

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。 2001. 6. 20

[技術情報室]

低レベル固化体フォーム検討分科会 報 告 書

1987年3月

動力炉・核燃料開発事業団
東 海 事 業 所

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

東海事業所廃棄物対策委員会 低レベル廃棄物
固化体フォーム検討分科会 報告書



報告者 鈴木正啓 宮田和俊
薄井和也

要 旨

東海事業所廃棄物対策委員会は昭和 59 年より 4 つの W・G を設置し、放射性廃棄物対策のあり方について、考え方を明確にすることを目的に技術的検討を行ってきた。

そのうち当固化体フォーム検討分科会では、低レベル放射性廃棄物の管理上の課題である「固化」について技術開発課題、問題点等を整理し、長期貯蔵・処分の観点から固化特性を検討した。

本報告書は放射性廃棄物の合理的な処理・処分を行うため固化体フォームについて国内外の文献調査・実績調査並びに管理方法等の整理・検討・R & D 項目の抽出を行った結果を取りまとめたものであり、今後の廃棄物対策業務の一助とするものである。

尚、今回調査を行った文献は約 200 件であり、その内訳としては以下の通りとなっている。

A 減容処理に関するもの	17 件
B 固化処理に関するもの	72 件
C 固化体評価に関するもの	94 件
D 安全評価（環境評価）に関するもの	22 件
E バリア・パッケージに関するもの	33 件
F その他	15 件

東海事業所廃棄物対策委員会

低レベル廃棄物固化体フォーム検討分科会

分科会構成メンバー

主査	； 鈴木 正啓	（環境工学開発部）	減容技術開発室長
	出沢 孝久	（安全管理部）	放射線管理第一課
	庄司 賢二	（再処理工場）	化学処理第三課
	藤田 秀人	（再処理工場）	低レベル廃棄物固化処理技術開発室 （60年4月1日～）
	磯崎 功栄	（環境工学開発部）	高レベル廃棄物処理処分技術開発室
	星 俊幸	（環境資源部）	業務課（59年7月4日～60年3月31日）
	木下 節雄	（技術開発部）	建設室（ ” ” ）
	宮田 和俊	（環境工学開発部）	減容技術開発室
事務局	； 薄井 和也	（環境工学開発部）	減容技術開発室

目 次

1. はじめに	1
2. 固化体フォームの考え方	2
2.1 固化体フォームの決定法	2
2.2 廃棄物の減容処理	3
2.3 固化体フォームに要求される性能	4
2.4 処分におけるバリアの考え方	5
3. 固化体フォームの現状調査	7
3.1 管理方法	7
3.1.1 廃棄物管理の考え方	7
3.1.2 廃棄物管理の現状	11
3.2 固化体評価法	29
4. 分科会活動経緯	72
5. おわりに	73

別添 1 調査文献リスト集

別添 2 廃棄物の廃棄に関する基準

1. は じ め に

動燃事業団は核燃料サイクルの幅広い分野で研究開発を構造しており、それに伴って多種多様な廃棄物が発生している。

東海事業所ではMOX燃料製造、ウラン濃縮技術開発、ならびに再処理工場の運転等より低レベル廃棄物が発生しており、可燃性廃棄物を除くほとんどのものが発生形態のまま保管され、その量は年々増加している。

これに対し、これら廃棄物の減容安定化処理について種々研究開発を行っており、その処理プロセスも次第に具体化し一部実証化段階を迎えている。このような背景より今後の低レベル廃棄物の合理的な処理・処分を行うため固化体フォームについて問題点を整理し、長期貯蔵と処分という観点から固化体の管理特性を調査・検討する必要がある。

このような目的から、東海事業所廃棄物対策委員会では事業所内の担当者よりなる固化体フォーム検討分科会を設置し、国内・外の文献調査（別添1、文献リスト参照）、実績調査、廃棄物管理特性の整理・検討、R&D項目の摘出を行ってきた。本報告は、これら調査事項に基づいてまとめたもので、分科会メンバーの自由な討議によるものである。

尚、今回調査を行った文献数は約200件であり、その内訳は

A 減容処理に関するもの	17 件
B 固化処理に関するもの	72 件
C 固化体評価に関するもの	94 件
D 安全評価（環境評価）に関するもの	22 件
E バリア、パッケージに関するもの	33 件
F その他	15 件

であった。このうち有用と考えられる以下の2文献については全文和訳を行った。

① Characterization of low and medium level radioactive waste forms {EUR 8603 EN}

② REVIW OF DOE WASTE PACKAGE PROGRAM

{NUREG/CR-2482, BNL-NUREG-51494, Vol 4}

2 固化体フォームの考え方

2.1 固化体フォームの決定法

一般に固化体フォームとは「形態」として「固化」された状態をさすものであるが、本分科会では廃棄物の処理・処分の各段階で発生する固化体（減容処理体、長期貯蔵体、処分体）を総称するものとする。

本来、固化体フォームについては次の考え方がある。

(A) 処分方法を決定した後、最適な固化体フォームの仕様を決定する。

（完成論的決定方式）

(B) 現在考えられる最も適当な固化体フォームの仕様を決定し、将来の処分条件に近づける。（漸近的決定方式）

スイスのように、原子力発電所の建設許可要件として、廃棄物の処分方式が含まれている国では、(A)の方式を取らざるを得ない。現在、スイスでは、'85年に、「Project Gewähr 1985」を作成し、国の方針として処分方法を明確にしている。西独なども(A)の方式を取るものと考えられる。

一方、フランスでは、長半減期核種を含む廃棄物を最終処分体として処分するには、まだ不確定な要素があり時期尚早としながらも廃棄物が増加する現状を考慮すると、減容処理を行わざるを得ないため、(B)の方式を選択すると考えられる。

日本においても同様の事情により(B)の方式を選択することが考えられる。

又、放射性廃棄物を処分するにあたってその基本となるものは、一般公衆に対する安全の確保である。それは、一般公衆に対する放射線防護の基本的な考え方である放射線による被ばくを実用可能な限り低く押えるALARA(As low As Reasonably Achievable)の方針にのっとり、放射性廃棄物を処分した際、仮に放射性固体廃棄物中に含まれる放射性核種が固化体等より漏出した場合でも一般公衆に有意な影響を与えないということである。このためには、固化体等から一般公衆に至るまでの放射性核種の移行経路上に存在するいくつかのバリア要素に対して放射性核種の隔離および希釈効果を期待するという「多重防護」の考え方に基づいた安全確保策をとるのが妥当であると考えられている。但し、処分サイトや処分方式が異なれば当然、安全評価の手法は同一でなく、放射性物質の移行経路が複雑であればある程、評価には慎重を要す。

本分科会では、処分サイトの特性及び、区分管理に関することは触れないこととするが、貯蔵体がそのまま処分体に移行できることが望ましいため、貯蔵体フォームを

決定する際には、核種移行リスクが最小になるような貯蔵体仕様を決める必要があることは当然である。

2.2 廃棄物の減容処理

固化体は目的に応じたフォームを取ることが必要であり、処分サイト選定後、必要十分な条件を満たす固化体フォームを決定することが望ましい。しかし、処分サイト選定には、政治的、社会的影響が大きく、サイト決定が長期化する傾向にあり、流動的である。

仮に、あるサイト特性を想定し、それに合致した固化体品質を決定しても現実にそのサイトが得られる保証はなく、もしそのようなサイトが得られないとしたら他のサイト特性に合った固化体にリフォームすることが必要になり、二次廃棄物の増大及びコストの増大につながる。

また、最終処分体仕様の決定にも長期間の研究開発が必要となる等、現実的な、処分体の決定には先見的決断を要することになる。

一方、廃棄物発生量低減化の努力は行われてはいても、最終処分体の仕様及び処分サイトが決定されない間は必然的に廃棄物は増加し、蓄積される。

この廃棄物を発生形態のまま保管することは技術的にむずかしい問題ではないが結果的に貯蔵施設の増大となり社会的に受入れが困難となることがごく身近な問題となっている。

よって、処分体及び処分サイト等に関する仕様が多少不明確であっても発生廃棄物を減容し、更に貯蔵時等の安全性を確保するために、安定化することが必要になってくる。

仮に処分方式が将来決定し、それまで貯蔵管理していた減容体を処分に適した固化体フォームに再加工する必要があるとしても、再加工時の負担を最少限にできるような、減容処理を行っておくことが必要である。一方、原子力発電所において可燃性廃棄物を焼却減容し、焼却灰のまま保管しておくというのは、将来、処分体仕様が明確になるまでの暫定的措置といえよう、即ち、再加工に対する負担を最少限にすることを重視している訳である。

東海事業所においても、発生廃棄物に見合った貯蔵施設を増設していくといった方針では今後の廃棄物管理が困難になってくる。即ち現有の貯蔵施設を増設せずに廃棄物を管理するためには、減容安定化処理が唯一の解決策と考えられ、 βr /TRU 廃棄物については現在計画が進められている。

2.3 固化体フォームに要求される性能

固化体の具備すべき条件は、処分地により異なってくるが、一般的な固化体の必要条件はつぎのようである。

- (a) 固化処理後の凝固時間が短いこと。
- (b) 固化体中に液状のままで廃棄物が存在するおそれのないこと。
- (c) 取扱い、輸送の際の衝撃によって破壊しにくいこと。
- (d) 温度、湿度の変化に対して安定であること。
- (e) 固化体からの放射性物質の浸出の少ないものであること。
- (f) 耐久性があり、腐食が少ないこと。
- (g) 輸送、取扱いが便利な寸法、形状、放射線量等であること。

貯蔵、処理及び処分に関する固化体評価項目は、表 2-1 に示すものがある。

表 2-1 処理、貯蔵、処分に関する固化体評価項目

	処 理	貯 蔵	処 分
核 種 含 有 量	◎	◎	◎
核分裂性物質含有量	◎	◎	◎
発 熱 性		○	◎
耐 熱 性		○	◎
燃 焼 性		○	◎
耐 放 射 性 (放射線劣化)		◎	◎
発 ガ ス 性		○	◎
遊 離 水		○	◎
浸 出 性		○	◎
圧 縮 強 度		○	◎
衝 撃 強 度		○	◎
引 張 強 度		○	◎
せん断強度		○	◎
化学的耐久性	◎	◎	◎
膨 潤 性		○	◎
均 質 性	○	◎	○
密 度		○	◎
毒 性	◎	○	◎
腐 食 性	◎	○	◎
微生物の影響		○	◎
経 年 劣 化		◎	◎
減 容 比	◎	◎	◎
多 孔 性		○	◎

2.4 処分におけるバリアの考え方

容器は本来、輸送貯蔵上必要なものと考えられているが、廃棄物の封じ込めという立場から人工バリアとしての配慮が附加されねばならない。

したがって、廃棄物の封じ込め機能は、固化体に加え、容器等のパッケージングを含めた形態で評価する必要がある。

安全性評価を行うには、どの要素に重きを置くかが問題となるが、不明確であれば全ての要素をできる限り安全側にもって行く必要がある。残念ながら、各要素の重要度分類については統一された見解はないが、少なくとも各要素の持ちうる封じ込め能力にはある限界があり、その組合わせを最適にすることが必要と考えられよう。

ここで、処分サイト（天然バリア）に封じ込め機能を要求しないなら人工バリアの能力を高める必要があるが、天然バリアに封じ込め機能を期待するならば処分サイト特性を十分に把握することが必要になる。

半減期の比較的短かい核種を含む廃棄物においては、容器だけで十分な封じ込め機能を確認できる場合もあろう。一方、天然原子炉オクロ、ネバダ地下実験等の例から、核種が移動し難い環境条件を把握することができれば、天然バリアに多くの期待がかけられよう。

以上のことを総括すると、固化体フォームの選定は生活圏の人間への被ばく線量を評価因子として、人工バリア、天然バリアという多要素の最適組合わせを考えて選定することにより定量的な評価解析が可能となろう。従って、各要素に係わるデータ特性、評価、方法などについてのR & Dが必要になってこよう。（図2-1）

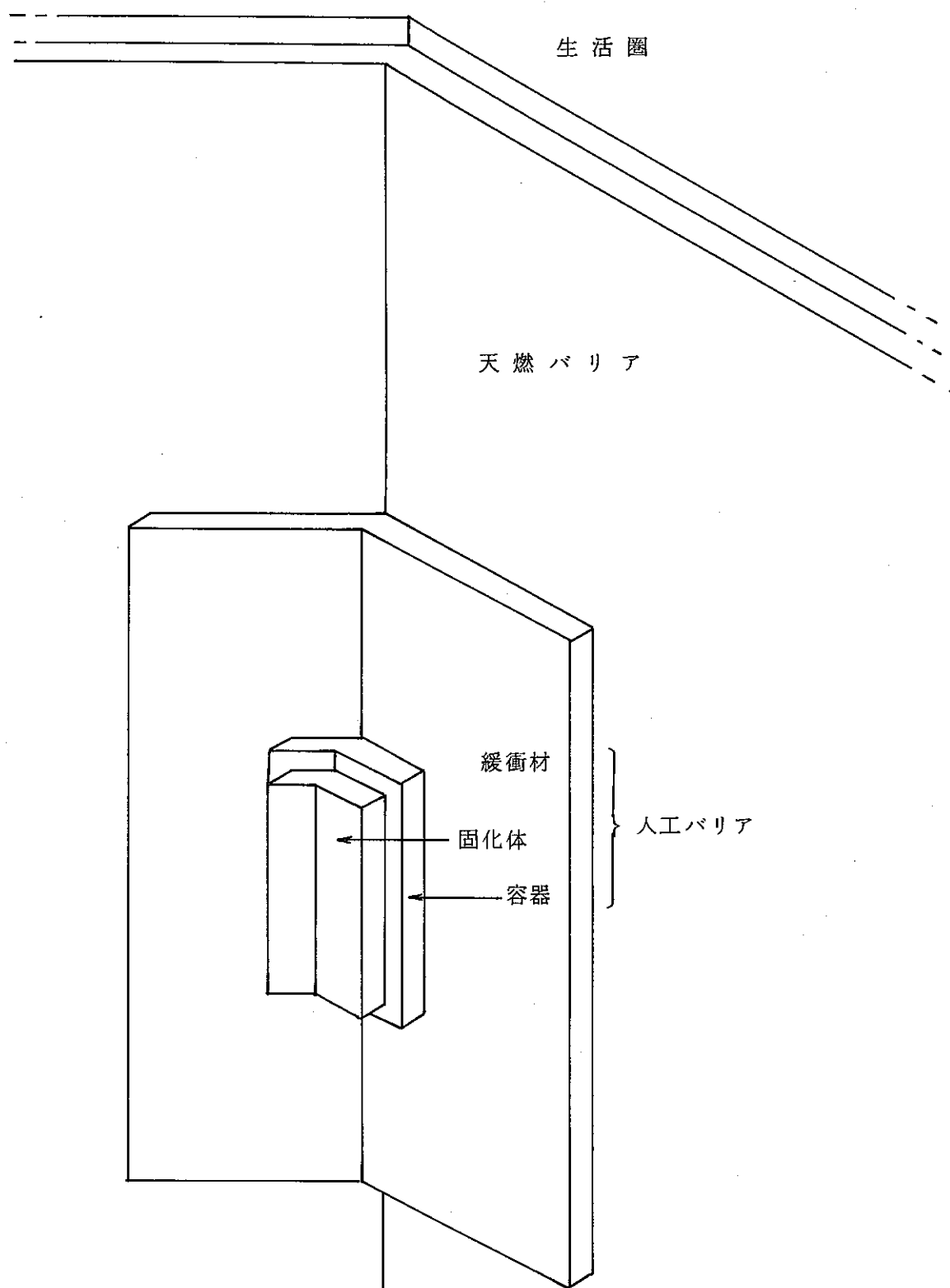


図 2 - 1 放射性廃棄物処分概念図

3 固化体フォームの現状調査

3.1 管理方法

3.1.1 廃棄物管理の考え方

放射性廃棄物は種類毎に分けられ、それぞれ性状に応じた処理がなされている。
これらの廃棄物の分類を以下に示す。

核 種

- ① 低レベル β/γ 系廃棄物
- ② U系廃棄物（回収ウラン）
- ③ U系廃棄物（天然ウラン，濃縮ウラン等）
- ④ TRU 系廃棄物
- ⑤ 低レベル $\alpha/\beta/\gamma$ 系廃棄物
- ⑥ 中レベル廃棄物
- ⑦ 高レベル廃棄物

性 状

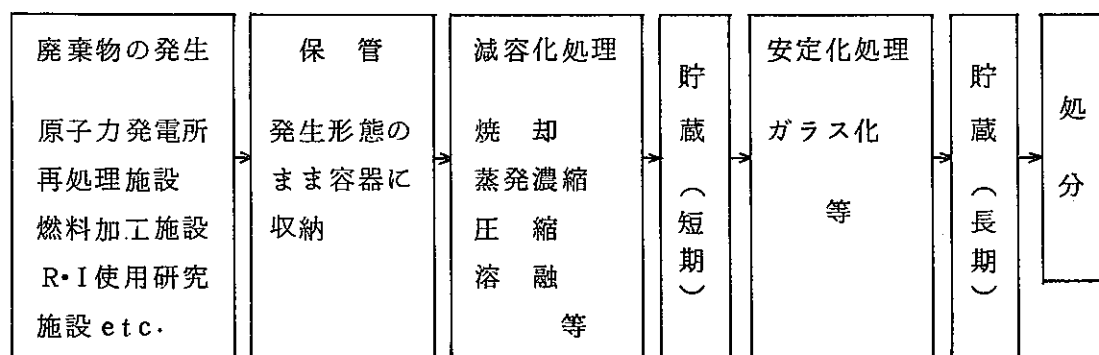
- ① 可燃性廃棄物
- ② 難燃性廃棄物
- ③ 不燃性廃棄物

物理形状

- ① 固 体
- ② 液 体
- ③ 気 体

東海事業所から発生する廃棄物の分類別発生量を一例として図3-1に示す。

一般に，廃棄物の管理は，下図のような工程フローに従って行われる。



可燃物 …… 可
難燃物 …… 難
不燃物 …… 不 } とする。

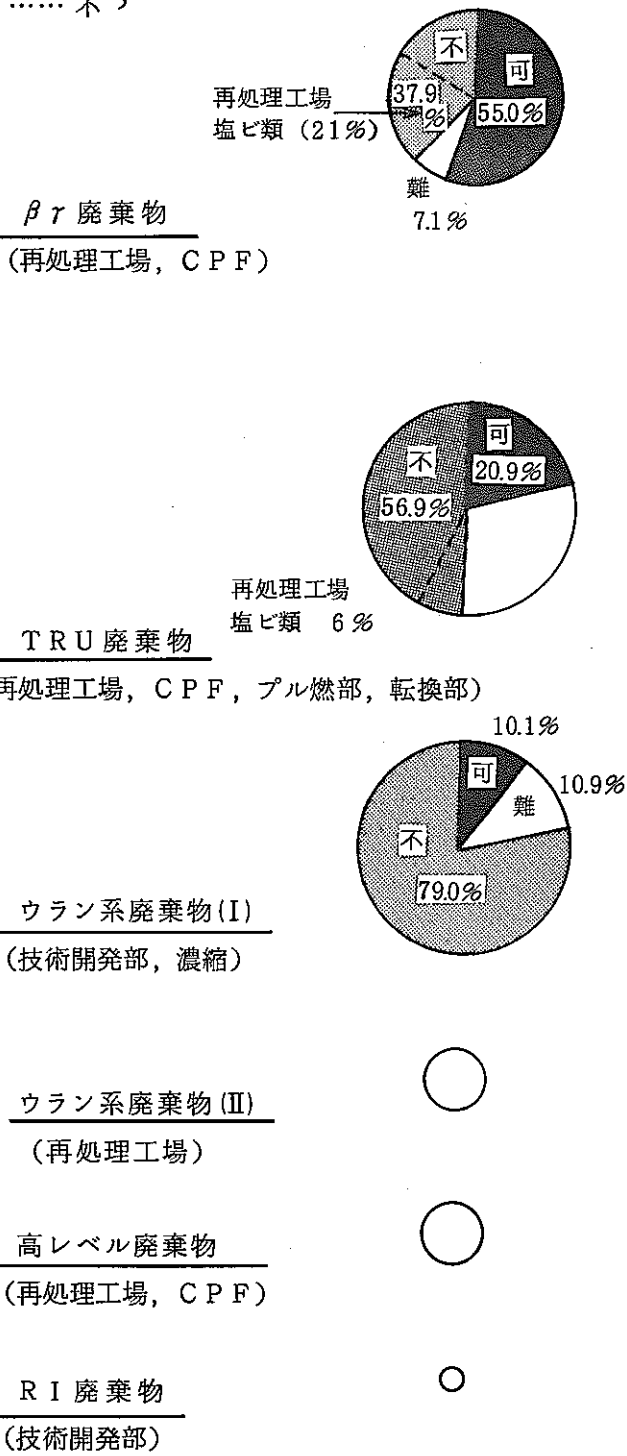


図 3 - 1 分類別発生量 (東海事業所)
〔 1984 年 2 月 現在 〕

各施設から発生した廃棄物は、種類毎に分けられた後、一旦、そのままの形で容器（ドラム缶）等に収納される。これらは、焼却、蒸発濃縮、圧縮等の方法で減容処理され、あるものは短期貯蔵後、安定化处理され、更に一部は長期貯蔵後、処分される。

ここで、貯蔵とは、人間が何らかのかたちで関与することができる状態で廃棄物を特定期間（有限）だけ一定場所（陸地）に管理することをいう。また、処分とは、廃棄物に含まれる放射能の人間への影響が無制限に長い間無視できると考えられる形態に廃棄物を処理・隔離することにより、廃棄物を人間による管理が必要ない状態にすることをいう。

これらの廃棄物の処分プロセスとしては次の4つのケースが考えられる（図3-2）。

- ケース1 すそ切り基準が明確となり、放射性廃棄物とみなされなくなったものは、そのまま処分される（非放射性廃棄物）。
- ケース2 処分形態が明確になったものについては、一度に安定化处理まで行い処分される。（低レベル廃棄物）
- ケース3 高レベル廃棄物のように処理後、冷却等を必要とするものは貯蔵後、処分される。（高レベル廃棄物）
- ケース4 処分形態が明確でないにもかかわらず、保管スペースの観点から減容が必要なものについては、一旦、減容処理、準安定化处理を行い貯蔵しておき、適切な処分形態が定まった後、加工（再加工、または適切な人工バリアを付加）して処分する。（TRU廃棄物）

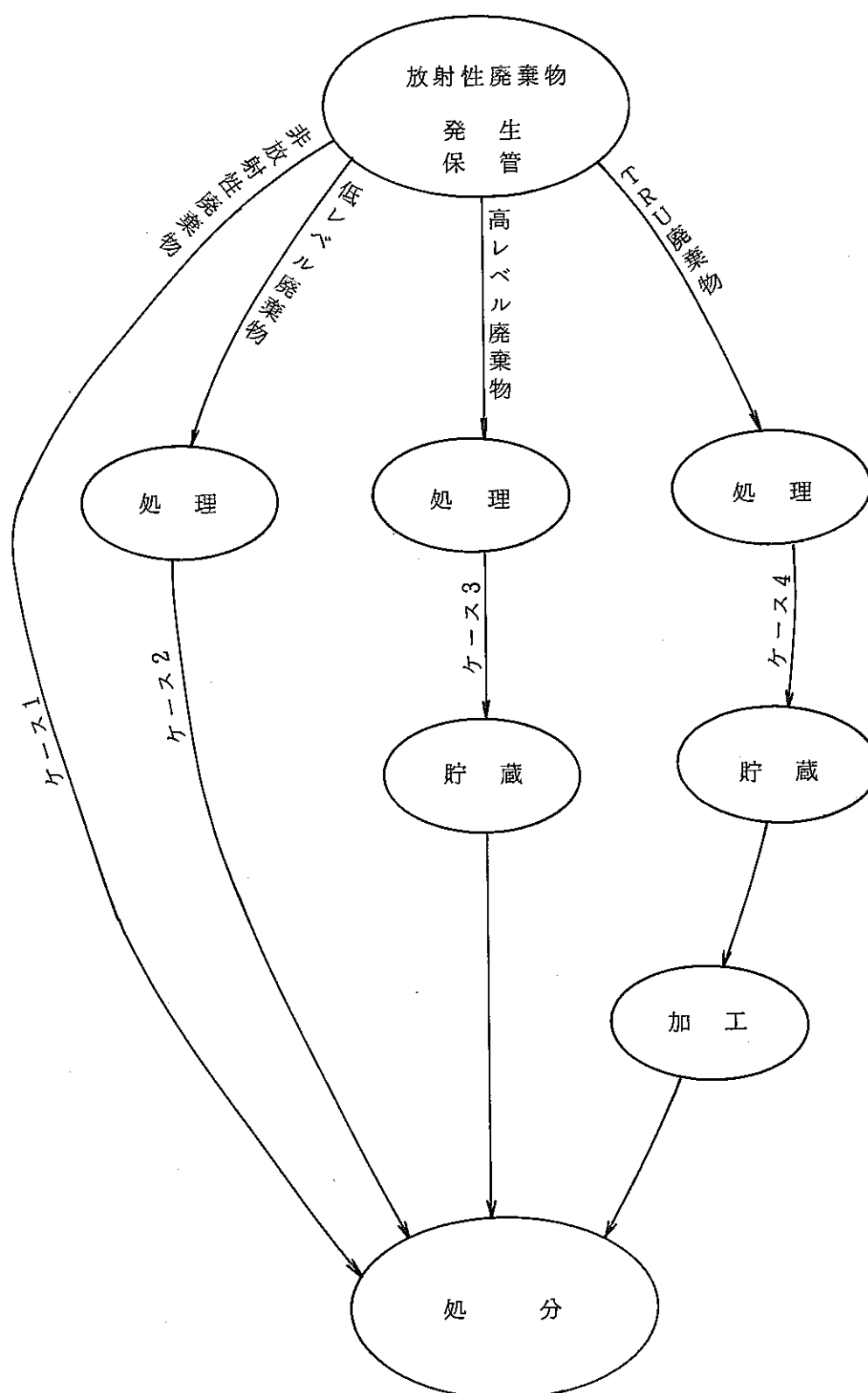


図 3 - 2 放射性廃棄物の処分プロセス

3.1.2 廃棄物管理の現状

① 国内における廃棄物

国内の原子力発電所（PWR, BWR, ATR）、ウラン加工施設、濃縮施設、製錬・転換施設、再処理施設、Pu 転換施設、MOX 燃料加工施設、原研（東海、大洗）、動燃（大洗）、日本アイソトープ協会等から発生する低レベル廃液及び低レベル固体廃棄物は、その性状により適宜処理された後保管されている。

各施設から発生する廃棄物の種類とその管理方法についての調査結果を表 3-1 に示す。

低レベル廃棄物のうち、実際に固化されているものの種類は少なく、かつ固化体のほとんどが 200ℓ ドラム缶にアスファルトまたはセメントで固化されたものである。すなわち、低レベル廃液等については、蒸発濃縮等の減容処理が行われているが、大部分は未処理のまま保管されている。

各施設におけるパッケージ形態の調査結果を表 3-2 に示す。

② 海外における廃棄物

海外における低レベル廃液及び低レベル固体廃棄物も国内と同様、その性状により適宜処理された後、保管されている。

海外において、固化処理されている廃棄物及びその固化法について調査した結果を表 3-3 に示す。海外における固化体も国内同様、セメント、アスファルト及びプラスチック固化されたものである。

セメント固化については濃縮廃液、使用済イオン交換樹脂、フィルタスラッジ等の固化法として使われており廃棄物の性状により、固化処理方式が異なってくる。アスファルト固化では、得られる固形化物の性状がち密で、水の浸透を受けにくいいため、放射性核種が浸出しにくいという長所がある一方、前処理プロセスが複雑であること、固化体が可燃性であること、また放射性レベルが高い場合には、水素発生の問題が生ずるという短所を有する。

セメント固化法、アスファルト固化法及びプラスチック固化法に関する対象廃棄物、固化方法、長所及び短所を表 3-4 に示す。

また、国内実用化（建設中も含む）されているプラスチック固化、及びアスファルト固化プロセスに関する調査結果を表 3-5 及び表 3-6 に示す。

表 3 - 1 原子力施設から発生する廃棄物と管理方法

施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ッ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
BWR型 原子力発電所	濃 縮 廃 液	セメント固化（一部アスファルト固化）し，200ℓドラム缶に収納し保管。	A (一部 D)	注) 形態記号については，表 3 - 2 を参照のこと。
	可 燃 性 雑 固 体	約 8 割は圧縮処理し，200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
		約 2 割は焼却後，焼却灰を容器（200ℓドラム缶等）に収納し保管。	—	
	不 燃 性 雑 固 体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	廃樹脂・廃スラッジ	約 1 割はセメント固化し，200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
		約 9 割は発生形態でタンクに貯蔵。	—	
PWR型 原子力発電所	濃 縮 廃 液	約 2 割はセメント固化し，200ℓドラム缶に収納し保管。	A	
		約 8 割はアスファルト固化し，200ℓドラム缶に収納し保管。	D	
	可 燃 性 雑 固 体	約 9 割は焼却後，焼却灰を容器（200ℓドラム缶等）に収納し保管。	—	
		約 1 割は圧縮処理し，200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	不 燃 性 固 化 体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	

施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ャ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
PWR型 原子力発電所	廃 樹 脂	発生形態でタンク貯蔵		
ウラン 加工施設	凝集沈澱物スラッジ	発生形態で200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	廃 油	焼却処理し、残渣を200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	可 燃 性 雑 固 体	約5割は焼却処理し、焼却灰を200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
		約5割は200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	不 燃 性 雑 固 体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	フ ィ ル タ ー	約4割（木枠）は焼却処理し、焼却灰を200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
		約6割（メディア）は200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	大 型 廃 機 器	コンテナ等に収納し保管。	—	
ウラン 濃縮施設	可 燃 性 雑 固 体	焼却処理後、焼却灰を200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	不 燃 性 雑 固 体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	廃 油（不燃性）	200ℓドラム缶に収納し保管		

施 設 名	廃棄物の種類	処理およびパッケージ法	形態記号	備 考
ウラン製錬・ 転換施設	可燃性雑固体	焼却処理後，焼却灰を200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	難燃性雑固体	焼却処理後，焼却灰を200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	不燃性雑固体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	沈 澱 物 (NaF, アルミナ)	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	廃水スラッジ (U含有 CaF ₂)	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	プレコート剤	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
東海再処理 施設	ハル・構造物	専用の容器に収納し保管。	—	
	低レベル濃縮廃液	アスファルト固化し，200ℓドラム缶に収納し保管。	D	
	化学処理スラッジ	発生形態でタンク保管。	—	
	廃溶媒・廃希釈剤	ドデカンとTBPを分離後，ドデカンについては可燃性雑固体とともに焼却処理し，残渣（焼却灰）を200ℓドラム缶に収納し保管する。一方TBPについては，プラスチック固化し100ℓドラム缶に収納し保管する。	—	

施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ャ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
東海再処理 施設	低レベルβγ固体廃棄物	可燃物は焼却処理後、焼却灰を200ℓドラム缶に収納し保管。その他は発生形態のまま200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	TRU 固体廃棄物	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	ヨウ素吸着剤	発生形態でビニル梱包しコンテナに収納保管。	—	
	HEPAフィルタ	ビニル梱包し、コンテナに収納保管。	—	
プルトニウム 転換施設	可燃性雑固体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	難燃性雑固体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	不燃性雑固体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
	HEPAフィルタ	ビニル梱包後200ℓドラム缶に収納し保管。	—	
		ビニル梱包後コンテナに収納し保管。	—	
		ビニル梱包し保管。	—	
	大型異形物	ビニル梱包しコンテナに収納後保管。	—	
MOX燃料加工 施設(Pu燃)	可燃性雑固体	200ℓドラム缶に収納し保管。	—	

施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ッ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
MOX 燃料加工施設 (Pu燃)	難 燃 性 雑 固 体	200ℓ ドラム缶に収納し保管。	—	
	C サイズ H E P A フィルタ	ビニル梱包後 200ℓ ドラム缶に収納し保管。	—	
	F サイズ H E P A フィルタ	ビニル梱包し，保管。	—	
	不 燃 性 雑 固 体	200ℓ ドラム缶に収納し保管。	—	
	大 型 異 形 物	ビニル梱包し，コンテナに収納後保管。。	—	
原研東海 (R I 協会含む)	ス ラ ッ ジ 類	約 1 割をセメント固化し，200ℓ ドラム缶に収納し保管。	—	
		約 1 割をアスファルト固化し，コンクリート内貼(5 cm) ドラム缶に収納し保管。	G	
		約 8 割を発生形態で保管。	—	
	蒸 発 缶 濃 縮 液	約 2 割をセメント固化し，200ℓ ドラム缶に収納し保管。	A	
		約 8 割をアスファルト固化し，コンクリート内貼(5 cm) ドラム缶に収納し保管。	G	
	可 燃 性 雑 固 体	焼却処理後，焼却灰を 200ℓ ドラム缶に収納し保管。	—	

施 設 名	廃棄物の種類	処理およびパッケージ法	形態記号	備 考
原研東海 (R I 協会含む)	不燃性雑固体 (圧縮性)	圧縮処理後、圧縮体を200ℓドラム缶に収納し保管。	B	
	不燃性雑固体 (非圧縮性)	発生形態で保管。	—	
	フ ィ ル タ	約5割(木枠)は焼却処理し、焼却灰は100ℓドラム缶に収納し保管。	—	
		約5割(メディア)は圧縮処理し、圧縮体は200ℓドラム缶に収納し保管。	B	
	使用済樹脂	発生形態で保管。	—	
	$\beta \cdot \gamma$ 高線量固体 (照射金属を含む)	約7割は切断・圧縮しコンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納後コンクリート注入し保管。	J	
		約2割は切断・圧縮し、コンクリートブロックに収納後コンクリート注入し保管。	F	
		約1割は発生形態で保管。	—	
	微 α 汚染雑固体	発生形態で保管。	—	
	高 α 汚染雑固体	発生形態で保管。	—	

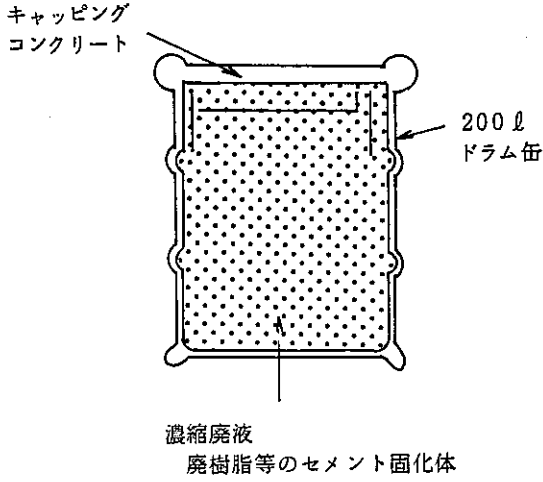
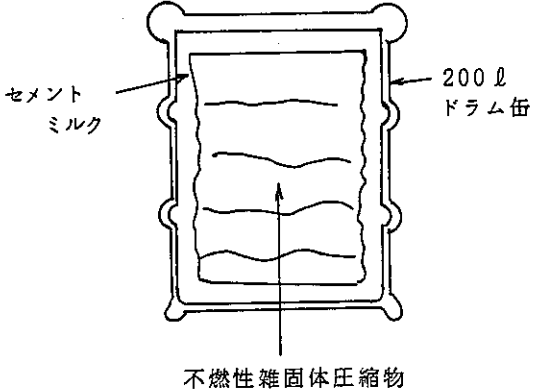
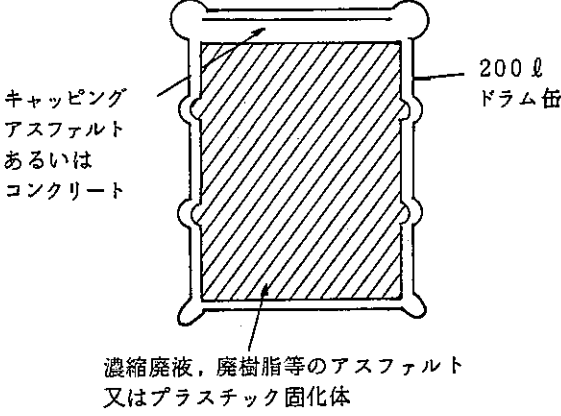
施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ッ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
原研東海 (R I 協会含む)	低汚染大型異形物	発生形態で保管。	—	
	再処理試験廃液	液状でタンク内保管。	—	
	高 ³ H汚染廃液		—	
	高 ³ H汚染廃液		—	
原研大洗 (動燃大洗含む)	ス ラ ッ ジ 類	約9割をアスファルト固化し、コンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納し保管。	G	
		約1割をセメント固化し、コンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納し保管。	I	
	蒸発缶濃縮液	アスファルト固化し、コンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納し保管。	G	
	可燃性雑固体	焼却処理し、焼却灰をセメント固化し、コンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納し保管。	I	
	不燃性雑固体	圧縮処理し、コンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納後、コンクリート注入し保管。	J	
	フ ィ ル タ	約7割を圧縮処理し、コンクリート内貼(5cm)ドラム缶に収納後、コンクリート注入し保管。	J	

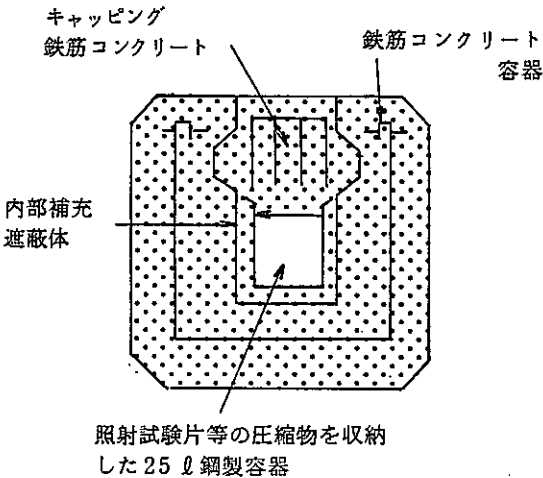
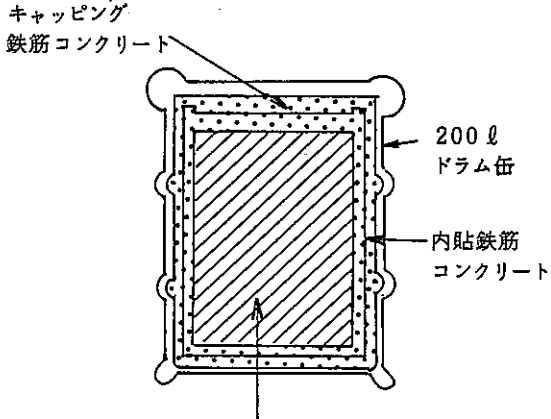
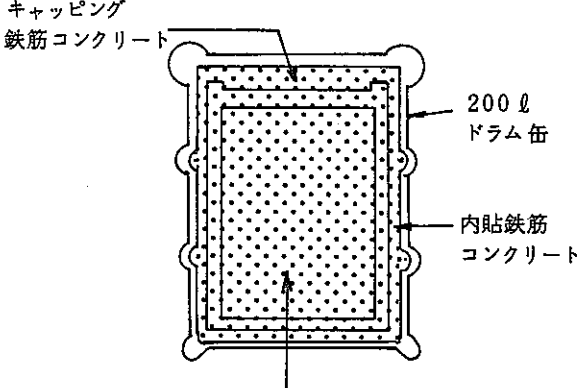
施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ッ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
原研大洗 (動燃大洗含む)	フ ィ ル タ	約 3 割のうち, 7 割のメディアを圧縮処理し, コンクリート内貼 (5 cm)ドラム缶に収納後コンクリート注入し, 保管	J	
	高 線 量 固 体 (一部 照射金属を含む)	約 7 割は分離・圧縮し, コンクリートブロックに収納後, セメント注入し保管。	F	
		約 3 割は, 分離・圧縮し, コンクリート内貼 (5 cm)ドラム缶に収納後, コンクリート注入し保管。	K	
	使 用 済 樹 脂	発生形態で保管。	—	
	大 型 異 形 物	発生形態で保管。	—	
	可燃性微 α 汚染雑固体	焼却処理後, 焼却灰をセメント固化し, コンクリート内貼 (5 cm)ドラム缶に収納後, アスファルト注入し保管。	G	
	不燃性微 α 汚染雑固体	圧縮処理し, コンクリート内貼 (5 cm)ドラム缶に収納後, アスファルト注入し保管。	L	
	高 線 量 固 体	発生形態で密封保管。	—	
	α 汚染雑固体 (一部 照射金属を含む)	発生形態で密封保管。	—	

施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ッ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
日本アイソ トープ協会	無 機 ス ラ ッ ジ 類	発生形態で保管。	—	
	有 機 ス ラ ッ ジ 類	発生元で保管。	—	
	無 機 液 体	発生形態で保管。	—	
	有 機 液 体	発生元で保管。一部発生元で処理。	—	
	動 物 屍 体	発生形態で保管。一部ホルマリン漬。	—	
	可 燃 性 雑 固 体	発生形態で保管。	—	
	難 燃 性 雑 固 体 (プラスチック類)	発生形態で保管。	—	
	不 燃 性 雑 固 体 (圧縮性)	発生形態で保管。	—	
	不 燃 性 雑 固 体 (非圧縮性)	発生形態で保管。	—	
A T R 原型炉 (ふげん)	濃 縮 廃 液	アスファルト固化し，200ℓドラム缶に収納し保管	D	
	粒 状 廃 樹 脂	発生形態でタンク保管。	—	

施 設 名	廃 棄 物 の 種 類	処 理 お よ び パ ッ ケ ー ジ 法	形 態 記 号	備 考
A T R 原 型 炉 (ふげん)	粉 末 廃 樹 脂	発生形態でタンク保管。	—	
	フ ィ ル タ ス ラ ッ ジ	発生形態でタンク保管。	—	
	雑 固 体	発生形態で 200ℓ ドラム缶に収納し保管。	—	
	制 御 棒	—	—	

表 3-2 原子力施設における主なパッケージ形態

形態 記号	パ ャ ケ ー ジ 形 態	固 化 方 法
A	 キャッピング コンクリート 200ℓ ドラム缶 濃縮廃液 廃樹脂等のセメント固化体	濃縮廃液，スラッジ，廃樹脂等をセメントに混ぜ，200ℓ鋼製ドラム缶に入れて固化させる。
B ・ C	 セメント ミルク 200ℓ ドラム缶 不燃性雑固体圧縮物	不燃性雑固体を圧縮処理し，200ℓ鋼製ドラム缶に収納したものをB，その間隙にコンクリートを注入したものをCと記入する。
D ・ E	 キャッピング アスファルト あるいは コンクリート 200ℓ ドラム缶 濃縮廃液，廃樹脂等のアスファルト 又はプラスチック固化体	濃縮廃液，スラッジ，廃樹脂を溶融したアスファルト中又はプラスチック中に分散させ，200ℓ鋼製ドラム缶に流し入れ放冷固化させる。その後アスファルト又はコンクリートでキャッピングする。しかし当面はキャッピングしていないものもある。 (D：アスファルト固化体) (E：プラスチック固化体)

形態 記号	パッケージ形態	固 化 方 法
F	 キャッピング鉄筋コンクリート 鉄筋コンクリート容器 内部補充遮蔽体 照射試験片等の圧縮物を収納した25ℓ鋼製容器	比較的放射線レベルの高い，照射金属片等の固体を分類し，圧縮可能なものは圧縮し，25ℓの鋼製容器に入れる。この容器を容器の放射線レベルに応じて，鉄又は鋼の補充遮蔽体を入れたコンクリート容器に収納する。この後，コンクリート（又は重コンクリート）を注入し，固化させる。
G ・ H	 キャッピング鉄筋コンクリート 200ℓドラム缶 内貼鉄筋コンクリート 濃縮廃液，廃樹脂等のアスファルト又はプラスチック固化体	濃縮廃液，スラッジ，廃樹脂等を溶解したアスファルト中，又はプラスチック中に分散させ，5 cm の鉄筋コンクリートを内貼りした200ℓ鋼製ドラム缶に流し入れ，放冷固化させる。その後，コンクリートキャッピングする。 { G：アスファルト固化体 { H：プラスチック固化体
I	 キャッピング鉄筋コンクリート 200ℓドラム缶 内貼鉄筋コンクリート 濃縮廃液，焼却灰等のセメント固化体	濃縮廃液，スラッジ，焼却灰等をセメントに混ぜ，5 cm の鉄筋コンクリートを内貼りした200ℓ鋼製ドラム缶に入れて固化させる。その後，コンクリートでキャッピングする。

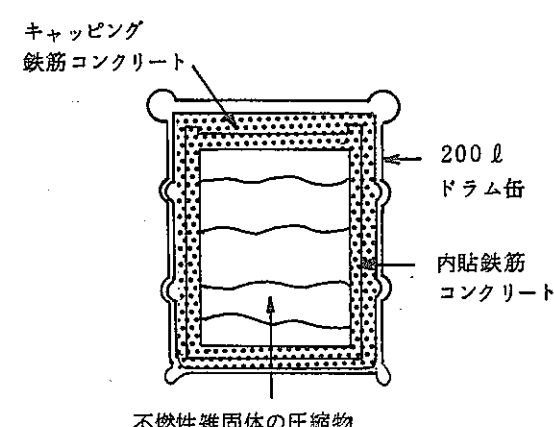
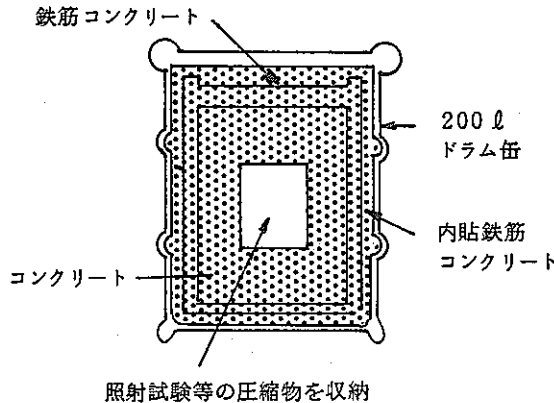
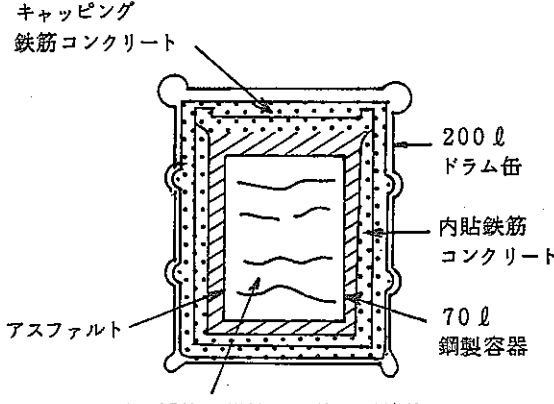
形態 記号	パッケージ形態	固 化 方 法
J	キャッピング 鉄筋コンクリート  200 ℓ ドラム缶 内貼鉄筋 コンクリート 不燃性雑固体の圧縮物	不燃性雑固体を圧縮し、5 cm の鉄筋コンクリートを内貼りした200 ℓ 鋼製ドラム缶に入れる。その後、コンクリートでキャッピングする。
K	キャッピング 鉄筋コンクリート  200 ℓ ドラム缶 内貼鉄筋 コンクリート コンクリート 照射試験等の圧縮物を収納 した25 ℓ 鋼製容器	照射した試験施設のセル内からの使用済雑固体を分類し、圧縮可能なものは圧縮し、25 ℓ の鋼製容器に入れる。これを5 cm の鉄筋コンクリートを内貼りした200 ℓ 鋼製ドラム缶に入れた後、間隙部にコンクリートを注入し固化させる。
L	キャッピング 鉄筋コンクリート  200 ℓ ドラム缶 内貼鉄筋 コンクリート アスファルト 70 ℓ 鋼製容器 微α汚染不燃性雑固体の圧縮物	微α汚染の不燃性雑固体を圧縮し、70 ℓ の鋼製容器に入れる。これを5 cm の鉄筋コンクリートを内貼りした200 ℓ の鋼製ドラム缶に入れ、容器とドラム缶の間にアスファルトを注入する。放冷固化後、コンクリートでキャッピングする。

表 3 - 3 海外の固化体フォーム

国 ・ 機 関	対 象 廃 棄 物	固 化 法	備 考
アメリカ GE社	濃縮廃液, フィルタスラッジ イオン交換樹脂, 粉末樹脂	セメント固化	ペレット状
ショッピングポート PWR	化学スラッジ	セメント固化	
Vitrs Corporation of America Co. Ltd	濃縮廃液	セメント固化	
ORNL	蒸発濃縮廃液	アスファルト固化	
LANL	抽残廃液	セメント固化	
イギリス ハーウェル原子力研究所	化学スラッジ	アスファルト固化 セメント固化	
オランダ ボルセル PWR	PWR 濃縮廃液 ($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$)	プラスチック固化 (エクストルーダ方式)	
ソ 連	焼却灰, 化学スラッジ 濃縮廃液, 化学スラッジ	コンクリート固化 アスファルト固化	
ベルギー モル研究所	PWR 濃縮廃液 化学スラッジ (鉄, アルミ水酸化物, リン酸 カルシウム等)	セメント固化 アスファルト固化 (ポット方式)	

国 ・ 機 関	対 象 廃 棄 物	固 化 法	備 考
ユーロケミック	濃縮廃液 化学スラッジ	アスファルト固化 (エクストルーダ方式)	
フランス UP1, UP2	化学スラッジ	セメント固化 アスファルト固化 (エクストルーダ方式)	
グルノーブル原子力センター PWR	濃縮廃液 イオン交換樹脂	プラスチック固化 (不飽和ポリエステル)	
マルクール原子力センター	Pu生産工場より発生する固体 廃棄物 脱水スラッジ	セメント固化 アスファルト固化	
サクレー	化学スラッジ	セメント固化	
西ドイツ カールスルーエ研究所	廃樹脂, 焼却灰 化学スラッジ, プラスチック廃棄物 有機イオン廃樹脂, 濃縮廃液	セメント固化 アスファルト固化 (ポット方式)	
ニューケム	除染廃液, 洗濯廃液 再処理廃液	セメント固化	
WAK	濃縮廃液	アスファルト固化 (エクストルーダ方式)	
ネッカーベストハイム PWR	PWR濃縮廃液 ($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$)	プラスチック固化 (エクストルーダ方式)	
ウンターベザール PWR			

表 3-4 固化方法の比較

項目 固化方式	固化対象廃棄物	固 化 方 法	長 所	短 所
セメント固化	低レベル濃縮廃液 フィルタスラッジ 使用済イオン交換樹脂 雑固体廃棄物	中和処理後，人工軽量砂を 混和材としてセメントにま ぜて固化する。	固化材が無機物であるため 耐久性，耐火性，耐放射線 にすぐれている。セメント が安価であり，固化方法， 装置が単純である。 重金属類の浸出性が低い。	減容効果が小さい。 アルカリ性元素の浸出性が 高い。
アスファルト固化	低レベル濃縮廃液	熔融，乳化アスファルトを 加熱混合し，水分を蒸発除 去しながら固形物をアスフ ァルト中に分散させ放冷固 化する。	液体，固体と多様な廃棄物 に適用できる。 核種の浸出性が低く，高水 圧（700atm）に耐えられ る。	廃棄物の種類によっては， 固化体が水中で膨潤する。
プラスチック固化	低レベル濃縮廃液 使用済イオン交換樹脂 スラッジ 廃溶媒	(1) 熱硬化性樹脂 重合度の低い液状樹脂 を均一混合し，硬化剤に より重合反応を起こさせ 硬化させる。 (2) 熱可塑性樹脂 加熱混合後，放冷し固 化する。	減容効果がすぐれている。 (セメント固化の1/4～ 1/6) 処理溶液のPH範囲が (2.5～10.5)大きい。	廃棄物を脱水しないと混合 できない。

表 3-5 実用化（試運転，建設中）されているプラスチック固化プロセス

サイト	固化プロセス	対象廃棄物	処理能力	
東京電力 福島第2発電所	不飽和ポリエステル樹脂 (インドラム方式)	濃縮廃液 イオン交換樹脂	10 ドラム / 日	試運転中
東京電力柏崎, 刈羽発電所	不飽和ポリエステル樹脂 (アウトドラム方式)	濃縮廃液 イオン交換樹脂	6 ドラム / 日	建設中
中部電力 浜岡発電所	不飽和ポリエステル樹脂 (アウトドラム方式)	濃縮廃液 イオン交換樹脂	—	建設中

表 3-6 実用化されているアスファルト固化プロセス

サイト	固化プロセス	対象廃棄物	水分蒸発 能力 (kg / h)	稼 動 (年)	炉型式
動燃東海再処理工場	4 軸スクリー 押出機	濃縮廃液 (NaNO_3)	210	1979	—
動燃ふげん発電所	立型遠心薄膜蒸発缶	濃縮廃液 イオン交換樹脂 フィルタ スラッジ	160 ~ 200	1979	ATR
原研大洗研究所	ドラムミキサ	化学沈殿 スラッジ	70	1974	—
日本原子力発電 敦賀発電所	立型遠心薄膜蒸発缶	濃縮廃液	160 ~ 200	1977	BWR
関西電力美浜発電所	立型遠心薄膜蒸発缶	濃縮廃液	200	1978	PWR
関西電力高浜発電所	ドラムミキサ	濃縮廃液 イオン交換樹脂	140	1984	PWR
関西電力大飯発電所	ドラムミキサ	濃縮廃液	140×2基	1980	PWR
四国電力伊方発電所	ドラムミキサ	濃縮廃液	140	1982	PWR
九州電力玄海発電所	ドラムミキサ	濃縮廃液	140	1981	PWR

3.2 固化体評価法

原子力発電所および再処理工場等から発生する雑固体廃棄物、廃樹脂、および濃縮廃液等の低レベル放射性廃棄物については、3.1項に記述したように廃棄物の減容・安定化を目的に各種の固化処理（研究・開発含む）が行われている。一方、廃棄物の固化処理により得られる固化体については貯蔵・処分時の安全性を評価するため種々の固化体評価試験が国内外において行われている。

低レベル廃棄物の固化処理と固化体評価に関する海外での実施状況の一例を表3-7、表3-8及び表3-9に、動燃事業団におけるガラス固化体の評価項目を表3-10に示す。また、低レベル廃棄物のアスファルト固化体、セメント固化体、ポリエステル樹脂固化体、尿素・ホルムアルデヒド樹脂固化体及びエポキシ樹脂固化体等の特性について調査した結果を表3-11に示す。

これらの表より、固化体の貯蔵・処分に関する安全性評価において、重要な評価項目としては、浸出性、放射線効果、腐食性、微生物による影響、膨潤性、熱特性及び機械的特性が挙げられる。これら評価項目の目的は、以下に示す通りである。

（評価項目）	（目 的）
浸 出 性	： 処分時の固化体からの放射性核種の浸出特性を評価する。
放射線効果	： 貯蔵・処分時の放射線照射による固化体特性の変化を評価する。
腐 食 性	： 貯蔵・処分環境中での固化体の腐食性を評価する。
微生物による影響	： 貯蔵・処分時の微生物による固化体の破壊程度を評価する。
膨 潤 性	： 貯蔵・処分時の固化体中への水分の拡散による固化体特性の変化を評価する。
熱 特 性	： 貯蔵・処分時の崩壊熱による固化体特性の変化を評価する。
機械的特性	： 輸送・貯蔵・処分時の固化体の健全性（落下等により固化体の破損が起こらないか否か）を評価する。

放射性廃棄物の固化処理及び固化体評価に関しては、国内外において多種多様な性状の廃棄物をアスファルト固化法あるいはセメント固化法等によりいくつかの固化体フォームに処理する一方、その特性については、多くの評価項目に関する検討が行われてきたが、固化体の特性は、廃棄物組成の変化ならびに固化剤種類により異なることが知られている。

現在、各種廃棄物に対する最適固化体フォームの決定については、固化体特性に関する基礎データが不足しており、今後、更に、廃棄物組成の変化等を考慮した総合的な固化体評価試験を行う必要がある。

なお、再処理の海外委託に伴い、近い将来、英国及び仏国から再処理廃棄物（高レベル、低レベル）の返還が予定されており、これについても輸送、貯蔵等の観点から我国に支障のないよう、廃棄物仕様を定める必要がある。返還廃棄物の仕様については、現在、原子力安全委員会において安全性の観点から、固化体仕様承認に関する検討が行われている。中・低レベルの返還固化体に対する評価項目を表 3 - 1 2 に参考として示す。

表 3 - 7 海外における低レベル廃棄物処理方法と固化体評価項目 (1)

対象廃棄物 固化法 固化体評価項目	蒸発缶濃縮液 (BWR)	蒸 発 缶 濃 縮 液 (PWR)		イオン交換樹脂		Magnox 燃料 貯蔵プール水か らのスラッジ	再処理からの濃縮液		再処理スラッジ	焼却炉スラグ
	セメントまたは ポゾリス類添 加セメント	セメントまたは ポゾリス類添 加セメント	ポリエステル または エポキシ	ポリエチレン	ポリエステル または エポキシ	セメント	アスファルト	セメント	アスファルト	
1. 廃棄物組成の効 果 (不均質性) 廃棄物/マトリッ クスの共存性	イギリス (Aberdeen) デンマーク (Risø)	イギリス (Aberdeen)	—	—	—	イギリス (Aberdeen)	—	イギリス (Aberdeen)	—	—
2. スケールアップ 効果	イギリス (Aberdeen)	イギリス (Aberdeen)	—	—	—	—	—	西 独 (Karlsruhe)	—	—
3. 放射線効果 3.1 放射線損傷 (α 及び β 線照射)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell) ベルギー (Mol)
3.2 放射線分解 (α 及び β 線照射)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)	イギリス (Harwell)
4. 浸出性 4.1 模擬岩塩層 処分条 件下で の浸出 試験	西 独 (Karlsruhe)	西 独 (Karlsruhe)	—	西 独 (Karlsruhe)	西 独 (Karlsruhe)	—	西 独 (Karlsruhe)	西 独 (Karlsruhe)	—	—
	粘土層 —	—	—	—	—	—	ベルギー (Mol)	—	—	—
	海水中 イタリア (Casaccia)	イタリア (Casaccia)	—	イタリア (Casaccia)	イタリア (Casaccia)	—	—	—	—	—
4.2 廃棄物によ る温度、圧力、 浸出液組成に 関する実規模 試験	—	フランス (Saclay)	フランス (Grenoble)	フランス (Saclay)	フランス (Grenoble)	フランス (Saclay)	フランス (Saclay)	フランス (Saclay) 西 独 (Karlsruhe)	フランス (Saclay)	—
4.3 浸出機構	イギリス (Aberdeen) デンマーク (Risø)	イギリス (Aberdeen)	フランス (Grenoble)	デンマーク (Risø)	フランス (Grenoble)	イギリス (Aberdeen)	—	イギリス (Aberdeen) 西 独 (Karlsruhe) デンマーク (Risø)	—	ベルギー (Mol)

海外における低レベル廃棄物処理方法と固化体評価項目 (2)

対象廃棄物 固 化 法 固化体評価項目	蒸発缶濃縮液 (BWR)	蒸 発 缶 濃 縮 液 (PWR)		イ オ ン 交 換 樹 脂		Magnox 燃料 貯蔵プール水か らのスラッジ	再処理からの濃縮廃液		再処理スラッジ	焼却炉スラグ
	セメントまたは ポゾリス類添加 セメント	セメントまたは ポゾリス類添加 セメント	ポリエステル または エポキシ	ポリエチレン	ポリエチレン または エポキシ	セメント	アスファルト	セメント	アスファルト	
4.4 マトリックス 中の核種化 学と浸出塩		フランス (Fontenay-anx -Roses)	フランス (Fontenay-anx -Roses)		フランス (Fontenay-anx -Roses)	フランス (Fontenay-anx -Roses)	フランス (Fontenay-anx -Roses)	フランス (Fontenay-anx -Roses) 西 独 (Karlsruhe)	フランス	
5.微生物による影 響	——	——	——	デンマーク (Risø)	フランス (Cadarache)	——	デンマーク (Risø)	——	フランス (Aberdeen)	——
6.膨張, 収縮	イギリス (Aberdeen) イタリア (Casaccia)	イギリス (Aberdeen) イタリア (Casaccia)	——	デンマーク (Risø)	イタリア (Casaccia)	イギリス (Aberdeen)	デンマーク (Risø)	イギリス (Aberdeen)	——	——
7.老朽化効果 (放射線照射効果 を含まない)	イギリス (Aberdeen) イタリア (Casaccia)	イギリス (Aberdeen) イタリア (Casaccia)	——	——	イタリア (Casaccia)	イギリス (Aberdeen)	ベルギー (Mol)	イギリス (Aberdeen)	——	——
8.相互作用 (廃棄物固化体/ 容器/母岩)	——	——	——	デンマーク (Risø)	——	——	デンマーク (Risø)	西 独 (Karlsruhe)	——	ベルギー (Mol)
9.機械的特性 (流れ, 廃棄物/マ トリックス共存性)	イタリア (Casaccia) デンマーク (Risø)	イタリア (Casaccia)	フランス (Grenoble)	——	イタリア (Casaccia) フランス (Grenoble)	——	——	——	——	——
10.熱 特 性										
10.1 ガラスへの熱 の影響	——	——	——	——	——	——	——	——	——	ベルギー (Mol)
10.2 火災の影響	イタリア (Casaccia)	イタリア (Casaccia)	——	——	イタリア (Casaccia)	——	西 独 (Karlsruhe)	西 独 (Karlsruhe)	——	——
10.3 氷結/解氷サ イクル	イタリア (Casaccia)	イタリア (Casaccia)	——	——	イタリア (Casaccia)	——	——	——	——	——

表 3-8 廃棄物フォームと研究項目

廃棄物の種類		固 化 体 名	試験項目（方法）	試験結果・研究機関																		
廃棄物名	廃棄物の組成																					
BWR (Gerigliano) (/60 MWe) からの再蒸発濃縮液	水含有量：75～80 wt % 放射能量： $\beta r \sim 0.55 \text{ Ci/m}^3$ α 無視できる程度	セメント 425 ポルトランド 又は, 325 pozzolan ic 廃棄物と固化体との比 重量比で0.10～0.15 廃棄物濃縮容量 / 最終 の固化体容量との比 (容積減) 0.48～0.5 比重：1.4～1.8 g/cm ³ 添加物：砂 重量法によるセメント 固化体のそれぞれの対 比 水 / セメント 0.30～0.45 濃縮液 / セメント 0.40～0.60	1. 固化体生成上の効果 (inhomogeneities) 廃棄物 / マトリックスの共存性 2. スケールアップ効果 3. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α , βr による) (2) 放射線分解 (α , βr による) 4. 浸出性研究 (1) 岩塩層 (2) 海水中 5. 基本浸出メカニズム 6. 膨張と収縮 7. 老化の効果 8. 機械的性質 流動性, 廃棄物とマトリッ クスの共存性 9. 火災の影響 10. 氷結, 氷解サイクル	AberdeenとRisφ Aberdeen Harwell Harwell Karlsruhe Casaccia AberdeenとRisφ AberdeenとCasaccia Aberdeen CasacciaとRisφ Casaccia Casaccia																		
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物中の放射能 (Ci/m³)</th></tr><tr><td>Cs 137</td><td>0.22</td></tr><tr><td>Cs 134</td><td>0.11</td></tr><tr><td>Co 60</td><td>0.165</td></tr><tr><td>Sr 90</td><td>0.055</td></tr></table>				元素 / 化合物	実廃棄物中の放射能 (Ci/m ³)	Cs 137	0.22	Cs 134	0.11	Co 60	0.165	Sr 90	0.055								
	元素 / 化合物				実廃棄物中の放射能 (Ci/m ³)																	
Cs 137	0.22																					
Cs 134	0.11																					
Co 60	0.165																					
Sr 90	0.055																					
pH : 8 (固化する前に9～10に調整)																						
非放射性成分	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度 (範囲) g / l</th><th>非放射性 模擬物質濃度</th></tr><tr><td>Na₂SO₄</td><td>200 to 250</td><td>225</td></tr><tr><td>KCl</td><td>2.7 to 6.5</td><td>4.6</td></tr><tr><td>Ca²⁺ and Mg²⁺</td><td>無視できる量：リン酸カルシウムとリン酸マグネシウムとして前処理 (沈殿) された。</td><td></td></tr><tr><td>HCO₃⁻ and CO₃²⁻</td><td>なし</td><td></td></tr><tr><td>NO₃⁻</td><td>"</td><td></td></tr><tr><td>SiO₂</td><td>～0.1</td><td></td></tr></table>	元素 / 化合物	濃 度 (範囲) g / l	非放射性 模擬物質濃度	Na ₂ SO ₄	200 to 250	225	KCl	2.7 to 6.5	4.6	Ca ²⁺ and Mg ²⁺	無視できる量：リン酸カルシウムとリン酸マグネシウムとして前処理 (沈殿) された。		HCO ₃ ⁻ and CO ₃ ²⁻	なし		NO ₃ ⁻	"		SiO ₂	～0.1	
元素 / 化合物	濃 度 (範囲) g / l	非放射性 模擬物質濃度																				
Na ₂ SO ₄	200 to 250	225																				
KCl	2.7 to 6.5	4.6																				
Ca ²⁺ and Mg ²⁺	無視できる量：リン酸カルシウムとリン酸マグネシウムとして前処理 (沈殿) された。																					
HCO ₃ ⁻ and CO ₃ ²⁻	なし																					
NO ₃ ⁻	"																					
SiO ₂	～0.1																					

廃 棄 物 の 種 類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方 法)	試 験 結 果 ・ 研 究 機 関																											
廃 棄 物 名	廃 棄 物 の 組 成																														
PWR (chooz 300 MWe) 蒸発器の 濃縮液	水含有量：67.2 wt % 放射能量：βr 測定していない (μCi/m³ 単位で) α " pH：9.2	セメント 425 ポルトランド 又は、325 pozzolanic 廃棄物と固化体との比 重量比で0.09～0.11 廃棄物濃縮容量 / 最終 の固化体容量 (容積増) 3.85～3.23 比重：1.83～1.91 g / cm³ 添加物： 水ガラス (48Bc) 又は砂 (けい素質) 重量法によるセメント 固化体のそれぞれの対 比 水 / セメント 0.40～0.54 濃縮液 / セメント 0.46～0.63	1. 固化体生成上の効果 (intomogeneities) 廃棄物 / マトリックスの共存性 2. スケールアップ効果 3. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α・βrによる) (2) 放射線分解 (α・βrによる) 4. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出試験 (1) 岩塩層 (2) 海水中 5. 実廃棄物を用いた温度、圧 力、浸出構造の実規模試験 6. 基本浸出メカニズム 7. マトリックス中の核種の化学 と浸出塩 8. 膨張と収縮 9. 老化の効果 照射劣化も含む 10. 機械的性質 流動性、廃棄物とマトリッ クス 11. 火災の影響 12. 氷結、水解サイクル	Aberdeen Aberdeen Harwell Harwell Karlsruhe Saclay Aberdeen Fontenay-aux-Roses AberdeenとCasaccia AberdeenとCasaccia Casaccia Casaccia Casaccia																											
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物の放射能</th></tr><tr><td>⁹⁰Sr</td><td>28.4 %</td></tr><tr><td>¹³⁴Cs</td><td>22.7 %</td></tr><tr><td>¹³⁷Cs</td><td>28.0 %</td></tr><tr><td>⁶⁰Co</td><td>20.9 %</td></tr><tr><td>⁵⁴Mn</td><td>traees</td></tr><tr><td>⁵⁸Co</td><td>"</td></tr></table>		元素 / 化合物	実廃棄物の放射能	⁹⁰Sr	28.4 %	¹³⁴Cs	22.7 %	¹³⁷Cs	28.0 %	⁶⁰Co	20.9 %	⁵⁴Mn	traees	⁵⁸Co	"															
	元素 / 化合物	実廃棄物の放射能																													
	⁹⁰Sr	28.4 %																													
¹³⁴Cs	22.7 %																														
¹³⁷Cs	28.0 %																														
⁶⁰Co	20.9 %																														
⁵⁴Mn	traees																														
⁵⁸Co	"																														
<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th colspan="2">非放射性模擬物質濃度 g / l %</th></tr><tr><td>H₃BO₃</td><td>118.37</td><td>10.61</td></tr><tr><td>Na₂B₄O₇・10H₂O</td><td>132.20</td><td>11.85</td></tr><tr><td>NaBO₂・4H₂O</td><td>54.82</td><td>4.914</td></tr><tr><td>(NH₄)₂CO₃</td><td>1.50</td><td>0.134</td></tr><tr><td>Na₂CO₃</td><td>33.675</td><td>3.018</td></tr><tr><td>NaNO₃</td><td>2.33</td><td>0.21</td></tr><tr><td>LiNO₃</td><td>0.748</td><td>0.067</td></tr><tr><td>Detergents</td><td>0.49</td><td>1.97</td></tr></table>		元素 / 化合物	非放射性模擬物質濃度 g / l %		H₃BO₃	118.37	10.61	Na₂B₄O₇・10H₂O	132.20	11.85	NaBO₂・4H₂O	54.82	4.914	(NH₄)₂CO₃	1.50	0.134	Na₂CO₃	33.675	3.018	NaNO₃	2.33	0.21	LiNO₃	0.748	0.067	Detergents	0.49	1.97			
元素 / 化合物	非放射性模擬物質濃度 g / l %																														
H₃BO₃	118.37	10.61																													
Na₂B₄O₇・10H₂O	132.20	11.85																													
NaBO₂・4H₂O	54.82	4.914																													
(NH₄)₂CO₃	1.50	0.134																													
Na₂CO₃	33.675	3.018																													
NaNO₃	2.33	0.21																													
LiNO₃	0.748	0.067																													
Detergents	0.49	1.97																													

廃棄物の種類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方法)	試験結果・研究機関															
廃棄物名	廃棄物の組成																		
PWR (chooz 300 MWe) 蒸発器濃縮液	水含有量：75～85 wt % (乾燥抽出物200～400g/ℓ) 放射能量：βr 0.5～50 Ci/m³ pH 8～12 α < 1.10 × 10 ⁻³ Ci/m³	セメント ポルトランド CPA 55 廃棄物と固化体との比は、求めている。 廃棄物濃縮容量 / 最終固化体容量との比は、求めている。 比重：2～2.3 g/cm³ 添加物： セメント (CPA 55) 210kg 134kg 重量法によるセメント固化体とそれぞれの対比は、求めている。	1. 固化体生成上の効果 (inhomogeneities) 廃棄物 / マトリックス 共存性 2. スケールアップ効果 3. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α, βrによる) (2) 放射線分解 (α, βrによる) 4. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出試験 (1) 岩塩層 (2) 海水中 5. 実廃棄物を用いた温度、圧力、浸出構造の実規模試験 6. 基本浸出メカニズム 7. マトリックス中の核種の化学と浸出塩 8. 膨張と収縮 9. 老化の効果 照射劣化も含む 10. 機械的性質 流動性、廃棄物とマトリックスとの共存性 11. 火災の影響 12. 氷結、水解サイクル	Abeerdeen Abeerdeen Harwell Harwell Karlsrnhc Casaccia Saclay Aberdeen Fontenay-aux-Roses Aberdeen と Casaccia Aberdeen と Casaccia Casaccia Casaccia Casaccia															
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>廃棄物の放射能</th></tr><tr><td>⁹⁰Sr</td><td>28.4 %</td></tr><tr><td>¹³⁴Cs</td><td>22.7 %</td></tr><tr><td>¹³⁷Cs</td><td>28 %</td></tr><tr><td>⁶⁰Co</td><td>20.9 %</td></tr><tr><td>⁵⁴Mn</td><td>少 量</td></tr><tr><td>⁵⁸Co</td><td>"</td></tr></table>	元素 / 化合物	廃棄物の放射能	⁹⁰ Sr	28.4 %	¹³⁴ Cs	22.7 %	¹³⁷ Cs	28 %	⁶⁰ Co	20.9 %	⁵⁴ Mn	少 量	⁵⁸ Co	"				
	元素 / 化合物	廃棄物の放射能																	
⁹⁰ Sr	28.4 %																		
¹³⁴ Cs	22.7 %																		
¹³⁷ Cs	28 %																		
⁶⁰ Co	20.9 %																		
⁵⁴ Mn	少 量																		
⁵⁸ Co	"																		
<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度 (範囲) g/ℓ</th></tr><tr><td>ホウ酸ナトリウム又はホウ酸</td><td>200 to 330</td></tr><tr><td>界面活性剤</td><td>1 to 10</td></tr><tr><td>洗濯生成物 (石けん、リン酸又は重合リン酸を含むビルダー)</td><td>5 to 30</td></tr><tr><td>除 染 剤</td><td>変動大きく不明</td></tr><tr><td>硫酸バリウム</td><td>"</td></tr><tr><td>フェロシアン化カリ又はフェロシアン化コバルト</td><td>"</td></tr><tr><td>硫酸アルミニウム</td><td>"</td></tr></table>	元素 / 化合物	濃 度 (範囲) g/ℓ	ホウ酸ナトリウム又はホウ酸	200 to 330	界面活性剤	1 to 10	洗濯生成物 (石けん、リン酸又は重合リン酸を含むビルダー)	5 to 30	除 染 剤	変動大きく不明	硫酸バリウム	"	フェロシアン化カリ又はフェロシアン化コバルト	"	硫酸アルミニウム	"			
元素 / 化合物	濃 度 (範囲) g/ℓ																		
ホウ酸ナトリウム又はホウ酸	200 to 330																		
界面活性剤	1 to 10																		
洗濯生成物 (石けん、リン酸又は重合リン酸を含むビルダー)	5 to 30																		
除 染 剤	変動大きく不明																		
硫酸バリウム	"																		
フェロシアン化カリ又はフェロシアン化コバルト	"																		
硫酸アルミニウム	"																		

廃棄物の種類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方法)	試験結果・研究機関														
廃棄物名	廃棄物の組成																	
PWR (chooz) 300MWe 蒸発器濃縮液 セシウム： 燃料要素の 破損による もの	水含有量：75～80 wt% (乾燥抽出物200～400 g/l) 放射能量： βr 0.5～50 Ci/m ³ $\alpha < 1 \times 10^{-3}$ pH 8～12	ポリエステル又はエポキシ樹脂 廃棄物と固化体との比 (質量) 50% 廃棄物濃縮液容量 = 2～ 最終の固化体容量 2.5 比重：1.35～1.45 g/cm ³ 添加物 ポリエステル NORSODYNE 129 触媒 LUCIDOL 40 E DIMETHYL ANILIN 201 エポキシ樹脂 XF431 固化剤 XF348 Thixotropic agent SILODEX 24	1. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α , βr による) (2) 放射線分解 ($\alpha \cdot \beta r$ による) 2. 実廃棄物を用いた温度圧力、 浸出構造の実規模試験 3. 基本浸出メカニズム 4. マトリックス中の核種の化学と浸出塩 5. 機械的性質 流動性、廃棄物とマトリックスとの共存性	Harwell Harwell Grenoble Grenoble Fontenay-aux-Roses Grenoble														
		<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物代表成分の放射能</th></tr><tr><td>⁵⁴Mn</td><td>9%</td></tr><tr><td>⁵⁸Co</td><td>2%</td></tr><tr><td>⁶⁰Co</td><td>31%</td></tr><tr><td>¹³⁴Cs</td><td>8%</td></tr><tr><td>¹³⁷Cs</td><td>49%</td></tr></table>	元素 / 化合物	実廃棄物代表成分の放射能	⁵⁴ Mn	9%	⁵⁸ Co	2%	⁶⁰ Co	31%	¹³⁴ Cs	8%	¹³⁷ Cs	49%				
	元素 / 化合物	実廃棄物代表成分の放射能																
⁵⁴ Mn	9%																	
⁵⁸ Co	2%																	
⁶⁰ Co	31%																	
¹³⁴ Cs	8%																	
¹³⁷ Cs	49%																	
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃度 (範囲) g/l</th></tr><tr><td>ホウ酸ナトリウム又はホウ酸</td><td>200 to 330</td></tr><tr><td>界面活性剤</td><td>1 to 10</td></tr><tr><td>洗濯生成分 (石けん、リン酸又は重合リン酸を含むビルダー)</td><td>5 to 30</td></tr><tr><td>除染剤 硫酸バリウム フェロシアン化カリ又はフェロシアン化コバルト 硫酸アルミニウム</td><td rowspan="5">変動大きく不明</td></tr><tr><td></td></tr><tr><td></td></tr><tr><td></td></tr><tr><td></td></tr></table>	元素 / 化合物	濃度 (範囲) g/l	ホウ酸ナトリウム又はホウ酸	200 to 330	界面活性剤	1 to 10	洗濯生成分 (石けん、リン酸又は重合リン酸を含むビルダー)	5 to 30	除染剤 硫酸バリウム フェロシアン化カリ又はフェロシアン化コバルト 硫酸アルミニウム	変動大きく不明							
元素 / 化合物	濃度 (範囲) g/l																	
ホウ酸ナトリウム又はホウ酸	200 to 330																	
界面活性剤	1 to 10																	
洗濯生成分 (石けん、リン酸又は重合リン酸を含むビルダー)	5 to 30																	
除染剤 硫酸バリウム フェロシアン化カリ又はフェロシアン化コバルト 硫酸アルミニウム	変動大きく不明																	

廃棄物の種類		固 化 体 名	試 験 項 目（方法）	試験結果・研究機関														
廃棄物名	廃棄物の組成																	
使用済のイオン交換樹脂 （ビーズ状） PWRからのもの	水含有量：45～55 wt % 放射能量： $\beta r \sim 1000 \text{ Ci/m}^3$ $\alpha < 5 \times 10^{-6} \text{ ''}$	polystyrene 廃棄物と固化体との比 （質量） 0.7～0.8 廃棄物濃縮容量 / 最終 の固化体溶量 = 1：1 比重：1～1.1 g/cm ³ 添加物 スチレン 95 % （質量で） Divinylbenzene 1.4 % 解 媒 1.4 % 乳化剤 2.4 %	1. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 （ α , βr による） (2) 放射線分解 （ α , βr による） 2. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出試験 (1) 岩塩層 (2) 海水中 3. 実廃棄物を用いた温度、圧力、浸出構造の実規模試験 4. 基本浸出メカニズム 5. 微生物による変質とその影響 6. 膨張と収縮 7. 相互作用 廃棄物フォーム、容器 処分場地質	Harwell Harwell RisøとKarlsruhe Casaccia Sacloy Risø Risø Risø														
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物中の放射能 (Ci/m³)</th></tr><tr><td>¹³⁴Cs</td><td>3 %</td></tr><tr><td>¹³⁷Cs</td><td>5 %</td></tr><tr><td>⁵⁸Co</td><td>8 %</td></tr><tr><td>⁶⁰Co</td><td>85 %</td></tr><tr><td>⁵⁴Mn</td><td>26 %</td></tr><tr><td>α</td><td>< 5.10⁶</td></tr></table>				元素 / 化合物	実廃棄物中の放射能 (Ci/m ³)	¹³⁴ Cs	3 %	¹³⁷ Cs	5 %	⁵⁸ Co	8 %	⁶⁰ Co	85 %	⁵⁴ Mn	26 %	α	< 5.10 ⁶
	元素 / 化合物				実廃棄物中の放射能 (Ci/m ³)													
	¹³⁴ Cs				3 %													
	¹³⁷ Cs				5 %													
⁵⁸ Co	8 %																	
⁶⁰ Co	85 %																	
⁵⁴ Mn	26 %																	
α	< 5.10 ⁶																	
pH：測定していない 固化への前処理していない																		
非放射性成分																		
<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度（範囲） g/l</th></tr><tr><td>Na⁺</td><td>存在するが測定不能</td></tr><tr><td>Ca²⁺, Mg²⁺</td><td>少 量</td></tr><tr><td>NO₃⁻</td><td>存在するが測定不能</td></tr></table>	元素 / 化合物	濃 度（範囲） g/l	Na ⁺	存在するが測定不能	Ca ²⁺ , Mg ²⁺	少 量	NO ₃ ⁻	存在するが測定不能										
元素 / 化合物	濃 度（範囲） g/l																	
Na ⁺	存在するが測定不能																	
Ca ²⁺ , Mg ²⁺	少 量																	
NO ₃ ⁻	存在するが測定不能																	

廃棄物の種類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方 法)	試 験 結 果 ・ 研 究 機 関
廃棄物名	廃棄物の組成			
使用済のイオン交換樹脂 (ビーズ状)	水含有量：40～60 wt % 放射能量：βr 5～500 Ci/m ³ α 1×10 ⁻⁶ "	Polyester か又は Epoxide の重合体	1. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α, βr による)	Harwell
		添加物 { ポリエステル Norsodyne 129 触媒 Lucidol 40E Dimethyl - anilin 201 Epoxide エポキシ樹脂 XF431 硬化剤 XF348 乳化剤 Silodex24 乾燥廃棄物 / 固化体比 (質量) = 25～30 % 廃棄物濃縮容量 / 最終 の固化体容量 = 1.9 % 比重：1.05～1.25 g / cm ³	(2) 放射線分解 (α, βr による)	Harwell
			2. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出試験 (1) 岩塩層 (2) 海水中	Karlsruhe Casaccia
			3. 実廃棄物を用いた温度、圧 力、浸出構造の実規模試験	Grenoble
			4. 基本浸出メカニズム	Grenoble
			5. マトリックス中の核種の化 学と浸出塩	Fontcnay - an - Roses
			6. 微生物による変質とその影 響	Cadarache
			7. 膨張と収縮	Casaccia
			8. 老化の効果 照射劣化も含む	Casaccia
			9. 機械的性質 流動性、廃棄物とマトリッ クスの共存性	Casaccia Grenoble
	10. 火災の影響		Casaccia	
	11. 氷結、解氷リサイクル	Casaccia		

廃 棄 物 の 種 類		固 化 体 名	試 験 項 目（方法）	試 験 結 果・研究機関				
廃 棄 物 名	廃 棄 物 の 組 成							
Magnox Power Station (CEGB)からの マグノック スコロジオン スラッジ (Magnox 燃料 貯蔵プール水 のスラッジ)	水含有量：80～85 wt % 放射能量： $\beta\gamma$ 湿った状態で35～70 Ci/ m^3 α " 1～2 Ci/ m^3 個々の放射性核種については、求めている。 pH ～ 11 固化への前処理：Hydrocycloneと沈殿による固形体の濃縮 非放射性物質 <table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度（範囲）</th></tr><tr><td>水酸化マグネシウムと 炭酸マグネシウムの混 合物</td><td>ほとんど等量</td></tr></table>	元素 / 化合物	濃 度（範囲）	水酸化マグネシウムと 炭酸マグネシウムの混 合物	ほとんど等量	セメント ポルトランドセメント 廃棄物 / 固化体比 （容積） = 15:1（60%スラッジ） 廃棄物濃縮容量 / 最終 の固化体容量：約2倍 比重：1.23/ cm^3 以上 添加物：なし セメント固化体におけ る水とセメント比： 容量で0.6～1 濃縮物とセメント比 容量で1～3	1. 固化体生成の効果 （inhomogeneities） 廃棄物 / マトリックスの共存性 2. 放射線照射効果 （1）照射劣化 （ α , $\beta\gamma$ による） （2）放射線分解 （ α , $\beta\gamma$ による） 3. 実廃棄物を用いた温度、圧 力、浸出構造の実規模試験 4. 基本浸出メカニズム 5. マトリックス中の核種の化 学と浸出塩 6. 膨張と収縮 7. 老化の効果 照射劣化も含む	Aberdeen Harwell Saclay Aberdeen Fontenay-aux-Roses Aberdeen Aberdeen
元素 / 化合物	濃 度（範囲）							
水酸化マグネシウムと 炭酸マグネシウムの混 合物	ほとんど等量							

廃 棄 物 の 種 類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方 法)	試 験 結 果 ・ 研 究 機 関																										
廃 棄 物 名	廃 棄 物 の 組 成																													
再処理濃縮液 K f K	水含有量：75wt % 放射能量： $\beta\gamma$ 60 Ci/ m^3 α 2 Ci/ m^3 <table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物の放射能 (Ci/m^3)</th></tr><tr><td>239 Pu</td><td>0.3 to 3</td></tr><tr><td>241 Am + 238Pu*</td><td>0.5 to 5</td></tr><tr><td>90 Sr*</td><td>0.5 to 2</td></tr><tr><td>137 Cs*</td><td>2 to 25</td></tr><tr><td>134 Cs*</td><td>0.5 to 2</td></tr><tr><td>他の核分裂生成物*</td><td>3 to 20</td></tr></table> *照射燃料の冷却期間，そして他の液体廃棄物との混合による。 PH：酸性 固化への前処理：PHを8～10に調整 <table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度 (範囲)</th></tr><tr><td>NaNO₃</td><td>300 - 400</td></tr><tr><td>Na₂ (PO₄)₃</td><td>5 - 25</td></tr><tr><td>NaCl + NaF</td><td>5 - 15</td></tr><tr><td>界面活性剤</td><td>少 量</td></tr><tr><td>TBP</td><td>少 量</td></tr></table>	元素 / 化合物	実廃棄物の放射能 (Ci/ m^3)	239 Pu	0.3 to 3	241 Am + 238Pu*	0.5 to 5	90 Sr*	0.5 to 2	137 Cs*	2 to 25	134 Cs*	0.5 to 2	他の核分裂生成物*	3 to 20	元素 / 化合物	濃 度 (範囲)	NaNO ₃	300 - 400	Na ₂ (PO ₄) ₃	5 - 25	NaCl + NaF	5 - 15	界面活性剤	少 量	TBP	少 量	アスファルト (Ebana 15) 乾燥廃棄物 / 固化体比 = 40/60 廃棄物濃縮容量 / 最終 の固化体容積 1.6～1.7 比重：1.3 g / cm^3 添加物：なし	1. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α , $\beta\gamma$ による) (2) 放射線分解 (α , $\beta\gamma$ による) 2. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出 (1) 試験 (岩塩層) (2) " (粘土層) 3. 実廃棄物を用いた温度，圧 力，浸出構造の実規模試験 4. マトリクス中の核種の化学 と浸出塩 5. 微生物による変質とその影 響 6. 膨張と収縮 7. 老化の効果 (照射劣化も含む) 8. 相互作用 廃棄物フォーム 容器 処分場地質 9. 火災の影響	Harwell Karlsruhe Saclay Fontenay-aux-Roses Ris ϕ Ris ϕ Mol Ris ϕ Karlsruhe
元素 / 化合物	実廃棄物の放射能 (Ci/ m^3)																													
239 Pu	0.3 to 3																													
241 Am + 238Pu*	0.5 to 5																													
90 Sr*	0.5 to 2																													
137 Cs*	2 to 25																													
134 Cs*	0.5 to 2																													
他の核分裂生成物*	3 to 20																													
元素 / 化合物	濃 度 (範囲)																													
NaNO ₃	300 - 400																													
Na ₂ (PO ₄) ₃	5 - 25																													
NaCl + NaF	5 - 15																													
界面活性剤	少 量																													
TBP	少 量																													

廃棄物の種類			固 化 体 名	試 験 項 目（方法）	試験結果・研究機関
廃棄物名	廃棄物の組成				
蒸発器濃縮液 （再処理研究所 からの液体廃 棄物） WAK	水含有量：75～80 wt%（乾燥抽出物350～450 g/l） 放射能量： $\beta\gamma$ 10～40Ci/m ³ α 1～10 "		セメント ポルトランドセメント 35 F 高炉セメント 35L-NW/Hs 乾燥廃棄物/固化体比 （質量）= 1/9 廃棄物濃縮容量/最終 の固化体容積（体積増） = 1.67～1.43 比重：2.0 g/cm ³ 添加物： natural Ca-bentonite 5 Wt % セメント固化体における 水とセメント比（重量） 0.4 濃縮物とセメント比 （比重） 0.5	1. 固化体生成上の効果 （inhomogeneities） 廃棄物とマトリックスとの 共存性 2. スケールアップ効果 3. 放射線照射効果 （1）照射劣化 （ α , $\beta\gamma$ による） （2）放射線分解 （ α , $\beta\gamma$ による） 4. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出試験 岩塩層 5. 実廃棄物を用いた温度、圧 力浸出構造の実規模試験 6. 基本浸出メカニズム 7. マトリックス中の核種の化 学と浸出塩 8. 膨張と収縮 9. 老化の効果 照射劣化も含む 10. 相互作用 廃棄物フォーム、容器 処分場地質 11. 火災の影響	Aberdeen <

廃棄物の種類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方 法)	試験結果・研究機関
廃棄物名	廃棄物の組成			
非放射性的試験では、CsとSrそれぞれ10g/lを使用した。	元素 / 化合物			
	濃 度 (範囲)			
	NaNO ₃			
	300			
	Al			
	0.23			
	Ca			
	1.5			
	Cr			
	0.08			
	Cu			
	0.15			
	Fe			
	0.38			
	K			
	0.08			
	Mg			
	0.75			
	Mn			
	0.08			
	Mo			
	0.38			
	Ni			
	0.08			
	Ru			
	0.15			
	Zn			
	0.15			
	Zr			
	0.08			
	シュウ酸ナトリウム			
	5			
	酒石酸ナトリウム			
	5			
	EDTA			
	1			
	NaF			
	1			
	Marlox FX64			
	1			
	Marlophen 812			
	1			
	Na ₂ HPO ₄			
	5			
	クエン酸ナトリウム			
	5			
	TBP			
	0.2 (sat)			
	PBP			
	0.2			
	ケロシン			
	0.2 (sat)			

廃棄物の種類		固 化 体 名	試 験 項 目（方法）	試験結果・研究機関																																	
廃棄物名	廃棄物の組成																																				
化学的な沈殿 操作からのス ラッジ (再処理スラ ッジ)	水含有量：90 wt % pH 8.5 放射能量： βr 70 ~ 850 Ci/m ³ α 0.3 ~ 0.8 Ci/m ³	アスファルト SHELL MEXPHALTER 90-40 乾燥廃棄物 / マトリッ クス比（質量） = 35 ~ 45 % 廃棄物濃縮容量 / 最終 固化体容量 = 2 ~ 8 比重：1.4 ~ 1.6 g/cm ³ 添加物：界面活性剤	1. 微生物による変質とその影 響 2. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 (α , βr による) (2) 放射線分解 (α , βr による) 3. 実廃棄物を用いた温度、圧 力浸出構造の実規模試験 4. マトリックス中の核種の化 学と浸出塩	Cadaraeche Havwell Saclay Fontenay-aux-Roses																																	
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物中の放射能 (Ci/m³) (計算値)</th></tr><tr><td>⁹⁰Sr + ⁹⁰Y</td><td>1 to 20</td></tr><tr><td>⁹⁵Zr</td><td>0.5 to 20</td></tr><tr><td>⁹⁵Nb</td><td>0.7 to 80</td></tr><tr><td>¹⁰⁶Ru + ¹⁰⁶Rh</td><td>30 to 700</td></tr><tr><td>¹²⁵Sb</td><td>0.2 to 20</td></tr><tr><td>¹³⁴Cs</td><td>2 to 50</td></tr><tr><td>¹³⁷Cs + ^{137m}Ba</td><td>6 to 200</td></tr><tr><td>¹⁴⁴Ce + ¹⁴⁴Pr</td><td>24 to 100</td></tr><tr><td>Pu total</td><td>5.9 to 8.5 g/m³</td></tr><tr><td>同位体組成 %</td><td></td></tr><tr><td>²³⁶Pu</td><td>5.6</td></tr><tr><td>²³⁸Pu</td><td>1.8</td></tr><tr><td>²³⁹Pu</td><td>58.3</td></tr><tr><td>²⁴⁰Pu</td><td>22.7</td></tr><tr><td>²⁴¹Pu</td><td>12.2</td></tr><tr><td>²⁴²Pu</td><td>5</td></tr></table>		元素 / 化合物	実廃棄物中の放射能 (Ci/m ³) (計算値)	⁹⁰ Sr + ⁹⁰ Y	1 to 20	⁹⁵ Zr	0.5 to 20	⁹⁵ Nb	0.7 to 80	¹⁰⁶ Ru + ¹⁰⁶ Rh	30 to 700	¹²⁵ Sb	0.2 to 20	¹³⁴ Cs	2 to 50	¹³⁷ Cs + ^{137m} Ba	6 to 200	¹⁴⁴ Ce + ¹⁴⁴ Pr	24 to 100	Pu total	5.9 to 8.5 g/m ³	同位体組成 %		²³⁶ Pu	5.6	²³⁸ Pu	1.8	²³⁹ Pu	58.3	²⁴⁰ Pu	22.7	²⁴¹ Pu	12.2	²⁴² Pu	5	1Ci= PWR Pu の10 g
	元素 / 化合物	実廃棄物中の放射能 (Ci/m ³) (計算値)																																			
	⁹⁰ Sr + ⁹⁰ Y	1 to 20																																			
	⁹⁵ Zr	0.5 to 20																																			
	⁹⁵ Nb	0.7 to 80																																			
	¹⁰⁶ Ru + ¹⁰⁶ Rh	30 to 700																																			
	¹²⁵ Sb	0.2 to 20																																			
	¹³⁴ Cs	2 to 50																																			
	¹³⁷ Cs + ^{137m} Ba	6 to 200																																			
¹⁴⁴ Ce + ¹⁴⁴ Pr	24 to 100																																				
Pu total	5.9 to 8.5 g/m ³																																				
同位体組成 %																																					
²³⁶ Pu	5.6																																				
²³⁸ Pu	1.8																																				
²³⁹ Pu	58.3																																				
²⁴⁰ Pu	22.7																																				
²⁴¹ Pu	12.2																																				
²⁴² Pu	5																																				

廃 棄 物 の 種 類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方 法)	試 験 結 果 ・ 研 究 機 関														
廃 棄 物 名	廃 棄 物 の 組 成																	
	<table><tr><th>元 素 / 化 合 物</th><th>乾 燥 物 と し て の 濃 度 (%)</th></tr><tr><td>第 1 鉄 か 又 は コ バ ル ト 化 合 物</td><td>5 t o 10</td></tr><tr><td>フ ェ ロ シ ア ン 化 カ リ と フ ェ ロ シ ア ン 化 ニ ッ ケ ル</td><td>7 t o 10</td></tr><tr><td>硫 酸 バ リ ウ ム</td><td>50 t o 75</td></tr><tr><td>水 酸 化 チ タ ン</td><td>2 t o 5</td></tr><tr><td>硝 酸 ナ ト リ ウ ム</td><td>15 t o 30</td></tr><tr><td>T B P</td><td>少 量</td></tr></table>	元 素 / 化 合 物	乾 燥 物 と し て の 濃 度 (%)	第 1 鉄 か 又 は コ バ ル ト 化 合 物	5 t o 10	フ ェ ロ シ ア ン 化 カ リ と フ ェ ロ シ ア ン 化 ニ ッ ケ ル	7 t o 10	硫 酸 バ リ ウ ム	50 t o 75	水 酸 化 チ タ ン	2 t o 5	硝 酸 ナ ト リ ウ ム	15 t o 30	T B P	少 量			
元 素 / 化 合 物	乾 燥 物 と し て の 濃 度 (%)																	
第 1 鉄 か 又 は コ バ ル ト 化 合 物	5 t o 10																	
フ ェ ロ シ ア ン 化 カ リ と フ ェ ロ シ ア ン 化 ニ ッ ケ ル	7 t o 10																	
硫 酸 バ リ ウ ム	50 t o 75																	
水 酸 化 チ タ ン	2 t o 5																	
硝 酸 ナ ト リ ウ ム	15 t o 30																	
T B P	少 量																	

廃棄物の種類		固 化 体 名	試験項目（方法）	試験結果・研究機関																		
廃棄物名	廃棄物の組成																					
種々のα汚染 廃棄物 他の廃棄物 を含む 再処理スラ ッジ	水含有量：一定していない 放射能量：βγ一定していないが無視できる量 α ²³⁹ Pu 酸化物として重量で1/2 %以上 Uの酸化物として重量で1/2 %以上	焼却炉のスラッジ 乾燥廃棄物 / 固化体比 （質量） 測定していない	1. 放射線照射効果 (1) 照射劣化 （α, βγ による） (2) 放射線分解 （α, βγ による）	Harwell と Mol Harwell																		
	pH値： 測定してい ない	粒状の容積 / 最終の固 化体容積：～2	2. 浸出性研究 模擬処分条件での浸出 試験 粘土層	Mol																		
	固化への前処 理：	比重：粒状1.7～1.8 g / cm ³ プレスしたもの 3.4～3.7 g / cm ³	3. 基本浸出メカニズム	Mol																		
	焼 却 粉 碎 混 合	添加物：使用してい ない	4. 相互作用 廃棄物フォーム 容器 処分場地質	Mol																		
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>実廃棄物中の 放射能 (Ci/m³)</th></tr><tr><td>分類不能</td><td>—</td></tr></table>	元素 / 化合物	実廃棄物中の 放射能 (Ci/m ³)	分類不能	—		5. 熱影響	Mol														
元素 / 化合物	実廃棄物中の 放射能 (Ci/m ³)																					
分類不能	—																					
	<table><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度 (範囲) w/%</th></tr><tr><td>1. 廃棄物</td><td></td></tr><tr><td>紙</td><td>20～50</td></tr><tr><td>プラスチック</td><td>10～40</td></tr><tr><td>イオン交換樹脂</td><td>1～5</td></tr><tr><td>化学スラッジ</td><td>5～10</td></tr><tr><td>金 属</td><td>5～10</td></tr><tr><td>ガラス</td><td>5～10</td></tr><tr><td>水</td><td>5～20</td></tr></table>	元素 / 化合物	濃 度 (範囲) w/%	1. 廃棄物		紙	20～50	プラスチック	10～40	イオン交換樹脂	1～5	化学スラッジ	5～10	金 属	5～10	ガラス	5～10	水	5～20			
元素 / 化合物	濃 度 (範囲) w/%																					
1. 廃棄物																						
紙	20～50																					
プラスチック	10～40																					
イオン交換樹脂	1～5																					
化学スラッジ	5～10																					
金 属	5～10																					
ガラス	5～10																					
水	5～20																					

廃 棄 物 の 種 類		固 化 体 名	試 験 項 目 (方 法)	試 験 結 果 ・ 研 究 機 関																																		
廃 棄 物 名	廃 棄 物 の 組 成																																					
	<table><thead><tr><th>元素 / 化合物</th><th>濃 度 (範囲) w/%</th></tr></thead><tbody><tr><td>2. 処理プロダクト</td><td></td></tr><tr><td>SiO₂ 50-70</td><td>50 - 70</td></tr><tr><td>FeO+FeO₃</td><td>10 - 30</td></tr><tr><td>Al₂O₃</td><td>5 - 0</td></tr><tr><td>CuO</td><td>0 - 10</td></tr><tr><td>アルカリ酸化物</td><td>5 - 10</td></tr><tr><td>アルカリ土類酸化 物, 他の酸化物</td><td>5 - 10</td></tr><tr><td>(Mo, Cr, Tl, Ni,)</td><td>0 - 5</td></tr><tr><td>3. 非放射性生成物</td><td></td></tr><tr><td>SiO₂</td><td>54 - 61</td></tr><tr><td>Al₂O₃</td><td>0 - 8</td></tr><tr><td>FeO</td><td>0 - 20</td></tr><tr><td>Fe₂O₃</td><td>0 - 23</td></tr><tr><td>アルカリ酸化物</td><td>5 - 13</td></tr><tr><td>アルカリ土類酸化 物</td><td>8 - 11</td></tr><tr><td>他の酸化物</td><td>0 - 10</td></tr></tbody></table>	元素 / 化合物	濃 度 (範囲) w/%	2. 処理プロダクト		SiO ₂ 50-70	50 - 70	FeO+FeO ₃	10 - 30	Al ₂ O ₃	5 - 0	CuO	0 - 10	アルカリ酸化物	5 - 10	アルカリ土類酸化 物, 他の酸化物	5 - 10	(Mo, Cr, Tl, Ni,)	0 - 5	3. 非放射性生成物		SiO ₂	54 - 61	Al ₂ O ₃	0 - 8	FeO	0 - 20	Fe ₂ O ₃	0 - 23	アルカリ酸化物	5 - 13	アルカリ土類酸化 物	8 - 11	他の酸化物	0 - 10			
元素 / 化合物	濃 度 (範囲) w/%																																					
2. 処理プロダクト																																						
SiO ₂ 50-70	50 - 70																																					
FeO+FeO ₃	10 - 30																																					
Al ₂ O ₃	5 - 0																																					
CuO	0 - 10																																					
アルカリ酸化物	5 - 10																																					
アルカリ土類酸化 物, 他の酸化物	5 - 10																																					
(Mo, Cr, Tl, Ni,)	0 - 5																																					
3. 非放射性生成物																																						
SiO ₂	54 - 61																																					
Al ₂ O ₃	0 - 8																																					
FeO	0 - 20																																					
Fe ₂ O ₃	0 - 23																																					
アルカリ酸化物	5 - 13																																					
アルカリ土類酸化 物	8 - 11																																					
他の酸化物	0 - 10																																					

表 3 - 9 計 画 試 験 結 果

処 理 対 称 物	固 化 対 名	試 験 目 的	試 験 条 件 ・ パ ラ メ ー タ			試 験 結 果	国 ・ 研 究 機 関
非放射性の試料 スラッジ+TBP スラッジ+顆粒状の 樹脂	アスファルト Mexphalate R 90/40 bitumen	生物学的な効果 炭化水素を破壊する菌 や酵母などのバクテリア が自然界に存在して おり、これらがアスフ ァルト固化した廃棄物 に影響を与えるだろう ということが予想され る。 どこでどのようなバ クテリアがどんな影響 をするのかを定性的、 定量的に評価する。 アスファルトに対す る生物学的な影響は、 まだ明らかにされてい ない。	生物学的な効果を見るために、あらか じめ ^{60}Co 205,000 Ci の線源を用い て照射した。照射線量は、10^9ラド。 ガラス容器に培養液で培養した培養菌 と普通の土壌から採取した菌とを混合し た土壌をガラス容器に詰め、その中にア スファルト固化した試料を入れて長期間 観察する。 土壌（ガラス容器）は、定温、定湿と し暗所に保管しておく。…6ヶ月間試験 する。 実験に使用した土壌は、La Hague の現貯蔵場からもって来た。			浸出機構に生物学的な効果がか なり大きく係わり合うということが分 った。そしてその効果は、時間が経 過するほど大きくなるということが 分った。 (具体的な数字の記載はなかった)	フランス Cadarache
				La Hague から持って 来た土壌	LaHagueの 土壌にPeat を加えた		
			pH	4.7	5.0		
			乾燥物質 %	96.6	78.3		
			有機物質 %	3.5	7.3		
			O ₂ 含有量 (mg/g 乾燥 物質)				
			5 日で	14	107		
			15 日で	34	286		
			CO ₂ 含有量 (mg/g 乾燥 物質)				
			5 日で	0.05	0.08		
			15 日で	0.07	0.13		

処理対象物	固化体名	試験目的	対象条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
			バクテリアの生物学的な作用を評価するために、ATPを測定した。 ATP=Adenosine triphosphate =生きた有機・組織体の運動エネルギーとしてたくわえられているもの。 ATP濃度の測定は、Amico-Chem-Glow光度計で行なう。 (Luciferin-Luciferase と呼ばれる特別の酵素と接解している場合に放出するエネルギーを測定する。)		

実験期間：1981年10月から実施されて進行中，1982年3月まで続けられる。

試験条件：(1) 栓を開放して空気を入れた状態のもの（aerobic）

(2) 栓が閉められ，容器内にアルゴンを入れたもの（anaerobic）

(3) (1)と(2)の状態に無菌水の少量を加えたもの（aerobic）

これらの条件のもとで，3つの試料についてそれぞれ試験した。

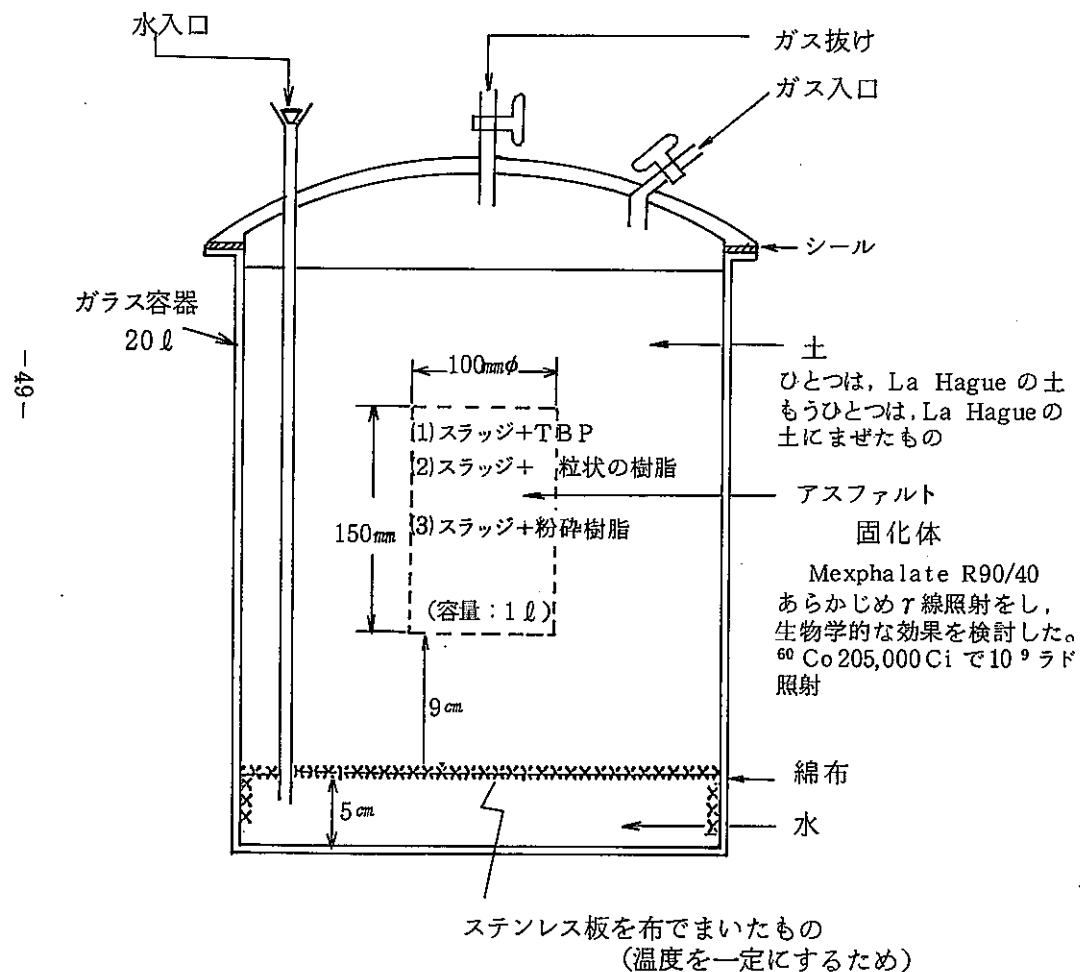


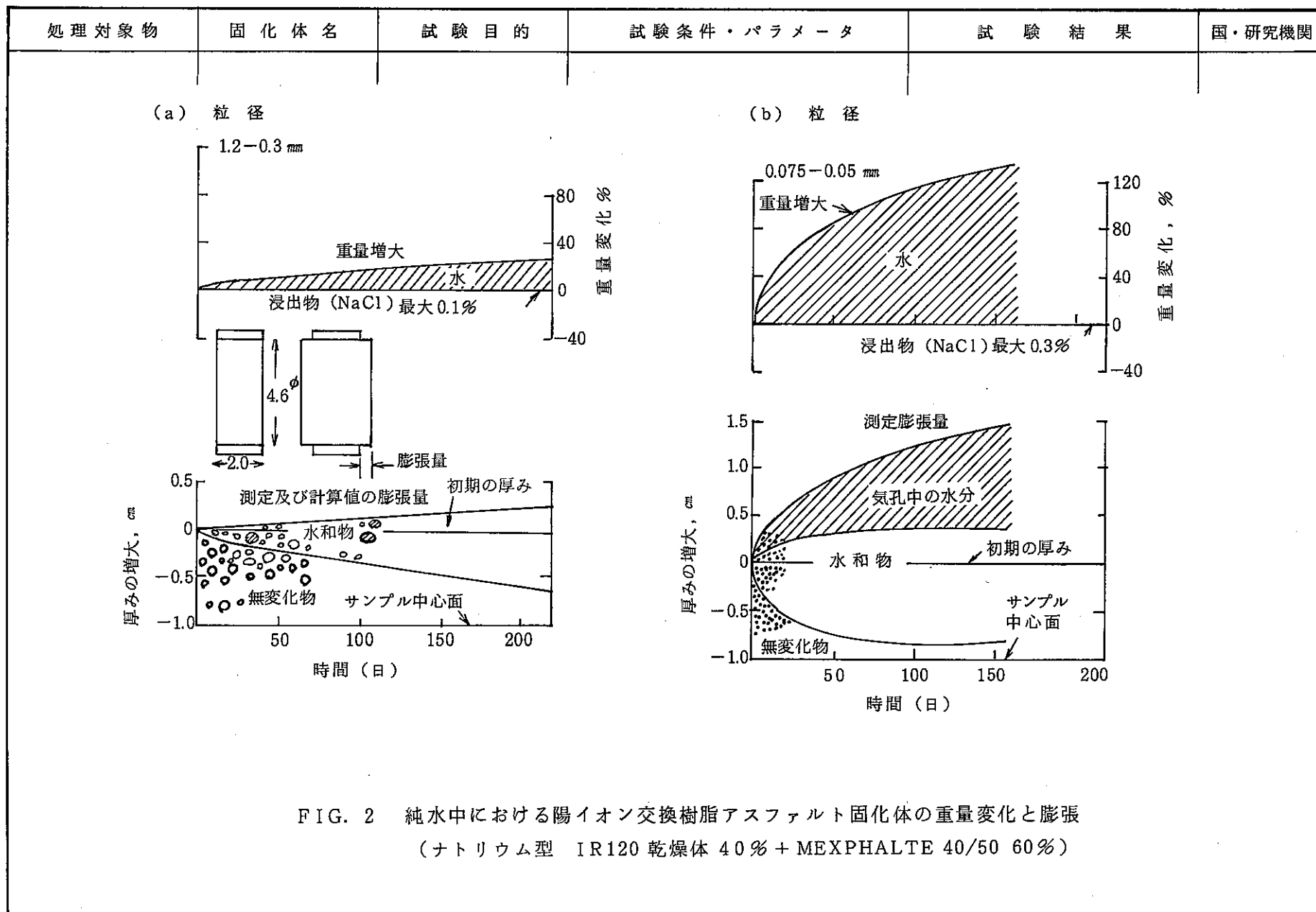
Fig. 1 ガラス容器内詳細図

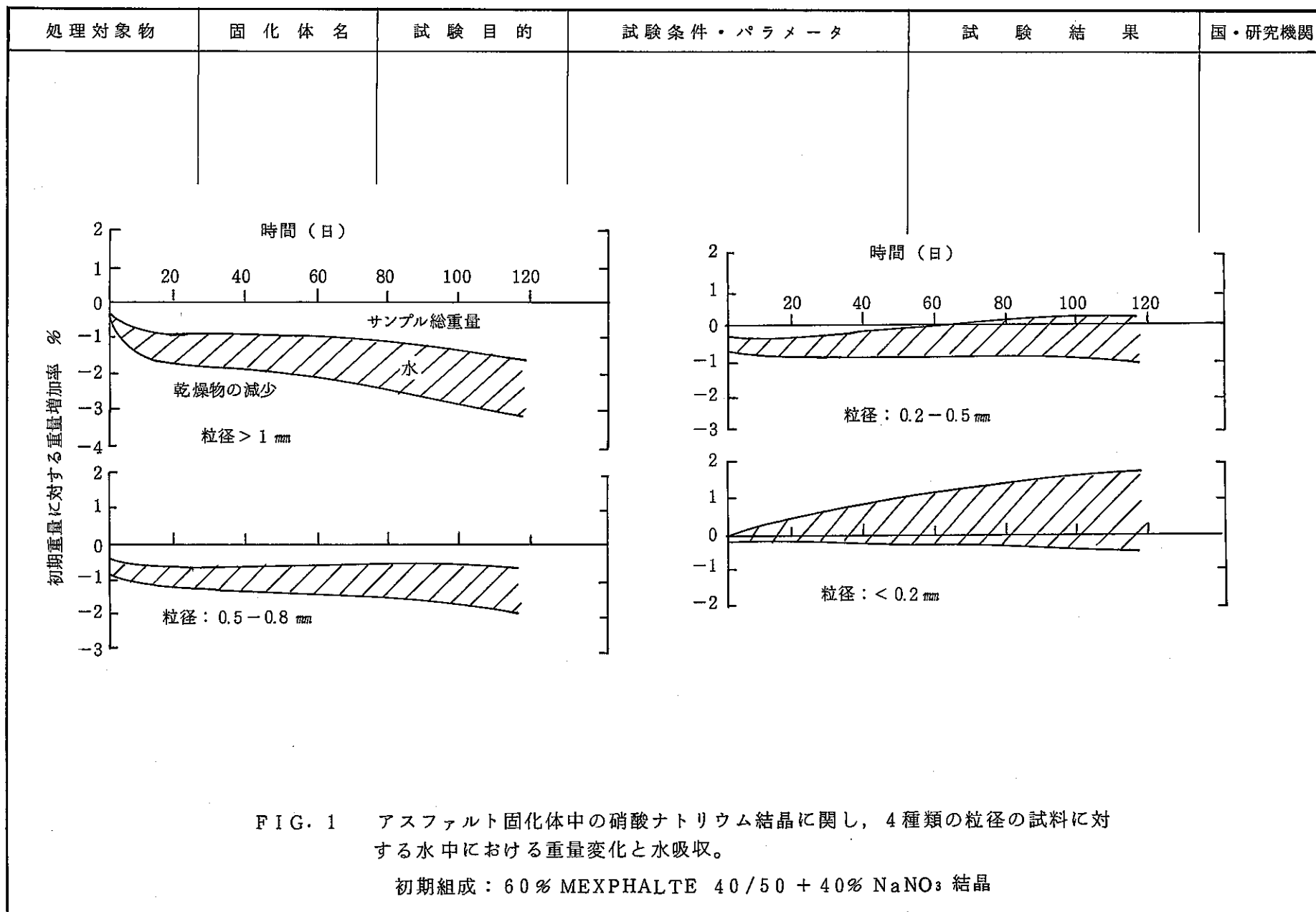
廃棄物の種類	試料No	重量 g	乾燥体 %	H ₂ O %	TBP %	密度 g/cm ³	軟化点 ℃
MASTE 3-DIC 3 3.5%の乾燥体を 含有する溶媒残渣 ハイフラン 120 中に TBP を 69 容量% 含む。	1	2278	39.11	0.5	2.9	1.361	93-91
	2	2232					
	3	2386					
	4	2309					
	5	2317					
	6	2157					
	7	2145					
	8	2281					
	9	2266					
粒状樹脂 アンバーライト 陰イオン樹脂 120 陽イオン樹脂 400 = 体積で 4	10	1536	37.49	1.32	—	1.127	104-102.5
	11	1463					
	12	1458					
	13	1446					
	14	1478					
	15	1448					
	16	1388					
	17	1444					
	18	1431					
50% NaNO ₃ を 飽和した粉碎樹脂 陽イオン/陰イオン の重量比 = 1.5	19	1853	44.24	1.96	—	1.136	113.5-111.5
	20	1879					
	21	1828					
	22	1877					
	23	1869					
	24	1828					
	25	1857					
	26	1865					
	27	1850					

処 理 対 象 物	固 化 体 名	試 験 目 的	試 験 条 件 ・ パ ラ メ ー タ	試 験 結 果	国 ・ 研 究 機 関
陽イオン交換樹脂	ビチューメン（アスファルト）	アスファルト固化体が微生物によってどう影響を受けるか。	^{134}Cs と ^{60}Co の浸出率の比較検討 土壌中にしみ込んで来るアスファルトの量をキシレンで抽出し測定する。 アスファルトを土壌中に埋めこんでおく方法	^{137}Cs について $10^5 \sim 10^{-6} \text{ cm/day}$ の浸出率であった。 長期間の効果がどのようなになるか、その評価をする必要があるので実験をさらに続けていく。	デンマーク RIS φ

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
(1) 無水硫酸ナトリウム結晶	アスファルト 60% Mexphalte 40/50 に、40% 乾燥廃棄物を加えたもの。	アスファルト固化体の水分摂取による膨張の評価 $\left(\begin{array}{l} \text{この測定方法につ} \\ \text{いては、現在も開} \\ \text{発されて来ている。} \end{array} \right)$ 重合体（アスファルト）で固化された物質に対してまず初めにおこる現象は、固化体中への水の吸収（拡散）である。 このためこの現象の評価をするため、水的作用を理解する必要がある。 固化体への水分摂取は、体積膨張をおこす。この現象は、安全評価に重要であり調査しなければならない。	(1) 固化体を放置しておく (2) 固化体の片方の面を水につけておく 固化された廃棄物の粒子サイズが重要なパラメータとなる。	水中において無水硫酸ナトリウムの結晶は、不安定であり、純粋な粒子結晶の場合には、とりわけ非常に速い速度と大きな割合で水を吸収し、適度な膨張を示した。 （具体的な数字は、記載されていない）	

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
(2) 硝酸ナトリウム結晶 (3) 乾燥陽イオン交換樹脂			4つの異なる粒子について測定した。粒子サイズのちがいによる重量減少を求めた。 6ページ図に示す。 陽イオン交換樹脂の異なった粒子経を持つ2つの試料について水の吸収効果を求めた。 5ページ図に示す。	水の吸収は、硫酸ナトリウムの場合よりかなり少ないが、無視できるものでもない。 (1) 顆粒状の樹脂の水吸収は、明らかにゆっくりである。安定した(一定の)割合で長期間吸収していく。 (2) 粉末状の樹脂の水吸収は、非常に速い。相当量の水が膨張した樹脂の気孔の中に遊離水として含まれているだろう。 50%近くの気孔に水が吸収された。 無酸素状態での樹脂の前処理は、300~350℃で実施したのでは不十分であると考えられたが、400℃で実施すれば、樹脂をアスファルト固化した固化体の膨張に対して、それをかなり少なくする改良となった。	





処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関			
ゼオライト	セメント 普通ポルトランド セメント	セメント固化したゼオライト固化体の体積膨張について セメントとゼオライトの相互作用	ゼオライトの粒子径を変えてセメントに固化した固化体を水中に保存しておく1ヶ月間におこった変化を観察した。	(1) 混入物のない（ゼオライトを入れていない）セメントペーストを水中におくとわずかに収縮する。 (2) ゼオライトを混入すると、ゼオライトによるものと考えられる膨張がおこる。この膨張は、試料保存の24時間以内におこる。それ以降については、膨張はほとんどない。 (3) 全体的に膨張は、2～3%のオーダーである。 (4) 混入するゼオライト粉の累積細孔分布が大きいと膨張度も大きくなる。 ゼオライト粉 0.280cm ³ /g の2.3%に対してゼオライト粉 0.488cm ³ /g で2.6%。 (5) (4)の膨張は小さいが、試料が大きくなった場合には、クラックを引きおこし問題となる。 (6) このクラッキングは、他のゼオライトでもおこることが報告されている。	イギリス aberdeen			
ZEOLON400 Clinoptilolite Na _{2.3} K _{1.7} Ca _{0.5} Mg _{0.2} Al _{0.2} (Si ₃₀ Al ₆)O ₇₂ ·24H ₂ O Si/Al比 5.3以下 試料の直径分っていない ZEOLON700 Ferrierite Na _{1.3} K _{1.4} Mg _{0.6} (Si _{31.6} Al _{4.4})O ₇₂ ·18H ₂ O Si/Al比 3.2～6.2 試料の直径12.5 μm	立方体のタイプ	保存中の立方体の膨張度 %						試料の作成 加圧成型法で作成炭酸ガスを全て取りさった 水/セメント比： 0.2～0.6 混合重量：成型圧力が9 MPa 近くになるように選択 成型後試料を高温度下に24時間放置した 上記方法で作成した試料を2組にし、一方を蒸留水を下に張ったデシケータの中に保管した。さらに温度を、18℃近辺にしておいた（加湿保存） もう一方を、プラスチック容器に密封し、水中に保管した（水中保存）
	加湿保存	—	—	—	—	—	2.4	
	Z400（ドープなし） ゼオライト粉の累積細孔分布 0.280cm ³ /g 水中保存	—	—	—	—	—	2.3	
	加湿保存	—	—	—	—	—	2.8	
	Z700（ドープなし） ゼオライト粉の累積細孔分布 0.488cm ³ /g 水中保存	—	—	—	—	—	2.6	
	Cs-Z400 加湿保存	2.0	2.2	2.1	—	—	2.3	
	水中保存	2.0	2.1	2.1	—	—	2.4	
	Cs-Z700 加湿保存	2.8	2.5	—	—	2.3	2.5	
	水中保存	2.8	2.3	—	—	2.4	2.3	
	Sr-Z400 加湿保存	2.1	—	—	2.2	—	2.4	
	水中保存	2.1	—	—	2.0	—	2.2	
	Sr-Z700 加湿保存	2.9	2.4	2.6	2.5	—	2.5	
	水中保存	2.9	2.8	2.5	2.2	—	2.3	

立方体のタイプ	平均重量 g	W/C 水・セメント比	成型圧力 MPa	圧縮強度 MPa	7日間	34日間
100% OPC	0.6116	0.25	7.7	66.7	—	—
50% ドープなし Z400*	0.5074	0.62	6.0	25.5	47.4	—
50% ドープなし Z700*	0.5528	0.50	10.5	30.6	64.1	—
50% Cs ⁺ ドープあり Z400	0.5532	0.56	11.7	40.5	66.3	—
50% Cs ⁺ ドープあり Z700	0.5412	0.46	11.2	42.8	45.5	—
50% Sr ²⁺ ドープあり Z400	0.5389	0.52	11.7	28.0	47.1	—
50% Sr ²⁺ ドープあり Z700	0.5259	0.46	10.6	35.8	32.1	—

* Z400—Clinoptilolite
Z700—Ferrierite

立方体のタイプ	平均重量 g	W/C 水/セメント比	成型圧力 MPa	圧縮強度 MPa	7日間	34日間
100% OPC	0.6116	0.25	7.7	66.7	—	—
50% ドープなし Z400*	0.5074	0.62	6.0	25.5	47.4	—
50% ドープなし Z700*	0.5528	0.50	10.5	30.6	64.1	—
50% Cs* ドープあり Z400	0.5532	0.56	11.7	40.5	66.3	—
50% Cs* ドープあり Z700	0.5412	0.46	11.2	42.8	45.5	—
50% Sr* ¹ ドープあり Z400	0.5389	0.52	11.7	28.0	47.1	—
50% Sr* ² ドープあり Z700	0.5259	0.46	10.6	35.8	32.1	—

* Z400 - Clinoptilolite
Z700 - Ferrierite

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
高レベル放射性廃棄物	ガラス又はセラミック	放射線効果による体積膨張と収縮について ガラス及び結晶性の固体に対する放射線損傷は、それらの標準格子から原子が欠損することにより生ずる。これが体積減少や変色をおこすことになる。ガラスでは、体積減少と失透現象をおこす。これは照射量に関係するのでこれを調査する。	α 線照射と γ 線照射についての比較 α 粒子は、4～6 MeV と大きなエネルギーを持つ大きな原子欠損をおこす。 γ 線照射は、固体との相互作用によりイオン化及びごく小さな欠損をおこす。	(1) 原子欠損による体積変化は、線量が 5×10^9 ラド以下でははっきりしなかった。 (2) ガラスでは、 2×10^{11} ラドにおいて、1%の体積減少で飽和した。 (3) 結晶質の材料では、 $2 \sim 20 \times 10^{11}$ ラドで10%の体積減少で飽和した。 (4) 様々な仕様のガラス又はセラミック製の模擬固化体は、体積変化をおこさない程度の線量範囲であれば、種々の核種の浸出率に影響しない。	
中レベル廃棄物 (再処理濃縮液) ($5 \text{ Ci}/\text{m}^3$)	セメント	放射線効果による体積膨張と収縮について セメントに対する放射線損傷は、原子欠損及び放射線分解によるものである。 固化する処理対象物に含まれている放射性物質からの照射効果について調査する。	セメントに対する放射線欠損の効果が他のセラミックやガラスと同じ線量・ 5×10^9 ラドで生ずると仮定する。 参考文献 (1) R.O LOKKEN: PNL 2654, 1978, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington. (2) N.E.BIBLER., S.C.AIKEN: DPST-78-150-1, 1978. (3) H.MOECKEL and R.KOESTER: Atomke- rnergie Kerntechnik 37(4), 1981, 245-248.	$5 \text{ Ci}/\text{m}^3$ の廃液を固化して、 5×10^9 ラドの線量を受ける 10^4 年後に体積変化(減少)が予想される(α 照射で)。 $\beta \gamma$ 核種が存在すると水和結合の放射線分解が同時におこるので、 α 照射の効果にプラスされて、さらにその効果は複雑になるだろう。 固化される廃棄物とセメントとの相互作用は、放射線分解によって生ずる生成物が、固化環境と相互作用をおこし、増々複雑となる。	

処 理 対 象 物	固 化 体 名	試 験 目 的	試 験 条 件 ・ パ ラ メ ー タ	試 験 結 果	国 ・ 研 究 機 関
有 機 物	セメント	有機材料が放射線照射によって体積膨張をおこす。この膨張を理論的に予測しようとする調査	膨張の度合が、線量率と照射される材料の寸法によって異なるということが分っているので、ここでは、小さな試料からドラム缶に固化したような大きな試料について調査をする。 (1) 試料を ^{60}Co 0.1M R/h のものを使用して、4×10^7 ラドまで γ 線照射をした。 (2) さらにその試料を、28 日間常温で水中に保存した。	この理論は、アスファルトのような粘性材料には適用できるが、熱硬化性の樹脂のような粘弾性材料にまでこの理論を適用するためには、かなりの研究が必要である。 理論予測計算プログラムが作成されている。 プログラムは、アスファルトの膨張に適した貯蔵、処理パラメータを決定するために、異なる実験条件に関してモデル化したものである。 (1) 強度面に著しい影響が見られた。 (2) (1)の変化を観察する研究は、現在も引き続き実施されており、現時点では結論は出ていない。	イギリス HARWELL
ポリエステル		水を含むものと水を含まないものについて調査	水を含むものと水を含まないものについて調査 5×10^8 ラドまで照射	(1) 乾燥した試料：測定可能な膨張は見られなかった。 (2) 水分を 50V/o 含む試料は、10^8 ラドで膨張が観察されはじめ、5×10^8 ラドまでで 4% の体積増加が有った。	

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
	セメント	老化 (Ageing effect) 廃棄物の貯蔵場所では高温が発生すると予測されるので、高温に対する効果を評価しておく。 100~140 ℓ という大容積のセメント固化体は、貯蔵環境で何らかの作用で100℃以上にされることが予想される。 ポルトランドセメントは、水酸化物として $\text{Ca}(\text{OH})_2$ を生成する。さらに遊離した Na や K もアルカリ性を示す。ところがこれらは、クラックの生成や雨水そして土壌中の水の浸透によってアルカリ性を失ない劣化の原因となる。さらにセメントへ Pozzolans (高シリカセメント添加剤の総称) を加えることは、Ca^{2+} イオンの移動を促進する。そしてこれは温度によって影響を受ける。	オートクレーブ (圧力容器) を使用して実験を行なう。 オートクレーブの温度は、200℃ 以下である。 実験は、数時間から数日間続けられた。 以上の条件で実施した試験により得られた固化体の特性は、~20℃ の環境におかれた固化体の特性に非常に類似する。 温度を100℃ 近くにして、Soxhlet 試験を実施した。 セメントの中における exotic ion (Sr, Mn, Nd, Mo, Zr) の影響を評価する。	温度についての効果の検討にあたっては、固化体 (セメント) の pH についても同時に検討しなければならない。温度と pH がセメント固化体の Ageing に効果をおよぼす。 高い温度の時 (100℃) には、急激な侵食率を示した。この侵食の割合 (速度) は、非常に変化のあるもので一定でなかった。 高温試験でのデータは、長期間保存における侵食の割合を評価するものとして使用できるだろう。	イギリス Aberdeen

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
			これらのイオンが (1) セメントの主成分とどういった化学反応をするか。 (2) 短期から長期の保存期間に、どう反応（影響）していくか。 (3) 温度上昇によって特別の効果が現われるか。 これらの exotic ion の塩を $\text{Ca}(\text{OH})_2$ と一緒に 20°C, 90°C そして -190° という温度で溶解して実験をした。 $\sim 2.5 \text{ g/l}$ $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 溶液、これに等量の塩を加え混合する。 混合後 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 濃度は、$\sim 1.25 \text{ g/l}$ となり加えた塩は、0.01 M となる。 酸性の溶液は、$\text{Ca}(\text{OH})_2$ で、pH を 12 に調整した。	$\text{Ca}(\text{OH})_2$ とどう反応するかということについては、この実験では明確にならなかった。 (1) Nd は、200°C で反応して $\text{Nd}(\text{OH})_3$ となり再結晶されることが分った。 (2) Sr と Mo は、一部分 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ の作用で水酸化物となった。 (3) Zr は、非結晶生成物となる。 (4) Mn は酸化された。非結晶性に近く不透明である。 つまり、セメントの主成分である $\text{Ca}(\text{OH})_2$ は、それ自体の作用では（pH を調整してさらにアルカリ性にするのを除けば）、これらのイオンとの顕著な反応はおこさないということが分った。 しかし、これらのイオンと $\text{Ca}(\text{OH})_2$ が反応しないということは、固化体を作成してすぐにおこることではないだろうが、長期間の保存期間においては（pH 値が下がるので）反応しなくなっていくと考えられる。 まだセメントとしての $\text{Ca}(\text{OH})_2$ の化学反応については、未知なので、今後も試験を続けていくべきである。 さらに試験は、可能性の Al, Si 等についても $\text{Ca}(\text{OH})_2$ との反応・相互作用を評価しておく必要がある。	
		セメント固化体に耐久性を持たせるためには、固化体（セメント）を水熱状態にすることが必要だが、水熱状態は、セメントが $180 \sim 280^\circ\text{C}$ にされた時におこる。	オートクレーブの温度を、セメント固化体が水熱状態になる様な温度にまで引き上げて実験を行なう。		

添加物	塩及びその濃度 (1)	時間 h	温度 $^\circ\text{C}$	反応後の生成物 (2)
Co	$0.02 \text{ M Co}(\text{NO}_3)_2$	48	184	Co_3O_4
Mn	0.02 M MnCl	720	100	無定形の Mn 相
	" "	78	185	同定不能な Mn 相（一部結晶）
Mo	$0.02 \text{ M H}_2\text{MoO}_4$	720	100	CaCO_3 , MoO_3
	" "	48	185	CaCO_3 , MoO_3
Nd ⁽³⁾	$0.02 \text{ M Nd}(\text{NO}_3)_3$	720	100	$\text{Nd}(\text{OH})_3$
	" "	70	185	$\text{Nd}(\text{OH})_3$
Sr	$0.02 \text{ M Sr}(\text{NO}_3)_3$	72	185	$\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$
Zr	0.02 M ZrOCl_2	720	100	無定形 $\text{ZrO}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}^*$
	" "	53	185	無定形 $\text{ZrO}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}^*$

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
再処理から発生する 中レベル廃棄物	セメント	岩塩貯蔵場での仮想事故として、水の流入時のセメント固化体挙動を調査する。	Cs をトレーサとしてセメント固化体をサンプルとし、容積 2 l のオートクレーブ実験装置で塩水 (salt 8 w/o) を使った試験。 1. 圧力とCs の浸出性、セメントの強度との関係 (温度 100℃, 圧力 1 bar, 100 bar) 期間 5, 15, 30, 50, 90 日 2. セメントの種類による腐食抵抗の違い。 - 弾性率 (温度 100℃, 圧力 1 bar, 200 日間) - 圧縮強度 (温度 40, 90℃, 圧力 1 bar, 150 日間)	1. Cs の浸出率及びセメントの強度は同種のセメントでは圧力に依存しない。(1 bar, 100 bar) 2. Portland Cement と Blast furnace Slag cement の 2 種類のセメントを比較した結果、前者の方が劣化が激しい。 また、同種のセメントでは、w/c 比 が小さい方が劣化しにくい。 (w/c 比, $0.3 > 0.45$)	ドイツ KARLSRUHE
α 汚染焼却スラグ	セラミック (スラグを熔融固化) ガラス	地中処分場を模擬した固化体の耐食性評価試験 (コールド)	Soxhlet 法浸出試験 (サンプルの大きさ: $1 \times 2.5 \times 0.1$ cm 表面研磨: 600 grit paper 浸出液: 蒸留水 期間: 2~28 日) MCC 法浸出試験 (浸出液: 蒸留水, 粘土水 (100g/l) 浸出温度: 40, 90, 200℃ 期間: 3~181 日 移動流量: 約 $1 \text{ m}/10^5 \text{ 年}$ S/V 比: 1 cm^{-1})	・ガラス成分の違いによる浸出率の変化はない。 ・表面相の形成は、浸出を促進させる効果がある。(Fe など溶けにくい元素を溶かし出す作用がある) ・蒸留水による 100℃ 以下での浸出試験では時間の経過とともに重量が増大した例がある。 ・粘土水の方が蒸留水より浸出率が大きい傾向を示している。	ベルギー MOL

処理対象物	固化体名	試験目的	試験条件・パラメータ	試験結果	国・研究機関
再処理より発生する硝酸塩廃棄物 (核種: Cs, Cr, Co, Pu, Am)	セメント アスファルト	地中処分を模擬した実規模スケールでのマトリックスの物理的・化学的特性を評価する。 ポリマー中の放射性核種の拡散を調べる (核種: Cs, Sr)	IAEA が推薦する浸出試験 浸出液: 純水 温度: $23 \pm 3^\circ\text{C}$ 移動流量: 2.5 cm/h (地下水移動量に合わせた速度) 期間: 885 日 核種の浸出量定義式 E_{an}/A_o Ean: 試験終了後の浸出量 Ao: 試験前のマトリックス中の核種量 ・ポリマーの膜厚: 0.05~1.5 mm 温度: 7日間 25°C にした後, 48時間 60°C に保つ。	・浸出温度 $40, 90^\circ\text{C}$ では浸出率に大きな差がない。 ・セメント固化体において, Cs は Sr に比して顕著に浸出量が多い。(約 10 倍程度) ^{239}Pu は ^{241}Am より浸出速度が早い が浸出量は同程度 ・α 核種 (Pu, Am) は β, γ 核種 (Cs, Sr) に比して浸出量が少ない。 (浸出量のオーダーが 2~3 ケタ違う) ・Na^+, NO_3^- の溶出が多いほど重量減少も多くなる傾向がある。 ・Sr の方が Ss より透過が大きい。	フランス SACLAY フランス GRENOBLE

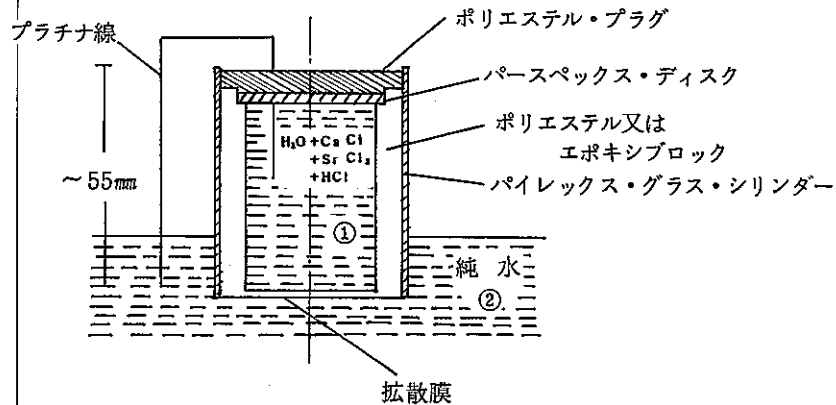


FIG. 1 拡散セル

表 3 - 10 PNC でのガラス固化体の評価項目及び試験装置

試 験 目 的	固化体評価項目	固化体評価に使用した装置
1. ガラス固化装置の運転条件を設定する。	高温電気抵抗 高温粘性 密 度	電気抵抗測定装置 高温粘度計 密度測定装置 (アルキメデス法)
2. 固化体の熱特性を評価する。	熱伝導率 熱膨張率 高温粘性 溶融温度 転移温度	熱伝導計 熱膨張 熱膨張 軟化点測定装置
3. 固化体の機械的特性を評価する。	引張り強度, 圧縮強度 曲げ強度, 破壊靱性 衝撃強度, 弾性率	インストロン型試験機 ビッカース圧入装置 落錘装置 弾性率測定装置
4. 固化体の浸出特性を評価する。	静的浸出試験 動的浸出試験 高温・高圧浸出試験 溶解度評価試験	JIS 準坲粉末法 MCC-1, 3, 4, 5 相当装置 オートクレーブ試験装置

表3-11 各種固化体の特性
〔アスファルト固化体、セメント固化体の特性(1)〕

パラメータ 目的 waste from	浸 出 性	放 射 線 効 果	腐 食 性	備 考
アスファルト固化体	○ Cs と Sr の浸出の相違は少ない¹⁾ * (10^{-3} 程度) ○ 廃棄物中の Na, NO₃ の浸出はセメント固化体と比較して非常に小さい (全量の 0.1~0.2 wt %) ○ 希土類及びアクチニドの流出速度は $10^{-7} \sim 10^{-8} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{day}$ であり, 元素の重量パーセント, 温度並びに試験方法に関係がない。³⁾ ○ 200ℓ ドラムで, 浸出速度は $10^{-7} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{day}$ (最初の 1 年間 $2.5 \times 10^{-6} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{d}$)³⁾	○ $5 \times 10^8 \text{ rad}$ の γ 線照射で軟化点が著しく高くなり, 体積も 70 % 膨張。又, α 線の照射により, 水素及びメタンガスが発生した。		* 浸出率 $\frac{\Sigma a_0}{A_0}$
セメント固化体	○ 塩水中の浸出試験では Cs の流出率は海水の圧力に影響しない。¹⁾ ○ Sr の浸出率は Cs より大きい。¹⁾ ○ 硝酸ソーダ, 硼酸ソーダを含むセメント固化体の 885 日間浸出による Na⁺ 集積量* は 5.3%~10%¹⁾ ○ SRP (サバンナリバープラント) のスラッジ固化体からの α 核種の浸出は初期値が $10^{-5} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{d}$ で, 6 週間後は約 $10^{-8} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{d}$, 集積量は Pu で約 10⁻³ % 以下³⁾ ○ Pu²³⁹ を $5 \times 10^7 \text{ dpm}$ を含む固化体の浸出率は初期値が $10^{-5} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{d}$ で, 12 週間後は $10^{-8} \text{ g/cm}^2 \cdot \text{d}$	○ セメント中の遊離水の放射線分解による H₂, O₂ の発生が考えられるが, G(H₂) 値は 0.4~0.5 mol/100 eV¹⁾ ○ 硬化中に γ 線照射したセメントペーストの圧縮応力は正常なものより低い, 模擬スラッジを混入させた高アルミナセメント固化体は放射線照射に影響しない。³⁾	○ 塩水中での 6 ヶ月間試験では温度に影響しない。 ○ 高炉スラグセメントはポルトランドセメントより安定している。¹⁾	* $\Sigma h_0/A_0$

〔アスファルト固化体、セメント固化体の特性 (2) 〕

パラメータ 目的 waste from	微生物による影響	膨 潤 性	熱 特 性	備 考
	〇貯蔵・処分時の微生物による固化体の破壊程度を評価する。	〇貯蔵・処分時の固化体中への水分の拡散による固化体特性の変化を評価する。	〇貯蔵処分時の崩壊熱による固化体特性の変化を評価する。	
アスファルト固化体	* 〇アスファルト廃棄物はアスファルト層において 10^{-7} cm/day でアスファルトの減少があり, Cs ¹³⁴ の浸出は $10^{-5} \sim 10^{-6}$ cm/day で大きな影響はない。 ¹⁾	〇無水硫酸ソーダ結晶を含んだものは適度の膨張を示し, 純水な Na ₂ SO ₄ 結晶では非常に速い速度と大きな割合で浸出。 ¹⁾ 〇NaNO ₃ を含んだ固化時はNa ₂ SO ₄ のものより水の吸収は少ないが, 無視できるほどでなく, 又, NaNO ₃ の粒径が大きくなるほど水の吸収が大。 ¹⁾ 〇アスファルト+陽イオン交換樹脂ではか粒状の樹脂を混入したものでは, 水の吸収はゆっくりであるが, 粉末のものは速く吸収し, 吸収量も多い。 ¹⁾	〇800～900℃に加熱した場合, 175ℓのドラムでは, 保持量に対して最大15%のPuの放出が考えられる。 ¹⁾ 〇硝酸塩/亜硝酸ナトリウム塩を40～75w/o含む固化体はアスファルト単体より低い温度で燃焼。 ³⁾	(*)Mexphalt R 90/40に固定された ①スラッジ+TBP ②スラッジ+ か粒樹脂 ③スラッジ+ 粉碎樹脂

〔アスファルト固化体，セメント固化体の特性(3)〕

パラメータ 目的 waste from	機 械 的 特 性			
アスファルト固化体	○延性，展性あり ○高水圧(370kg/cm²G)で46時間保持後も割れ，しわはなし。 - 体積は～1%減少⁵⁾			
セメント固化体	○セメントースラッジ固化体の圧縮応力は，スラッジの量が増加するに従い，わずかに減少³⁾			

〔ポリエステル樹脂固化体，尿素ホルムアルデヒド樹脂固化体，エポキシ樹脂固化体の特性(1)〕

パラメータ waste from	浸 出 性	放 射 線 効 果	微 生 物 に よ る 影 響	
ポリエステル樹脂 固化体	IAEAの小サンプル法によって $10^{-5} \sim 10^{-7}$ cm/d 程度 ⁴⁾	4.6×10^9 Rad で CO ₂ 0.12 mol/100 g H ₂ 0.08 CO 0.02 CH ₄ 0.04 のガスが発生するが機械的特性の劣化は ない。 ⁴⁾	微生物の影響は無視できる。 ⁴⁾	
尿素 - ホルムアル デヒド樹脂固化体	IAEAの小サンプル法によって $10^{-3} \sim 10^{-4}$ cm/d 程度 ⁴⁾			
エポキシ樹脂 固化体				

〔ポリエステル樹脂固化体, 尿素ホルムアルデヒド樹脂固化体, エポキシ樹脂固化体の特性(2)〕

パラメータ waste from	機 械 的 特 性	熱 特 性		
ポリエステル樹脂 固化体	圧縮強度 8.8～98MPa 引張強度 5～15MPa 耐衝撃強度 23～38 Jm ⁻¹	4) } ポリエステル 4) 4)	4) 4) 4)	
尿素－ホルムアルデ ヒド樹脂固化体	圧縮強度 0.42～5 MPa	4) 4) 4)	4) 4) 4)	
エポキシ樹脂 固化体		4) 4)	4) 4)	

〔ガラス固化体の特性 (1)〕

パラメータ waste from	浸 出 性	放 射 線 効 果	腐 食 性	
○ ガラス固化体	○ pH 5～9 の溶液では、イオン交換反応がメカニズムをコントロールするが、pH$\geq$9 又は pH$\leq$5 では腐食を加速。¹⁾ ○ SRP のマトリックスガラスを 90℃ で浸出試験した結果 pH 7 では、Si, Na, Cs の浸出速度は遅いが、pH 3, pH 11 では浸出速度は早くなる。しかし、Mn, Fe, Mg, Sr では中性でもアルカリ性でも浸出速度は遅い。²⁾ ○ 浸出性は温度が上昇すると急激に高くなる。²⁾ ○ 25～350℃ の純水による 3 日間の浸出試験の結果 Mo, Si 及びアルカリ金属 (Na, K, Cs) は、放出が大きく (10^{-3} ～ 10^{-2})、遷移金属 (Fe, Cr, Cu) は中程度 (10^{-4}) で温度上昇とともに小さくなる。アルカリ土類金属 (Ca, Sr, Ba), 希土類は放出量が小さい (10^{-5})²⁾ ○ 浸出の温度依存性は、共沈又は第 2 相の形成や、250℃ 以上での水熱ガラス / 水反応による。²⁾ ○ Np^{237}, Pu^{239} の浸出試験は、420 日以上行なわれ、Np^{237} は温度によって上昇するが、Pu^{239} は変化しないか又は減少する。²⁾ ○ 浸出率に及ぼす pH と温度は相互に関係がある。²⁾	○ 2×10^{11} Rad の γ 線照射で 1 % の体積減少が生じる。¹⁾ ○ 放射線の影響により、体積の増加又は減少があるが、その割合は ± 1 %、又失透やマイクロクラッキングが観察されているが、ガラスの浸出に及ぼす影響は少ない。例えば、ホウケイ酸ガラスの脱イオン水中への浸出は顕著には増加しなかった。²⁾ ○ 浸出液に対する γ 線影響は 2 倍程度浸出率が増加、又、放射線の影響により浸出液の pH が低下し、アクトニド核種の溶解度が増加し、Pu, Am については 5 倍程度浸出率が増加した。²⁾	○ pH 5～9 の溶液ではイオン交換反応が腐食のメカニズムをコントロールするが、pH$>$9 又は pH$<$5 では腐食が加速。¹⁾	

〔ガラス固化体の特性 (2)〕

パラメータ waste from	機 械 的 特 性	熱 特 性		
* ◦ ガラス固化体	◦ 相分離により，化学的耐久性が低下，相分離は冷却中，液相が均一にならないことや，スピンドル分解，又は普遍的な結晶核や二次相の成長率から発生。²⁾ ◦ 化学的耐久性は，ホウ素やアルカリ金属の多い母相での相分離が増えるほど減少。²⁾ ◦ S R P ガラスの評価では，第2相の形成は通常の冷却モードではガラスの耐久性に影響を及ぼさず。²⁾	◦ 失透は500～950℃の間で行なうが，ホウケイ酸ガラスでは500℃以下でも極端に長い期間だと起る可能性がある。PNL-77-260では，200℃以下で500年保持すると起る可能性あり。失透はガラスの浸出率を2～5倍，一部では10倍増加させる。		

Note

- 1) Nuclear science and Technology Characterization of low and medium level radioactive waste forms (EVR 8663 EN)
- 2) Review of DOE waste package program (NUREG/CR-2482, BUL-NOREG-51494 Vol 4)
- 3) Nuclear waste management Technical support in development of nuclear waste form criteria for the NRC
- 4) 低レベル廃棄物処理処分の現状と今後開発課題 (産業技術出版 発刊)
- 5) アスファルト, アスファルト固化体の諸物性 (動燃 ATR-As-10)

表 3 - 12 返還固化体（中低レベル固化体）に対する固化体評価項目

項目	廃棄物種類	ハル / エンドピース	共沈スラッジ	α 汚染雑廃棄物	非 α 汚染雑廃棄物
1. 対象廃棄物仕様 (1) 種類	ハル, エンドピース	共沈スラッジ	α 放射能が0.1Ci / トン を超える固体廃棄物。	α 放射能が0.1Ci / トン を超えない固体廃棄物。	
(2) 放射能	$\beta\gamma$: 42 Ci/kg α : 6 mCi/kg	$\beta\gamma$: 290 Ci/m ³ α : 1.4 Ci/m ³	$\beta\gamma$ (100ℓドラム缶) : <4Ci α (100ℓドラム缶) : <0.01Ci		
(3) 発熱量	65 W/ ton	—	—	—	
2. 固化剤 (1) 種類	セメント	ブローンアスファルト Maxphalt R90/40 シェル社製	セメント	セメント	
3. 容器 (1) 材質	ステンレス	ステンレス	セメントアスベスト	セメントアスベスト	
(2) 容 積	1400ℓ	210ℓ	1200 ℓ	665 ℓ	
(3) 重 量	—	20kg	1100 kg	650 kg	
4. 固化体評価項目 (1) 浸出率	○	○	○	○	
(2) 機械的強度 圧縮強度	○	×	○	○	
引張強度	○	×	○	○	
(3) 軟化点	×	○	×	×	
(4) 気孔率	×	○	×	×	
(5) 放射線照射の影響	機械的強度の変化 分解ガス発生量	浸出率の変化 分解ガス発生量	機械的強度の変化	機械的強度の変化	
(6) 熱特性	熱伝導度, 熱容量	引火点, 発火点, 比熱, 熱伝導度	比熱, 熱伝導度	比熱, 熱伝導度	
(7) 水中浸漬後の膨潤率	×	○	×	×	
(8) 微量有機体の影響	×	○	×	×	
(9) 偏 析	×	○ (沈殿)	×	×	
(10) 浸透性	×	×	○ (N ₂)	○ (N ₂)	
(11) 温度の影響	×	×	圧縮強度の変化	圧縮強度の変化	

○ : 評価する, × : 評価しない

4. 分科会活動経緯

第 1 回	昭和 59 年 7 月 4 日	分科会活動方針及びスケジュールの決定
第 2 回	昭和 59 年 8 月 10 日	文献調査
第 3 回	昭和 59 年 9 月 10 日	文献整理（層別）所廃対委員会報告
第 4 回	昭和 59 年 9 月 19 日	文献整理（リスト作成）
第 5 回	昭和 59 年 10 月 9 日	文献和訳及び新規文献購入
第 6 回	昭和 59 年 11 月 12 日	新規購入文献和訳
第 7 回	昭和 59 年 12 月 7 日	文献和訳，所廃対委員会報告
第 8 回	昭和 60 年 10 月 31 日	分科会活動方針及びスケジュールの確認
第 9 回	昭和 60 年 11 月 14 日	文献内容のまとめ
第 10 回	昭和 60 年 11 月 28 日	文献内容のまとめ
第 11 回	昭和 60 年 12 月 11 日	文献内容まとめ，報告書書式設定
第 12 回	昭和 60 年 12 月 26 日	文献調査集大成，固化体特性の検討
第 13 回	昭和 61 年 1 月 23 日	文献調査集大成，固化体特性の検討
第 14 回	昭和 61 年 2 月 13 日	まとめ（報告書作成）

5. お わ り に

動燃としては、サイト特性を配慮した最適固化体を早急に提言する必要があるが、固化体仕様に応じてサイトを選定すると言うような方向で検討する余地を残すべきではないだろうか。

なお貯蔵、処分に対する最適固化体については、廃棄物性状ならびに種々の安全評価項目等、多数の要因により決定されることになるが、固化体としてどのような要素を組み合わせ最適化すればよいかという点については、今後の研究課題としたい。

また、国の固化体フォーム基準作成に際しては、動燃として今後の研究成果に基づき、積極的に提案、援助していくべきであると考ええる。える。

本分科会では当初、固化体フォームの最適化を指向していたが、残念ながら調査検討で終始した。しかし、活動の成果は今後この問題に取り組む人々に対して糧となるものと確信している。

別添 1 調査文献リスト集

文 献 資 料 一 覧

- | | | |
|-----------------------------------|---------|------------------|
| (1) 放射性廃棄物の陸地処分 | 昭和 58 年 | 日本原子力情報センター |
| (2) 陸地処分試験のための準備に関する調査研究 | 昭和 52 年 | 原子力環境整備センター |
| (3) 低レベル放射性廃棄物陸地処分に関する海外調査報告書 | 昭和 53 年 | 原子力環境整備センター |
| (4) 高レベル放射性廃棄物処分法の選択のための調査研究成果報告書 | 昭和 53 年 | 原子力安全研究協会 |
| (5) 転換期を迎えた放射性廃棄物対策 | 昭和 55 年 | 日本原子力情報センター |
| (6) 低レベル放射性廃棄物の処理・処分を考える | 昭和 57 年 | エネルギーレビュー (永倉 正) |
| (7) 返還廃棄物への取組みと諸問題 | 昭和 56 年 | 原子力工業 (下田 秀雄) |
| (8) 低レベル放射性廃棄物の処理処分・その現状と展望 | 昭和 57 年 | 石原 健彦 |
| (9) 放射性廃棄物の処理処分 | 昭和 56 年 | 日本原子力研究所 |
| (10) 放射性廃棄物処理処分の展望 | 昭和 56 年 | 原子力工業 (北本 朝史) |
| (11) 放射性廃棄物処理処分の動向 | 昭和 55 年 | 原子力工業 (永倉 正) |
| (12) 高レベル廃棄物の地層処分の技術規準 | 昭和 56 年 | 原子力工業 (村野 徹) |
| (13) 放射性廃棄物の陸地処分 | 昭和 52 年 | 日本原子力学会誌 |
| (14) 放射性廃棄物の海洋投棄をめぐる国際情勢 | 昭和 54 年 | 原子力工業 (石原 健彦) |
| (15) 放射性廃棄物の海洋投棄をめぐる国内の経緯 | 昭和 54 年 | 原子力工業 (江村 悟) |
| (16) アメリカにおける放射性廃棄物管理 その光と影 | 昭和 57 年 | 原子力工業 (石原 健彦) |
| (17) 欧米における放射性廃棄物処理処分の現状 | 昭和 56 年 | 日本原子力学会誌 (阪田 貞弘) |
| (18) 放射性廃棄物の廃棄に関する技術的基準 | 昭和 54 年 | 日本原子力学会誌 (阪田 貞弘) |

- | | | |
|--------------------|-------|------------------|
| (19) 放射性廃棄物管理のすべて | 昭和53年 | 日本原子力産業会議 |
| (20) 再処理・廃棄物分科会報告書 | 昭和56年 | 日本原子力産業会議 |
| (21) キャスタン報告書 | | |
| (10CFR 61) | 昭和57年 | 米国原子力規制委員会 (NRC) |

文 献 等 調 査 一 覧

No.	文 献 No.	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
1	I S S N 0387-0928 No 114-1979	低レベル放射性廃棄物の試験的 海洋処分に關する環境安全評価について	左 合 正 雄	原子力安全委員会の放射性廃棄物安全技術専門部会 低レベル放射性廃棄物の試験的処分が環境にどの程度の 影響を及ぼすかを安全性の面からの事前評価	原子力資料
1-1	F 27 *	ゴム入りアスファルトによる放射性廃棄 物固化法 昭和53年	斉 藤 宜 久 松 浦 宏 之 入 江 弘 光	ゴム入りアスファルトを用いた廃棄物を固化する方法の検討	*日本原子力学会年会 要旨集
1-2	F 28	焼却炉灰のアスファルト固化	福 田 勝 男 勝 山 和 夫 進 士 義 正 三 戸 規 生 小 川 孝 雄	焼却灰をアスファルト固化装置を用いて固化し、アスフ ァルト固化体の物性の検討	
1-3	H 5	アスファルト固化体の放射線分解	土 尻 滋 森 山 昇 伊 藤 彰 彦 福 田 勝 男 阪 田 貞 弘	凝集沈澱スラッジをアスファルト固化装置で固化し、 γ 線照射による発生するガス量の検討	
1-4	J 16	放射性廃棄物のアスファルト固化 (その2) イオン交換樹脂の熱分解 昭和52年	小 野 達 雄 水 落 寿 男	樹脂の熱分解生成物について模擬廃液を用いた検討	

No	文 献 No	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
1-5	* J 17	アスファルト固化体の耐水性	松 浦 宏 之 斉 藤 宜 久 入 江 弘 光	バッチ式のアスファルト固化処理装置でアスファルト固化体を製作し，浸出率の検討	*日本原子力学会年会 要旨集
1-6	J 29	イオン交換樹脂のアスファルト固化 (第1報) 昭和52年	福 田 勝 男 勝 山 和 夫 松 元 章 国 分 守 信	イオン交換樹脂をアスファルト固化し，比重，軟化点及び耐水性の検討	
1-7	J 30	放射性廃棄物のアスファルト固化(Ⅱ) 連続アスファルト固化試験装置の概要と 全体システムおよび各単体機器の性能確認試験	能 見 光 彦 林 忠 正 河 津 秀 雄 赤 堀 晶 二	連続式実規模モデル試験装置を設計，製作し，各種の機能，性能の検討	
1-8	J 31	放射性廃棄物のアスファルト固化(Ⅲ) 連続アスファルト固化試験装置による各種模擬廃棄物のアスファルト固化確認試験	池 岡 明 松 波 潮 能 見 光 彦 林 忠 正 赤 堀 晶 二 河 津 秀 雄	連続アスファルト固化試験装置により，一連の運転試験を行い，能力，運転条件，装置の挙動及び固化体の諸物性の検討	
2		放射性廃棄物の陸地保管施設の基準化のための調査研究		(財)原子力安全研究協会 固体廃棄物の処理，処分専門委員会，保管分科会固体廃棄物の陸地保管における問題点の摘出，整理を行い，基準策定に必要な調査，検討，取りまとめ。	財団法人 原子力安全研究協会

No.	文 献 No.	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
2-1		放射性廃棄物管理の実際	阪 田 貞 弘 松 元 章 江 村 悟 田 代 普 吾	放射性廃棄物管理の実績等の紹介	FIC セミナー資料 フジインターナシ ナル (株)
3		低中レベル廃棄物の固化 昭和53年6月	永 倉 正	低, 中レベル放射性廃棄物の処理, 処分のうち, 海中処分用固化パッケージの健全性に関する研究開発, 放射性廃棄物パッケージの海上輸送事故時の環境安全評価等の現状	原産セミナー「放射性廃棄物の処理処分」 日本原子力産業会議
4	N 842-73-02	外国における放射性廃棄物のアスファルト固化処理 1973年1月	宮 尾 英 彦 都 築 清 次 岩 崎 泰 三	外国における放射性廃棄物のアスファルト固化処理について, その開発と実用化状況	動燃 東海事業所
5	SN851-71-03	放射性廃棄物のアスファルト固化 1971年2月	山 本 正 男 宮 尾 英 彦 都 築 清 次 水 野 隆 吉 武 藤 英 世	1970年7月にIAEAから刊行された「Bituminization of Radioactive Waste」の全訳, 各国のアスファルト固化処理の実績等の紹介	動燃 東海事業所
6	SN 841-71-06	放射性廃棄物のアスファルト固化 (第1報) ビーカー実験による模擬蒸発 缶濃縮液のアスファルト固化 1971年3月	瀬 川 猛 宮 尾 英 彦 水 野 隆 吉 武 藤 英 世	放射性廃棄物 (特に蒸発缶濃縮液及び凝集沈殿処理で生ずるスラッジ) のアスファルト固化処理技術の開発 蒸発缶濃縮液を用いたビーカー実験	動燃 東海事業所

No	文 献 No	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
7	N841-73-17	放射性廃棄物のアスファルト固化 アスファルト固化体の安全性評価試験 1973年7月	星 野 忠 也 山 本 正 男 宮 尾 英 彦 水 野 隆 吉 都 築 清 次 武 藤 英 世 佐々木 実 岩 崎 泰 三	放射性廃棄物のアスファルト固化処理技術の開発に際して、プロセスの安全性及びアスファルト固化体の物性と安全性についての評価 アスファルト固化体の基本的物性の測定、放射線照射による影響、浸出試験、燃焼性に関する実験	技術レポート 動燃 東海事業所
8	SN842-70-09	マルクール・センターにおける放射性廃棄物のアスファルト固化 1970年12月	瀬 川 猛 山 本 正 男	フランスのマルクールセンターにおける界面活性剤を用いたアスファルト固化法とその後開発された新しい方式の技術の紹介	動燃 東海事業所
9	N842-73-02	外国における放射性廃棄物のアスファルト固化処理 1973年1月	宮 尾 英 彦 都 築 清 次 岩 崎 泰 三	外国における放射性廃棄物のアスファルト固化処理について、その開発と実用化の状況	動燃 東海事業所
10	ATR-A ₃ -9 資料 No A ₃ -805-1	廃棄物処理、アスファルトによる廃棄物 固化装置について 昭和48年12月		「ふげん」アスファルトによる固形化装置の機能等の説明	動燃事業団
11	ATR-A ₀ -57 資料 No A ₀ -901-3	アスファルト固化装置に関する補足説明 昭和49年2月		アスファルト固化装置に関する説明、検討、対策等	動燃事業団

No.	文 献 No.	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
12	PNC T841-74-14	放射性廃棄物のアスファルト固化処理 ベンチスケール試験装置によるアスファルト固化処理実験 1974年6月	瀬 川 猛 星 野 忠 也 宮 尾 英 彦 武 藤 英 世 山 本 正 男 水 野 隆 吉 岩 崎 泰 三	ベンチスケールのアスファルト固化処理試験装置による低レベル廃液（化学沈澱スラッジ）の模擬廃液を使用したアスファルト固化処理試験	動燃 東海事業所
13		放射性廃液アスファルト固化モデルプロセスに関する信頼性の検討 昭和54年4月		エクストルーダを使用したアスファルト固化プロセスを検討の対象にして、信頼性に主眼をおいて検討を実施したもの。「米国Energy Incorporated 社」	再処理建設所 建設室
14	JAER 1-M 7373	化学処理スラッジおよび蒸発缶濃縮液のビチューメン固化 1977年11月	福 田 勝 男 西 沢 市 王 勝 山 和 夫 松 元 章 阪 田 貞 弘	回分式のビチューメン固化装置を使用して、コールド試験及びホット試験を実施し、化学処理スラッジ及び蒸発缶濃縮液の減容効果、装置の特性、ビチューメン固化体の物性について調査	日本原子力研究所
14'	ATR-A ₃ -10 資料 No. A ₃ -805-2	アスファルト、アスファルト固化体の諸物性 昭和48年12月		アスファルト、アスファルト固化体の物性、ドラム缶への充填方法等の検討	動燃 東海事業所
15		Incorporation of Radioactive Spent Ion Exchange Resins in Plastics 1974年12月	Takanobu Sugo Sueo Machi	使用済イオン交換樹脂のプラスチックの混合イオン交換樹脂を用いてプラスチック固化体の機械的強度、浸出性、放射線抵抗性等の検討	

No	文 献 No	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
16		Safety Evaluation of Asphalt Products, (1) Radiation Decomposition of Asphalt Products 1976年5月	Shigeru Dajiri Hideo Matsuzuru Noboru Moriyama	アスファルト固化体の安全性評価 (1) アスファルト固化体の放射線分解 アスファルト固化体の放射線分解によるガスの発生の検討	
17		Review of the Research and Development Work and Experiences on the Bituminization of Radioactive Wastes in Japan	T. Segawa S. Kadoya A. Matsumoto	日本における放射性廃液のアスファルト固化の調査, 開発, 現状の再調査	
18		Management of Plutonium-Contaminated Solid Wastes at the Oarai Site	S. Sakata M. Kajiyoshi A. Matsumoto I. Oshima	原研大洗におけるプルトニウム汚染固体廃棄物の管理	
19	ETR-219 EUROCHEMIC	The Treatment of Eurochemic Medium Level Waste 1967年11月	W. Hild E. Lopez-Menchero	NEUTRALISATION SELF-SOLIDIFICATION PROCESS (NSSP) によるコーロケミック中レベル廃液の処理	
20	ETR-258	The Neutralisation Self-Solidification Process (NSSP) 1968年6月	W. Hild G. F. Lazaretto A. Hasler E. Lopez-Menchero	NEUTRALISATION SELF-SOLIDIFICATION PROCESS (NSSP) 開発の現状	

No.	文 献 No.	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
21	ETR-242	The Treatment of Eurochemic Medium Level Waste by The Neutralisation Self-Solidification Process (NSSP) 1968年12月	W. Hild J. F. Lazzaretto E. Lopez-Menchero E. Burny	NEUTRALISATION SELF-SOLIDIFICATION PROCESS (NSSP) によるユーロケミック中レベル廃液の処理	
22	80-1249	The Homogeneous Incorporation of Eurochemic Medium Level Waste and High Enriched Waste Concentrate into Bitumen 1970年9月	W. Hild H. Eschrich R. Garcia Galan R. Gulbrandsen K. Tollberg	ビチューメンへのユーロケミック中レベル廃液及び高濃縮の濃縮廃液の均一な混合	
23	ETR-263	Bituminization of Medium-Level Waste and High Enriched Waste Concentrate at Eurochemic 1971年11月	W. Hild H. Eschrich C. J. Joseph E. Schneider	ユーロケミックにおける中レベル廃液と高濃縮の濃縮廃液のアスファルト固化	
24	ETR-278	Management of Fuel Reprocessing Waste at Eurochemic 1972年12月	H. Eschrich J. Van Geel F. Detilleux	ユーロケミックにおける燃料再処理廃液の管理	

No	文 献 No	タ イ ト ル	著 者	概 要	備 考
25	IDL Report No 63	Research and Development Program Related to the Solidification of Radioactive Waste at Eurochemic 1972年6月		ユーロケミックにおける放射性廃液の固化に関する調査 と開発	
26	CCA Document No 40 Revised Edition	Medium Level Waste Bituminiz- ation Installation General description and safety aspects 1974年9月		中レベル廃液のアスファルト固化装置の一般的説明と安 全性	
27		Storage Facility for Solid Medium Level Waste at Eurochemic 1976年5月	M. Balseyro -Castro	ユーロケミックにおける中レベル固体廃棄物の貯蔵施設	
28		The Bituminization of Radioactive Waste Solutions at Eurochemic 1976年5月	H. Eschrich	ユーロケミックにおける放射性廃液のアスファルト固化	
29		Storage Facility for Solid Medium Level Waste at Eurochemic	M. Balseyro -Castro	ユーロケミックにおける中レベル固体廃棄物の貯蔵施設	

別添 2 廃棄物の廃棄に関する基準

廃棄物の廃棄に関する基準類 (その1)

パラメータ 基準類	容 器	機 械 的 強 度	比 重	
事業所外廃棄規則 (含告示) 10CFR61	JIS Z1600の金属製容器又は同等	一軸圧縮強度 150kg/cm² 以上 ◦ASTMC39にある試験方法で、50psiの圧縮強度があること。 ◦廃棄体自体の被曝環境(最低10⁸Rad)と同等の線量を受けた後でも、50psiの圧縮強度を持つこと。 ◦ASTM G21, ASTM G22の条件下での微生物による劣化に耐えること。 ◦AUS16.1に従って90日間浸出試験を行うこと。 ◦90日間水に浸漬した後、50psiの圧縮強度を有すること。 ◦ASTM B553 §3に示す温度サイクル試験(-60℃～-40℃で30回)の後、50psiの圧縮強度を有すること。	1.2 以上	

パラメータ 基準類	放射能	遊離水	耐放射線性
事業所外廃棄規則 (含, 告示)	① α 核種 1Ci/t ② Ra^{226} , Pb^{210} と Po^{210} 0.1Ci/t ③ α 核種 3H 以外で 100Ci/t $H \cdot L \gg 6$ ヶ月 ④ α 核種以外で 100万Ci/t $H \cdot L < 6$ ヶ月		
10 CFR 61	Class A - 処分上重要な放射性核種の含有量が少なく, 廃棄物の形状に対する要求はない。 Class B - Class A より放射能が高く Class A と区分し, 廃棄体として安定化すること。(固化又は容器を使用) Class C - Class B より放射能が高く, 安定化すること。 浸入者に対しバリヤを設けること (5 m 以上の覆土)	・ANS 55.1 に従って遊離液体量を測り 0.5 % 以下であること。又, 遊離液体の pH は, 4 ~ 11 であること。	・有機イオン交換樹脂は 10^8 Rad の線量を受けることがないこと。 ^{137}Cs, ^{90}Sr で $10Ci/ft^3$ 以上の放射能度のものは 10^8 Rad の吸収線量になる。10^8 Rad 以上の吸収線量になるものは, その条件下での劣化がないことを証明

パラメータ 基準類	廃棄体			
事業所外廃棄規則 (含告示)	水硬性セメント，若しくは，水硬性セメント及び混和材料を均質に練り混ぜたもの。			
西独アッセの受入 基準	◦低レベルは種々の容器で運搬 ◦中レベルは，遮へい付きの200ℓドラムで運搬			

パラメータ 基準類	放 射 能	遊 離 水	耐 放 射 線 性
英国ドリグ処分場 での条件 1)	α 廃棄物 $< 20\text{mCi}/\text{m}^3$ β 廃棄物 $< 60\text{mCi}/\text{m}^3$) 埋設量 $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物は表面 0.75rad/h を越 えないこと。		
西独アッセの受入 基準 1)	a 低レベル廃棄物 Table 1. Permitted Activity for a Low-level Waste Container in Curies (Ci)		b 中レベル廃棄物 Table 2. Permitted Activity per 200-l Drum of Intermediate-level Waste

Containers: Volume:	Type	Sheet metal drum or drum with reinforced seams, lid with screwed clamping ring		Sheet metal drum or drum with reinforced seams with concrete lining, lid with screwed clamping ring		300 l drum inserted into a 400 l drum interspace cast with concrete		Less concrete shielding with inserted container	
		400 l	300 l	400 l	300 l	max. 300 l			
Maximum permitted α -activity	category	A	not permitted	not permitted	0.001	0.001	0.01	0.02	
		B	not permitted	not permitted	0.05	0.1	0.1	0.2	
		C	0.2	0.4	2	4	4	10	
Maximum permitted β/γ -activity	category	A	not permitted	not permitted	0.1	0.1	1	2	
		B	not permitted	not permitted	1	2	2	5	
		C	5	10	5	10	10	25	

Waste Category A: Solid dry wastes without treatment in any form: no powders, granulated materials or soluble products originating from liquid effluent decontamination plants.

Waste Category B: Solid dry wastes in any form, packed in light and stable containers, for example tin or plastic containers, with a maximum volume of 30 l. The space between inner and outer containers has to be filled completely with a suitable binding material (percentage of binding material at least 30 vol%, wall thickness of binding material to outer container at least 50 mm).

Waste Category C: Wastes immobilized in suitable binding materials like slurries, evaporator concentrates, ion exchanger, ashes, non-deformable wastes of activated or contaminated pieces.

Nucleide spectrum of the waste	β/γ	$\alpha(\text{Ci l}^{-1})$	Permitted β -activity per 200 l drum (Ci)	
			Drummen	Concrete
Mixture of fission products with $< 5\%$ activated products	10^{-2}	5	200	50
Mixture of fission products with 5-30% activated products	10^{-2}	5	80	100
Mixture of fission products with 30-95% activated products	10^{-2}	5	40	200
Activated products with $< 5\%$ fission products	10^{-2}	5	20	400
Activated structure material and radioactive sources	10^{-2}	5	30	200
			15	200
			50	1000*
			25	500*

* These values may be exceeded if additional shielding assures that the dose rates do not exceed 200mrem h^{-1} at the surface of the shielding container and 10mrem h^{-1} at a distance of 1 m.

パラメータ 基準類	廃棄体			
西独アッセの受入 基準	固体又は固定化されているもの 分類A：処理されていない乾燥固体廃棄物。 粉末，湿状物質，除染場からの溶解性プロダクト以外 分類B：処理された乾燥固体廃棄物密封かつ安定な容器，例えばブリキ又はプラスチック容器に封入されたもので容量30ℓ。 内側と外側のスペースは，適切な接合剤で完全に満たされていること。（接合剤の割合は少なくとも30％，接合剤の厚みはコンテナー外側までで少なくとも50mm） 分類C：スラリー，蒸発濃縮液，イオン交換樹脂，焼却灰などを適切な接合剤（binding material）に固定化されたもの。			

パラメータ 基準類	放 射 能	遊 離 水	耐 放 射 線	
La Manche 貯 蔵場の基準	半減期 30 年程度以下の低・中放射性の $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物 容器に入れなくてよい廃棄物 a) 不溶性の形態のラジウム含有廃棄物 b) 半減期 30 年程度以下の $\beta \cdot \gamma$ の全 比放射能が 37MBq/kg (1Ci/t) 以 下。 c) 全 α 比放射能が 0.19Bq/kg (0.005Ci/t) 以下 ◦ 放射性核種の分散と移行の可能性を極 限まで低減するように調整すること。	生物学的，毒性を有するものは貯蔵でき ない。		

(その4)

パラメータ 基準類	容 器	機 械 的 強 度	比 重	
Acceptance criteria for disposal of radioactive waste in deep geological formation	○廃棄物の処理や容器に用いられる材質は、有用資源と目される材料を避けるべき。 ○廃棄物容器の寸法と重量は、処理・貯蔵・輸送、処分場への搬入、積載を考慮して決定すべき。	○廃棄体や容器は閉鎖前後に生ずる応力に十分耐えること。 ○廃棄物容器は、閉鎖前に予想される予期せぬ異常時から起きる機械的衝撃に耐え、包蔵の健全性を維持すること。		
Acceptance criteria for disposal of radioactive waste in deep geological formation	○廃棄物容器中の核種と量を記録すること。	○処分システムの機能が破壊されない程度に十分低く抑えるべき。	○放射線量は、放射線が引き起すプロセスや廃棄物特性、廃棄物容器や人工バリアの成分・ホストロックが有意な影響を受けないように制限されるべき。	

パラメータ 基準類	廃棄体	毒性	化学的耐久性	
Acceptance criteria for disposal of radioactive waste in deep geological formation		○ 廃棄物は、その容器や近傍に廃棄される他の容器を腐食させる物質を含まないこと。	○ 処分環境中の化学的耐久性は、要求される閉鎖後の隔離機能を保証するに足るものでなければならない。 ○ 容器の耐久性は処分場を模擬した環境条件や実験データを外挿できる理論モデルによって検証されるべき。	

パラメータ 基準類	熱的影響	燃焼性	その他	
Acceptance criteria for disposal of radioactive waste in deep geological formation	○ 廃棄体からの発熱は、処分前の貯蔵、輸送、取扱いに適合するような制限値以下に抑えるべき。 ○ 廃棄体自身、容器、他の人工バリア、ホストロックの物理的、化学的、機械的特性に有意な変化を及ぼさないような発熱量に抑えるべき。	○ 廃棄体に燃焼性の材料が使用されるときは、容器が不燃性であるか耐熱性の高いとかの、燃焼を妨げる措置が附随されること。 ○ 爆発性、高温性の物質を含む又は、含む恐れのある材料は、廃棄体及び容器として不適切である。	○ 廃棄体は単体で臨界を防止できるよう設計されるべき。 ○ 廃棄物容器や周囲のホストロックの中での気体発生が処分システムの性能を損なわないこと。	