回目	51	100
平均	54.2 kg/3 cm	105.2 kg/3 cm
横 1回目	38	95
" 2回目	42	97
" 3回目	40	95
" 4回目	42	104
" 5回目	44	91
平均	41.2 kg/3 cm	96.4 kg/3 cm

表 2.20 布地の引裂試験結果

布 地 試験回数	PVC ターポリン	ゴム引布
縦 1回目	6.5	5.9
" 2回目	7.3	6.1
" 3回目	7.2	6.1
" 4回目	7.4	6.0
" 5回目	7.2	6.1
平均	7.1 kg	6.1 kg
横 1回目	10.6	5.8
" 2回目	10.3	5.6
" 3回目	10.3	5.7
" 4回目	9.8	5.7
" 5回目	10.3	5.4
平均	10.3 kg	5.6 kg

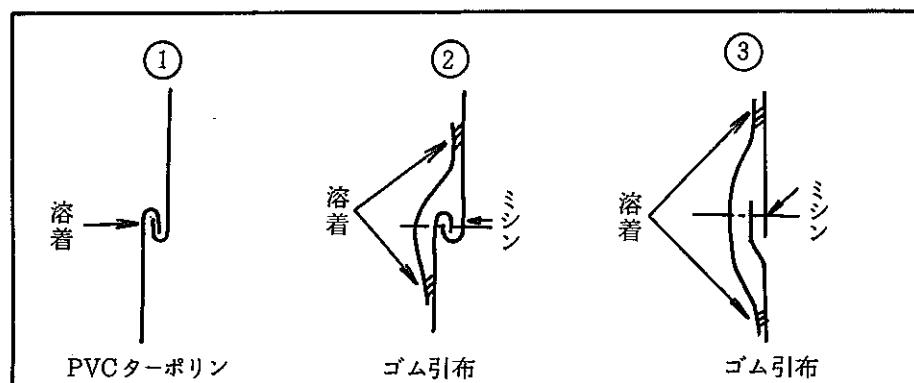


図 2.21 防護服接合方法（引張試験用）

表 2.21 引張試験結果

接合方法 試料No.	①	②	③
①	16 kg / 3cm	53 kg / 3cm	45 kg / 3cm
②	16 "	55 "	42 "
③	19 "	57 "	45 "
④	20 "	59 "	44 "
⑤	19 "	57 "	42 "
平均	18 kg / 3cm	56.2 kg / 3cm	43.6 kg / 3cm

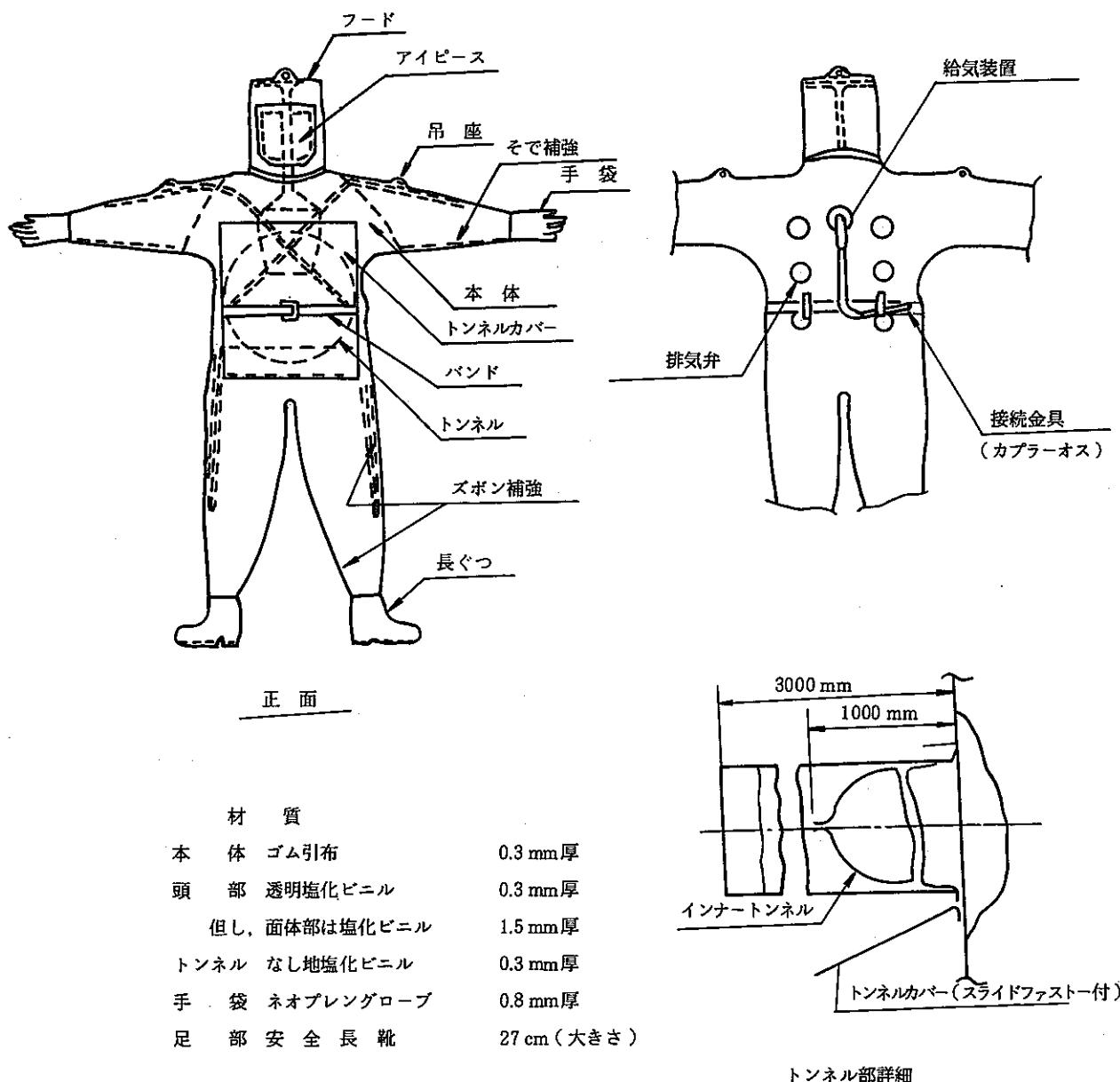


図2.22 防護服の概略

2.6.3 フロンによる除染試験

目的及び概要

現在、プルトニウム燃料部で実施されている大型機器設備等の解体撤去において発生する総廃棄物のうち、解体撤去の除染作業から発生する廃棄物は、上記廃棄物の 50 %を占めている。又、現状の除染方法は除染剤を染み込ませたウェス等による拭き取り作業が主体である。この除染方法では作業者への負担大及び作業工期の長期化が問題となっている。このため、除染方法として有効なフロンによる除染試験を実施した。

方法及び結果

下記試験項目についてフロン除染試験を実施した。

- 1) フロンの各種材質に対する影響確認試験
- 2) フロンの薬品類に対する影響確認試験
- 3) フロンの漏洩確認試験
- 4) フロンによる除染試験

フロン除染試験に用いたフロンはフロン S3, フロン S3-A, フロン S3-W6 の 3 種類である。表 2.22 にフロンの物性を示す。

1. フロンの各種材質に対する影響確認試験

図 2.23 に示すように薬品バットに各フロンを満たし、その中に各試験片を 4 週間浸した。結果は金属片、G・B アクリル板、G・B ポート、ポリカーボネート、HEPA フィルタに対しては何ら影響はなかったが、ゴム類は 5 ~ 15 %程度膨潤し、塩ビシートは硬化していた。しかし、G・B 内のフロン除染においては、グローブボックス内温度で揮発性を示すフロン液を噴霧するので、図 2.23 に示すように長期間に渡ってゴム、塩ビ系シート材質がフロン液に浸されることはないと考えられるので、G・B 内のフロン除染でフロン液がグローブ及びビニルバッグの材質に影響を与えることはないと考えられる。

2. フロンの薬品類に対する影響確認試験

塩酸、りん酸、硝酸、硫酸、アンモニア水（各 200cc）の中へ、フロン S3, フロン S3-A, フロン S3-W6 を少量づつ攪拌しながら添加した結果、フロンと薬品が過激な反応を起こすようなことはなかったが、フロン S3-W6 についてりん酸、硝酸を添加すると、乳白色に変化することが観察された。

3. フロンの漏洩確認試験

試験は図 2.24, 図 2.25, 図 2.26 に示す試験容器と試験設備を用いた。試験方法は図 2.25 の試験容器にはフロンを注入し、図 2.24 の試験容器にはグローブ及びビニルバッグを取り付けてフロンを注入し、フロンのレベルチェックを行いながら 24 時間放置した。フロンのレベルチェックは 1 時間毎に 8 時間まで行い、それ以後は 24 時間後にレベルチェック

クを行った。又、フロンリークディテクターによるフロンリークチェックも行った。方法は図2.26に示すようにG・B内にフロン液を噴射したのち、フロンリークディテクタによるフロンリークチェックを行った結果、グローブポート部及びパネル部からのフロンリークは無かったが、グローブボックス間接続部パッキンからはフロンリークが検出された。但し、今回使用したグローブボックス間接続部パッキンは実際のG・Bに使用されているパッキンと異なるため気密性に問題があり、フロンがリークしたと考えられた。

4) フロンによる除染試験

図2.31に示すフロン除染試験設備を用いて、試験用G・B内に模擬物質を付着させ、除染装置のスプレガンによりフロンを噴射し、湿式及び乾式G・Bを想定したG・B内面の除染試験を行いフロンの除染に最適なスプレガンノズル径、スプレ形状、使用圧力、噴射距離及び噴射角度、フロンの選定、フロン使用量について調査した結果、最適条件は次の通りであった。

- (1) ノズル径 : 0.5 φ
- (2) スプレ形状 : 15度扇型
- (3) 使用圧力 : 60~80 kg/cm²
- (4) 噴射距離及び噴射角度 : 10~20 cm (下向)
- (5) フロンの選定 : フロンS3 (湿式、乾式G・B)
- (6) フロン使用量 : 約1ℓ/分

又、得られた最適条件で下記の表面仕上げ度が異なる金属片に模擬物質を付着させて、フロン除染を行い除染効果の高い表面仕上げ度を選定する試験を行った。結果は予想通り表面仕上げ度の高い順番から除染効果は高かった。表面仕上げ度は①バフ仕上げ (#250) ②▽▽仕上げの上に酸洗い ③▽▽仕上げ ④ ~ 仕上げである。

結論及び今後の方針

今回実施したフロンによる除染試験を通して、G・B内の除染に於けるフロンの使用は特に問題はなかった。又、フロン除染時の最適除染条件を得ることができた。今後はフロンの除染を実用可能とするためにホット試験を行い、より確実な除染方法を確立する予定である。

表2.22 フロン物性表

名 称	化 学 式	凝 固 点(℃)	沸 点(℃)	色
フロンS3	CCl ₂ F-CClF ₂	-35	47.6	無色透明
フロンS	(S3/アセトン) 共沸混合	-101	43.9	"
フロンS3	(S3/水/乳化剤, エマルジョン)	<5 白濁分離点	44.4	"

(備考) いずれも沸点が高く常温で液体

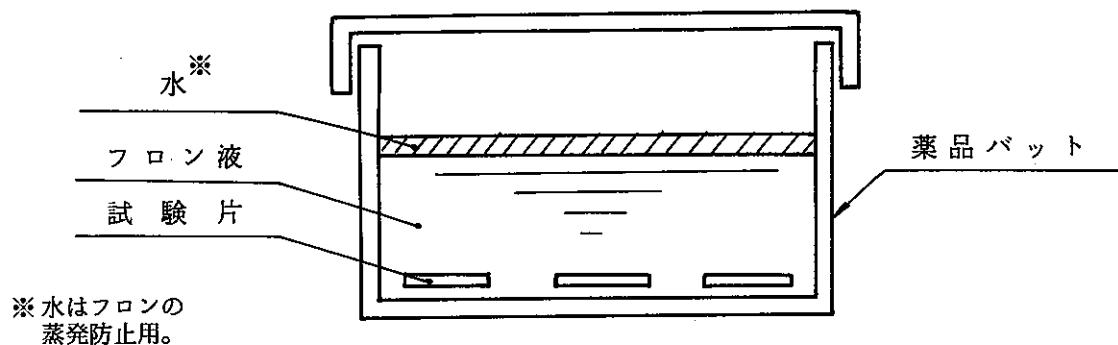


図 2.23 材質試験状況

試験片対象物

- ① 金属 (SUS 304, SS 41, 銅板, 黄銅, アルミニウム, 研金)
- ② ゴム類 (天然ゴム, ゴム手袋, 含鉛グローブ, ネオプレングローブ, ハイパロン
グローブ, Oリング, グローブボックス用パッキン)
- ③ シート類 (塩ビシート, 酢ビシート, ポリエチレンシート)
- ④ G・B アクリル板
- ⑤ G・B ポート
- ⑥ ポリカーボネート
- ⑦ 塩ビバッグ
- ⑧ HEPA フィルタ

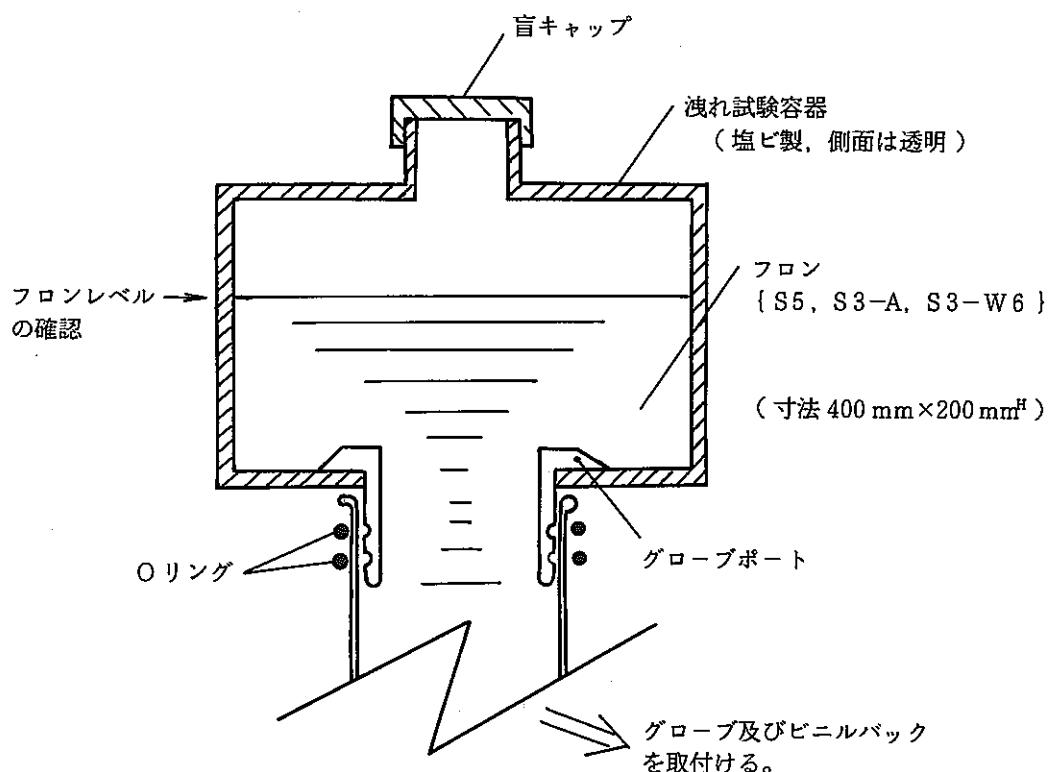


図 2.24 洩れ試験容器(グローブ及びビニルパック用)

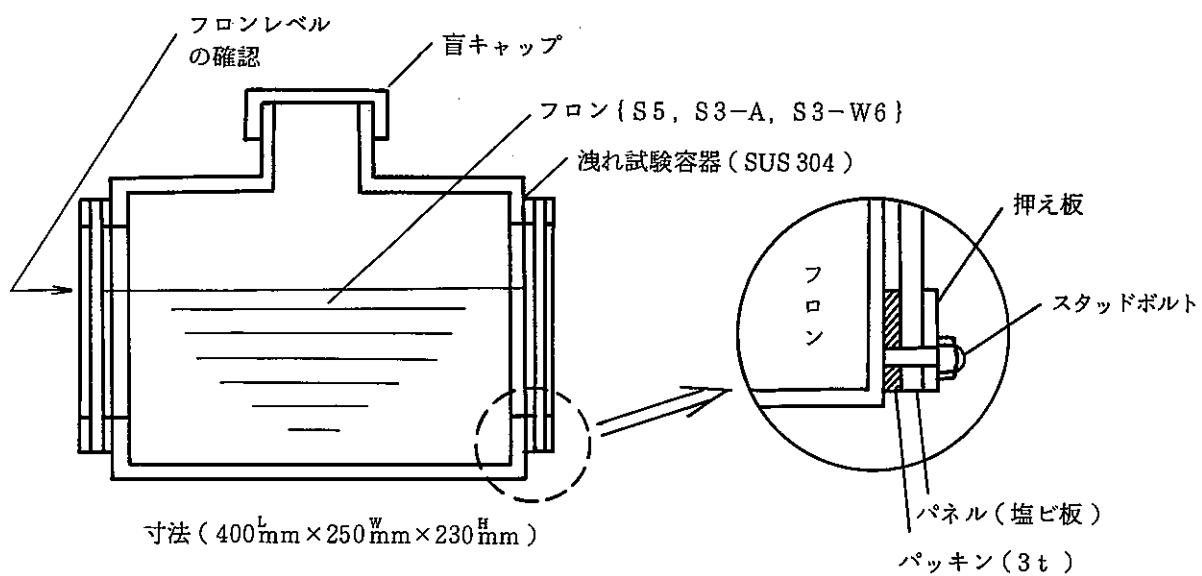


図 2.25 洩れ試験容器(パネル用)

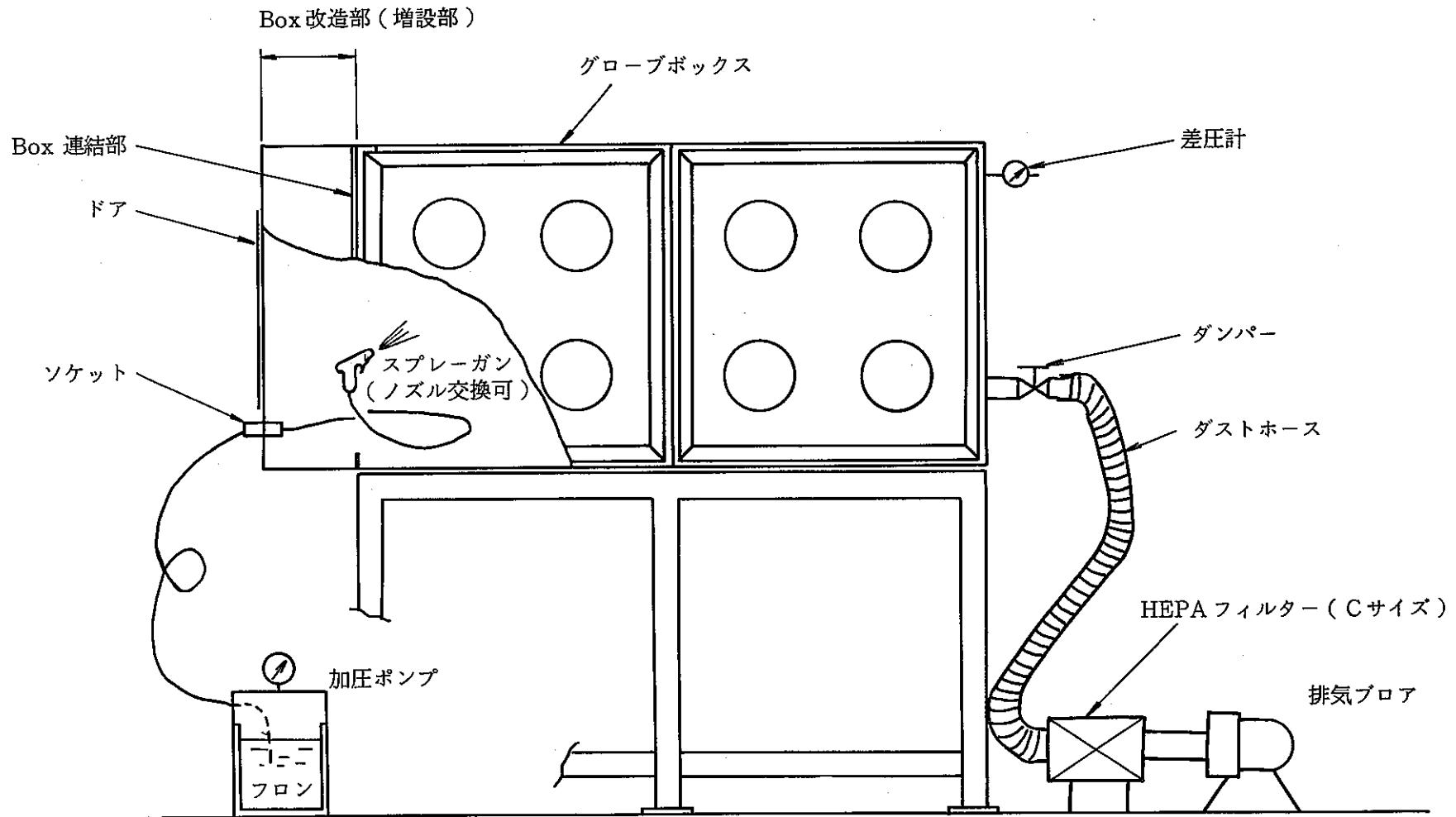


図 2.26 試験設備

2.6.4 許認可業務

目的及び概要

従来、核燃料物質を取扱う設備、装置類を新設あるいは撤去して「核燃料物質使用変更許可申請書」を変更する場合は科学技術庁原子力安全局に対する必要な手続きを行っている。許認可業務の流れとしては“核燃料物質使用変更の許可の申請”“設計及び工事の方法に係る書類の提出”“施設検査”がある。

方法及び結果

57年度も従来通りの方法で許認可関係業務を進めた。表2.23に進捗表を示す。

結論及び今後の方針

今後も許認可関係業務を遅滞なく進行させるためにも、各種資料の作成には早期に取組み万全を期することが望まれる。

表 2.23 昭和 57 年度 許認可業務進捗表

項目	安専委		変更申請		許可	安専委		設工認		許可 (受 理)	施設検査				備考
	第2部会	承認	ヒヤリング	申請		第2部会	承認	ヒヤリング	提出		ヒヤリング	申請	検査日	合格証	
R-130 フート及び内装機器の撤去・新設	56(第2)04 56. 5. 15	56(安専)8 56. 6. 5		56動燃(安) 55 56. 7. 21	56安(核規) 第412号 56. 9. 22	(新設) 56(第2)31 56. 11. 16	なし	56.11.24 56.11.24	56.12.23 56.12.23	57. 1. 12 57. 2. 16	57.10.18 57.10.18	57動燃(安) 64 57.10.26	57.11.25 57.11.25	57安(核規) 第649号 57.12. 3	完了 ・フード新設 ・廃棄物酸溶解試験設備新設
グローブボックス等の撤去 (A・F-104 及び A-105)	56(第2)60 57. 3. 15	56(安専)110 57. 5. 6	57. 7. 12	57動燃(安) 51 57. 9. 8	56安(核規) 第534号 57.11.24	57(第2)15 57. 7. 14	57(安専)37 57. 8. 19	57動燃(核) 69 57.12.17	57.12.21						第二開発室 (W-8-1, 10 T-6, W-5- 1~4, 6-1 ~2, A-7)
放射性廃棄物固化体の評価試験	57(第2)31 57. 9. 20	57(安専)66 57.10. 4	57.10.22 57.12. 7	57動燃(安) 80 57.11.26 57動燃(安) 105 58. 2. 4	57安(核規) 第726号 57.12.20 57安(核規) 第64号 58. 4. 1									完了 ・第一開発室 ・第二開発室	
プルトニウム廃棄物処理開発施設の新設 (PWTF)	57(第2)31 57. 8. 16	57(安専)66 58. 1. 14	57.10.29 57.11.16 57.11.30 57.12. 9 57.12.10 58. 1. 11 58. 1. 18 58. 2. 7 58. 2. 21 58. 3. 16 58. 3. 26	57動燃(安) 108 58. 2. 16											
プルトニウム燃料第一開発室廃棄物焼却設備の排風機電源独立変更						57(第2)51 57.12.11	57(安専)99 58. 1. 13	58. 1. 26	57動燃(核) 89 58. 3. 24	58. 4. 12					完了
廃液処理設備の新設	57(第2)56 58. 1. 13	57(安専)109 58. 3. 7	58. 4. 28												第二開発室 (A・F-104室)
プルトニウム燃料第一開発室の障害対策書の一部変更について	57(第2)63 58. 2. 10	57(安専)117 58. 2. 28	58. 3. 8 58. 4. 25												PWSFからの施設 廃水配管等の撤去 移設

3. 定常業務

3.1 工程廃液の処理

目的及び概要

プルトニウム燃料第2開発室のF-104及びA-104に凝集沈殿法による廃液処理及びスラリ焙焼設備が設置されている。この装置はプルトニウム燃料部で発生するプルトニウム・ウラン含有廃液中のアルファ濃度を管理基準値 $1.5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 以下に低減させるためのものである。また、低減に伴い発生するスラリは焙焼設備で焙焼を行い貯蔵庫に保管する。

方法及び結果

湿式回収から移送される廃液を、環状タンクに受入れプルトニウム・ウラン濃度を分析後、処理タンクへ移送する。この廃液を約 $0.2 \ell/\text{min}$ の速度で、3段式凝集沈殿工程へ送液する。各凝集反応槽には、1% FeCl₃、1% PAC混合液及び0.1%高分子凝集剤を所定量添加・攪拌することによりプルトニウム・ウランを含むフロックを生成・沈降させて除去するものである。3段目の凝集反応槽からオーバーフローした上澄液は、アルファ濃度を測定し、管理基準値以上の濃度であれば再処理及び活性炭吸着塔で処理し、再度アルファ濃度を測定する。濃度が基準値以下であれば第一開発室廃水処理室のLLDタンクへ移送する。

一方、凝集反応槽のスラリは定期的にスラリタンクへ抜き出し上澄液を分離後乾燥し、スラリ焙焼設備において焙焼を行い、焙焼体はプルトニウム・ウランの含有量を分析後、貯蔵庫に保管する。

(1) 受入実積

分析廃液を 471ℓ 受入れた。

(2) 処理実積

昭和57年度中に、56年度残液 600ℓ と57年度受入れた廃液の内 60ℓ を処理した。LLDタンクへの送水量は、57年度は約 $3,550 \ell$ であった。処理済液の平均アルファ濃度は、 $0.86 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

スラリは、従来と同じ簡易脱水法で脱水後、スラリ焙焼設備においてスラリの硝安濃度 $1 \times 10^6 \text{ ppm}$ 以上の濃度を洗浄液（1バッチ約 7ℓ ）により $2 \times 10^4 \sim 3 \times 10^4 \text{ ppm}$ まで洗浄を行った後、 400°C にて焙焼を行い、受入重量約 20.7 kg に対して 1.88 kg の焙焼体がえられた。また、中和濁物については受入重量約 6.2 kg を焙焼し、焙焼体として 2.59 kg であった。

57年度末においての廃液残量は、溶液貯蔵庫内に保管されている 411ℓ である。

結論及び今後の方針

56年度残廃液及び57年度受入れた分析廃液の一部を従来の凝集沈殿法により10月まで処理を行った。その後、廃液処理設備更新に伴う撤去作業を58年2月より開始した。また、新設のための調整設計及び変更申請を行った。

3.2 施設廃水の管理

目的及び概要

プルトニウム燃料第一開発室の廃水処理室（R-4）では、同開発室の管理区域から発生する廃水を受入れ、処理を行い海洋に放出している。これらの廃水は、施設廃水（MD：モニタドレン）と低レベル放射性廃水（LLD：低レベルドレン）の2系統に分けられる。

一方、第二開発室二階の洗たく室（C-216）からの廃水及びモックアップ室からの廃水は、プルトニウム燃料モックアップ室西側にある洗たく排水ピット（容量25m³）2基、モックアップ排水ピット（容量10m³）にそれぞれ受け入れ、アルファ濃度等を確認後に中央廃水処理場に移送している。

方法及び結果

(1) 管理区域から発生する廃水の処理

LLDは、内容積6m³の密封型タンク2基に交互に受け入れ、約5m³の時点でサンプルを採取しタンクを切り換える。サンプルは、プルトニウム燃料第一開発室放射化学分析室（R-130）フード内にてアルファ濃度を測定し一時貯留する。

MDは、専用の内容積15m³タンクに受け入れた後、限外ろ過処理を行い内容積15m³のタンク2基（ST-19, ST-20）に交互に移送する。

2基のタンクのうち1基が、約10m³の時点で1μmの前ろ過装置と逆浸透膜分離装置で公害規制物質を除去し、処理水を他の3基のタンク（ST-16, ST-17, ST-18）に移送する。

また、公害規制物質除去後の濃縮水は濃縮水処理装置で処理し、処理水は上記の3基のタンクに送り、乾固物は保管する。

次に、上記LLDと混合した3基のタンクからサンプリングを行い安全管理部放出管理係に排水放出許可測定を依頼する。アルファ・ベータ濃度及び公害規制物質濃度が放出基準値以下ならば、サンプリング（月トータル用）しながら室内の地下ピットに移送する。地下ピットの水位が一定に達すると、自動的に送水ポンプが作動して処理水を海洋に放出する。

なお、海洋への放出管途中に中間ピットがあり、月に一回県公害技術センタより、放出水のサンプリングに来所する。同時に安全管理部放出管理係でもサンプリングを行う。

この一年間の廃水受入量は、LLD約5m³、MD約379m³であり、合計384m³であり、放出量は約2,214m³であった。

(2) 洗たく廃水の処理

第2開発室の洗たく室から発生する廃水は屋外の洗たく排水ピットに受け入れる。洗たく排水ピットは2基ありそれぞれ25m³の内容積を有しており交互に使用する。

排水が20m³になるとバルブ操作で他方のピットに切り換えるとともに廃水のサンプリング

を行い、安全管理部放出管理係に排水放出許可測定を依頼する。アルファ・ベータ濃度及びpHが基準値範囲内であることを確認し、中央廃水処理場に移送する。1年間の送水量は2基合わせて $1,282\text{ m}^3$ であった。

(3) モックアップ廃水の処理

モックアップ室から発生する廃水は、室内排水2次ピット内においてアルファ・ベータ濃度及びpHを確認し、屋外のモックアップ排水ピットに受け入れる。モックアップ排水ピットは、 10 m^3 の内容積を有しており 6 m^3 を越えると廃水のサンプリングを行い安全管理部放出係に排水放出許可測定を依頼する。アルファ・ベータ濃度及びpHが基準値範囲であることを確認し、中央廃水処理場に送水する。1年間の送水量は約 12 m^3 であった。

結論及び今後の方針

R-4 内での施設廃水の管理は、アルファ・ベータ濃度・公害規制物質濃度・月間放出規制量(200 m^3)等が基準範囲内であり、洗たく、モックアップ廃水管も支障なく処理できた。設備に関しては、公害規制物質除去膜(逆浸透膜、限外ろ過膜)の交換、中間タンク表面の塗装及びポンプ機器類の交換を行った。また57年末には、R-4 室内床面全体の塗装を行った。

来年度は、公害規制物質除去膜の交換、海洋放出ポンプの更新、R-4 室内不用配管の撤去及び洗たく排水ピットのライニング施工を予定している。

3.3 固体廃棄物の管理

目的及び概要

プルトニウム燃料、第一開発室及び第二開発室ならびにB棟より発生するプルトニウム固体廃棄物の収集・管理を行っている。これらの廃棄物はプル燃第一開発室、同第二開発室及びB棟のそれぞれの発生元別に収集し、放射線管理第一課員による表面汚染チェックを行い固体廃棄物貯蔵庫及びプルトニウム廃棄物貯蔵施設に保管する。

方法及び結果

(1) 放射性廃棄物の収集

カートン梱包物が約2,340個（可燃物約590個、難燃物約1,580個、不燃物約170個）ビニール梱包物520個（約180個は使用済HEPAフィルタB・Fサイズ）、カートン梱包が出来ず直接ドラムに収納したものは41本であった。コンテナ収納廃棄物は5基である。

上記廃棄物は、全て固体廃棄物貯蔵庫及びプルトニウム廃棄物貯蔵施設に保管した。

(2) 第一種一般廃棄物の収集

① 可燃物

一般可燃物カートンを約1,300個収集した。また、昭和56年度に収集した未処理だったものと今年度分を合せて約1,140個を、フードを使用して選別し、汚染チェックを行い焼却した（残り約330個の処理は次年度に行う）。

② 難燃物

一般難燃物カートンを約1,550個収集した。また、昭和56年度に収集した未処理だったものと今年度分を合せて約1,550個を選別し、破碎装置を利用して破碎し、汚染チェックを行い焼却した（残り約300個の処理は次年度に行う）。

③ 不燃物

一般不燃物は75本を収集し、固体廃棄物貯蔵庫脇に運搬保管した。また、管理区域内使用器材等を約4m³受け入れA地点脇ピット内に保管した。

結論及び今後の方針

56年度に引き続き廃棄物の収集・保管及び一般廃棄物の選別・破碎ならびに焼却作業を行った。また、固体廃棄物貯蔵庫からプルトニウム廃棄物貯蔵施設へのドラムの移動運搬作業も行った。来年度は、特にグローブボックス群の撤去及び共同構の新設が計画されているため、固体廃棄物貯蔵庫からプルトニウム廃棄物貯蔵施設ならびに固体廃棄物貯蔵庫間のドラムの移動運搬作業を円滑に行う予定である。

4. あとがき

プルトニウム燃料部における昭和 57 年度の廃棄物処理技術開発及び関連業務の実績の概要をまとめた。

昭和 57 年度の新たな R & D として、放射性廃棄物低減化に関する調査研究、撤去技術の開発、フロンによる除染試験を実施した。

一方、プルトニウム廃棄物の減容・安定化処理技術の開発に続くものとしては、減容・安定化されたプルトニウム廃棄物（固化体）の処分技術開発があり、固化体内でのウランの挙動、固化体からのウランの浸水メカニズムの検討を行うとともに、固化体を評価するホット試験設備の設計及びプルトニウムの収着特性を調べる装置についての概念の検討を開始した。

また、プルトニウム燃料開発施設稼動以来、施設から発生したプルトニウム廃棄物量は約 2,200 m³（昭和 58 年 4 月現在）に達しており、これら廃棄物はプルトニウム廃棄物処理開発施設（PWTF）で減容・安定化を図るもので、昭和 57 年度は PWTF の詳細設計（Ⅲ）を実施するとともに村、県及び国に対して PWTF の建設に関する説明を行った。