JNC TN9410 2005－007

照射後試験廃棄物等処理処分技術検討委員会
報　告　書

（ 技 術 報 告 ）

２００５年３月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

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
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

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)
2005

Ⓚ

JNC TN9410 2005-007
2005 年 3 月

要　旨

核燃料サイクル開発機構大洗工学センターではFBRサイクルの確立を目指し、高速炉燃料・材料開発としての照射後試験を進めており、これに伴いTRU核種に汚染された高線量の廃棄物が多く発生し、日本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設において保管している。しかし、その施設の貯蔵裕度が逼迫しており、今後の照射後試験を支障なく実施していくためには廃棄物の減容対策を行う必要がある。このため、いくつかの対策案の中から、将来の処分を目指した減容・安定化が可能な廃棄物処理施設の建設が有効との結論を得て計画を進めている。

一方、本計画における処理対象廃棄物は、TRU核種で汚染された廃棄物でRI・研究所等廃棄物に区分されるものであり、現状、処分に向けた技術要件（基準）等は国レベルで整備されていない。そのため、施設設計を進める上では、処分に関する国の技術要件等が将来整備されても、リコンディショニング（手戻り）を行わずそのまま処分できる固化体を作製できることが重要である。

このことから、国内外の処理処分に関する技術要件等の調査を実施し、機構内レビューを行いながら極力、手戻りが無いように固化体製作上の管理項目などを設定して施設設計を進める一方で、設計内容や廃棄体要件設定の考え方等に関して、社内・外の処分に係る有識者、専門家の評価と意見を伺う目的で、大洗工学センター所長の委嘱により「照射後試験等廃棄物処理処分検討委員会」を平成１５年１２月～平成１７年３月の期間で設置した。委員会は、大洗工学センターから処理対象廃棄物性状、プロセス選定、処分対応、品質管理方法などの考え方を説明し、それに対して各委員からご意見等を頂く手法で実施した。

その結果、廃棄体基準、品質管理、核種分析、処分性能評価等に関して各委員から数々のご意見、提言などを頂いた。

これらのご意見、提言に関しては、今後の施設設計や処理処分計画の立案に反映すべき内容を整理し、それら対する対応方針（案）をまとめた。

今後はこれらのフォローを行う必要があるが、一方では貯蔵施設の裕度も漸減し、上流側での高速炉開発に対して支障を来たす逼迫した状況にある。したがって、今後時間の許される範囲内で処分の全体システムを考慮した処理のあり方について検討を重ね、その結果に可能なかぎり柔軟に対応できるような形で本計画を可及的速やかに進めることが重要と考える。

目　　次

頁

１．はじめに　………………………………………………　1

２．固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）における処分対応の考え方　……　2
2.1　施設計画の背景と施設概要　……………………　2
2.2　対象廃棄物の性状と特徴　………………………　１０
2.3　実廃棄物の放射性核種分析調査結果　…………　２３
2.4　処理プロセス選定の考え方　……………………　２７
2.5　施設安全設計の考え方　…………………………　３３
2.6　処分対応への考え方　……………………………　４０
2.7　処分重要核種の選定　……………………………　５１
2.8　模擬溶融固化体の物性特性　……………………　５８
2.9　品質管理システムの考え方　……………………　６４
2.10 処分費用低減システム（低減のための処理計画）の考え方　……　７３

３．委員会における意見と計画への提言　……………　７９

４．今後の対応方針と設計上の課題　…………………　８３
4.1 設計等に反映すべき意見等とその対応方針　……　８３
4.2 設計上の課題　………………………………………　８６
4.3 本施設を用いた技術開発の展開　…………………　８７

５．まとめ　………………………………………………　８９

添付資料
１．照射後試験廃棄物等処理処分技術検討委員会の審議概要
２．照射後試験廃棄物等処理処分技術検討委員会　構成員

１．はじめに

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター（以下「大洗工学センター」という）ではFBRサイクルの確立を目指し、高速炉燃料・材料開発としての照射後試験を進めている。これまでの研究開発の進展に伴い、TRU 核種に汚染された高線量の廃棄物が多く発生してきている。これらの廃棄物は日本原子力研究所大洗研究所（以下「原研大洗」という）と共同運営している廃棄物管理施設において保管しているものの、その貯蔵裕度が逼迫しており、今後の照射後試験を支障なく実施していくためには廃棄物の減容対策を行う必要がある。

この対応策としては、廃棄物発生量の抑制、貯蔵施設の増設、減容施設の新設などが考えられるが、発生量の抑制に努めているものの、研究開発の遂行というミッションに基づいた上流側の試験計画に支配されるため限度がある。また、貯蔵施設の増設も近年の社会状況から立地が極めて困難な状況にある。これらのことを考慮して、将来の処分を目指した減容・安定化が可能な廃棄物処理施設の建設計画を進めている。

原子力の研究開発等により発生する放射性廃棄物の処理処分については、平成１０年に原子力委員会バックエンド対策専門部会において「RI・研究所等廃棄物の処理処分の基本的考え方」が示される等、処分に向けての検討が国レベルで進められるようになった。一方、本計画においては、設計の初期段階から処分対応を考慮して進めてきたが、より具体的に処分に向けての廃棄体作製が可能な施設設計を開始した。

しかし、本計画における処理対象廃棄物は、RI・研究所等廃棄物に区分されると思われるもので、かつTRU核種で汚染された廃棄物が多く、これら廃棄物の処分に向けた技術要件（基準）については、国レベルで今後検討される予定となっている。施設設計を進める上では、将来、処分に関する技術要件が国レベルで整備された時に、本施設で作製した固化体がリコンディショニング（手戻り）を行わずそのまま処分できる固化体を作製できることが重要である。

そのため、諸外国の処分動向を含め、これまでの国内外の状況を調査し、機構内でレビューを行いながら極力、手戻りが無いように固化体作製上の管理項目などを設定して施設設計を進める一方で、設計内容や処分管理項目設定の考え方等に関して、機構内・外の処分に係る有識者、専門家の評価と意見を伺う目的で、大洗工学センター所長の委嘱により「照射後試験等廃棄物処理処分検討委員会」を平成１５年１２月～平成１７年３月の期間で設置した。委員会においては、大洗工学センターから処理対象廃棄物性状、プロセス選定、処分対応の考え方等の施設設計内容を説明し、その内容が現段階で得られる処分対応方針、情報から見て、手戻りの無いような設計となっているかという視点から意見、提言等を頂く手法で実施した。

本報告書は、まず大洗工学センター（事務局）より各回の委員会に提示した説明資料を掲載し、その資料の審議過程において提示された各委員の数々のご意見、提言などを整理したものである。さらに、提示されたご意見、提言に関して、設計や処理処分計画立案に反映すべき内容を整理し、それに対する今後の対応方針（案）をまとめたものである。

２．固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）における処分対応の考え方

2.1　施設計画の背景と施設概要

2.1.1　施設計画の背景

大洗工学センターの各施設で発生する廃棄物は、原研との協定に基づき表2.1-1 に示す内容に区分して原研大洗廃棄物管理施設へ運搬され、廃棄物管理施設側で必要な処理を行い、放射能濃度が十分低くなった液体廃棄物に関しては海洋放出、固体廃棄物に関しては貯蔵施設で保管されている。図 2.1-1 に廃棄物管理の概要を示す。

高線量のα固体廃棄物（α固体廃棄物 B）については、廃棄物管理施設側の貯蔵施設で保管管理されているが、建設から約３０年経過した現在、図 2.1-2 に示すとおり貯蔵施設の貯蔵裕度が厳しい状況になっている。このため、このままの照射後試験計画で廃棄物発生量が推移すると平成２０年頃には貯蔵能力を超えることが予想されている。

α固体廃棄物 B は、高速炉燃料材料開発に伴う照射後試験により発生する廃棄物であるため、これを保管する貯蔵施設の貯蔵裕度がなくなると大洗工学センターで今後計画している各プロジェクト（表 2.1-2）に影響を及ぼすこととなり、今後の大洗工学センターの円滑な業務推進を図る上での課題となる。

以上のことから、これらの状況を解決する方策として廃棄物発生量の抑制、貯蔵施設の増設、廃棄物処理施設建設による減容化が考えられるが、以下の理由により将来の処分を目指した廃棄物の減容・安定化が可能な廃棄物処理施設（固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF））の建設計画を実施することとした。

①発生量の抑制に努めているものの、上流側の照射後試験計画に支配されるため抑制にも限度がある。

②貯蔵施設の単なる増設は、近年の社会状況から地元の了解が得られにくく立地が極めて困難な状況にある。

③減容処理することにより、将来の大洗工学センター内施設の廃止措置により発生する同様な廃棄物も貯蔵施設の増設を行わず対応可能である。

2.1.2　施設の概要

(1)施設の目的

本施設は主にα固体廃棄物 B を処理対象とし、廃棄物管理施設の貯蔵裕度の向上を図るとともに将来の RI・研究所等廃棄物処理処分に向けた廃棄体作製（廃棄物の高減容化、安定化）の技術開発・実証を行う施設であり、具体的には以下の内容を目的とした施設である。

①高放射性の TRU 核種で汚染された廃棄物の処理、遠隔運転・保守及び品質保証システムの技術開発とその実証。

②高速炉燃料材料の照射後試験で発生するα固体廃棄物 B の高減容処理による貯蔵施設の満杯回避と高速炉開発の推進。

③将来の廃棄物処分に向けた廃棄物の廃棄体作製（高減容化、安定化）、処分費用低減技術（低減のための処理計画）の開発と実証。

(2)処理対象廃棄物と処理能力

大洗工学センター照射後試験施設及び原研大洗プルトニウム燃料研究棟から発生するα固体廃棄物Bを主な処理対象とし、その裕度の中で廃イオン交換樹脂等の処理も行う。

処理対象廃棄物	処理能力	備　　考
○α固体廃棄物B （放射化金属を含む）	約10トン/年	施設発生缶（S,L,G缶） 原研保管缶（原研発生缶を含めたS,L,G缶）
○その他固体廃棄物	約3トン/年	廃イオン交換樹脂 チャコールフィルタ

(3)処理能力設定根拠

年間処理能力は、照射後試験施設等の廃止措置により多量の廃棄物発生が予測される平成４０年度頃までに、α固体貯蔵施設に保管している廃棄物と今後、各施設での照射後試験等により発生する廃棄物を処理できるような能力として設定している。

なお、平成４０年度以降は各施設の廃止措置により発生したα固体廃棄物Bの処理を継続する。

(4)施設規模と設備概要

①施設規模

＜技術開発棟＞

構造：鉄筋コンクリート構造　地下１階　地上２階（一部３階）、耐震Bクラス

大きさ： 43.5m×32m、地上高さ約20m

延べ床面積：約4700 ㎡

＜管理棟＞

構造　鉄骨構造　地上２階、耐震Cクラス

大きさ　12.5m×33m、地上高さ約10m

延べ床面積：約950 ㎡

図2.1-3、4に概略部屋配置図及び鳥かん図を示す。

②設備概要

主に以下の設備で構成される。

・搬入搬出設備、前処理（分別）設備、レーザ切断設備、焼却溶融設備

・分析設備、廃液処理設備、ユーティリティ設備

・換気空調設備、電気設備、非常用発電設備、消火設備、運転監視設備等

図2.1-5、6にLEDFの概略処理フロー図及び主要設備のシステム概要を示す。

③建設スケジュール

核燃料使用施設として建設する場合のスケジュール（案）を表2.1-3に示す。

表2.1-1　放射性廃棄物の区分・分類

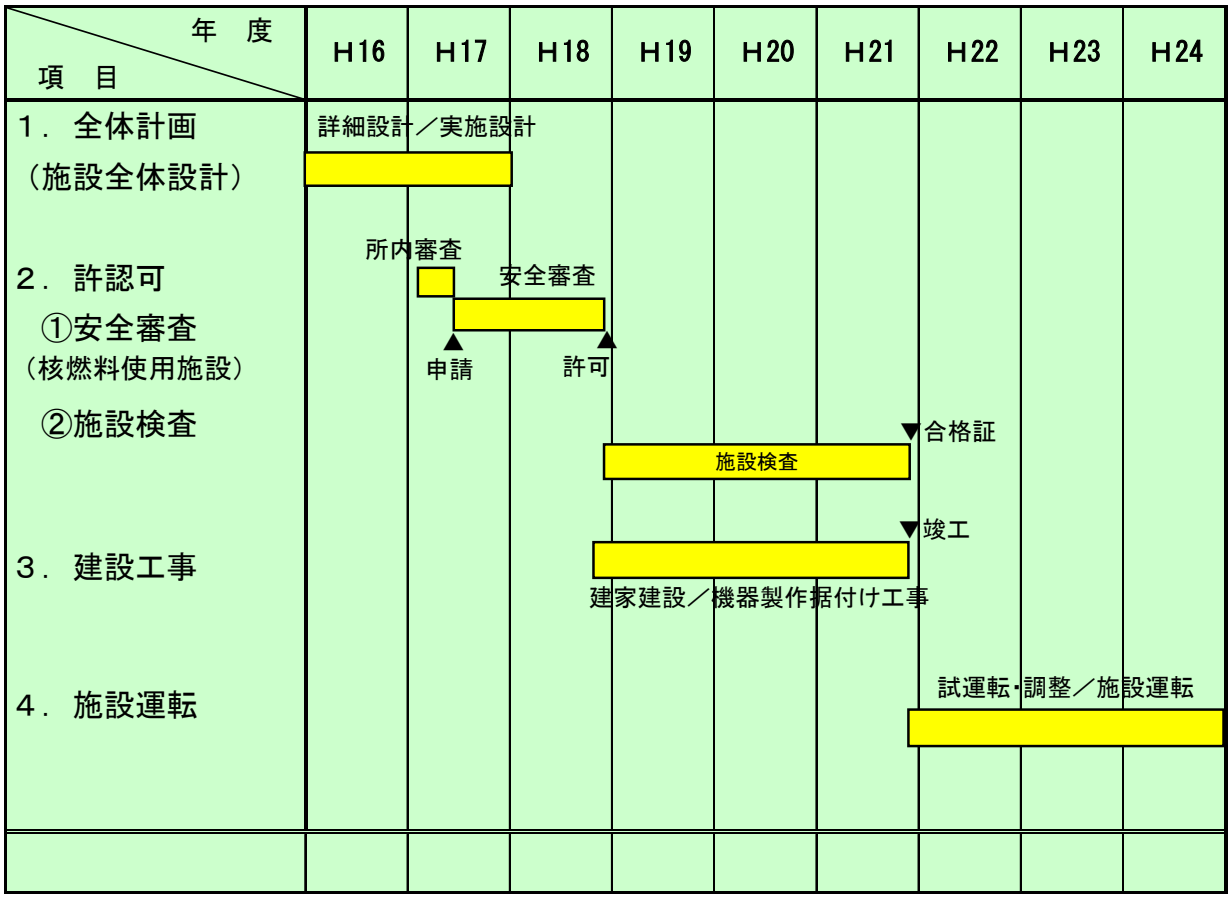
区分			区分基準	分類	性状	内容物	収納容器・包装等
固体廃棄物	β・γ固体廃棄物A		容器表面の線量率が2mSv/h未満で、容器当たりの放射性物質の含有量がβ・γ放射性物質*1で、3.7×10^{13}Bq/容器(20ℓ)未満 また、α放射性物質*2で、3.7×10^{4}Bq/容器(20ℓ)未満	可燃性封入物	セルロース系	紙・布・木片・含水・含油*6類	赤色ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
					プラスチック類	酢ビ、ネオプレン・ゴム手袋(薄手)類	緑色ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
				不燃性封入物 *7	有機難燃	塩ビ・ネオプレン・フッ素樹脂類	白色ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
					鉄鋼	鉄鋼製品・ステンレス鋼類	紺色ﾍﾟｰﾙ缶、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
					ガラス類	ｶﾞﾗｽ・ｺﾝｸﾘｰﾄ・陶磁器類	白色ﾍﾟｰﾙ缶、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
					非鉄	銅・鉛*6,8・アルミ製品類	緑色ﾍﾟｰﾙ缶、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
				フィルタ類	－	ﾌﾟﾚﾌｨﾙﾀ・ﾍﾊﾟﾌｨﾙﾀ等	ﾋﾞﾆﾙﾊﾟｯｸで溶封又はﾋﾞﾆﾙｼｰﾄで包装
				特殊固体廃棄物 *5	－	異形物等	廃棄物管理施設と協議する
				大型固体廃棄物	－	詳細は別に定めるマニュアルによる	
	β・γ固体廃棄物B		容器表面の線量率が2mSv/h以上で、容器当たりの放射性物質の含有量がβ・γ放射性物質で、3.7×10^{13}Bq/容器(20ℓ)未満 また、α放射性物質で、3.7×10^{4}Bq/容器(20ℓ)未満	スチール缶封入物	－	A型スチール缶に入る大きさのもので可燃・不燃を問わない	A型スチール缶
				大型固体廃棄物	－	詳細は別に定めるマニュアルによる	
	α固体廃棄物A *4		容器表面の線量率が0.5mSv/h未満で、容器当たりの放射性物質の含有量がβ・γ放射性物質で、3.7×10^{13}Bq/容器(20ℓ)未満 また、α放射性物質で、3.7×10^{4}Bq/容器(20ℓ)以上 3.7×10^{7}Bq/容器(20ℓ)未満	可燃性封入物	－	紙・布・木片、酢酸ビニル・ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ・木片・含油*6類	密封後、青色ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
				不燃性封入物	含水物	含水紙・布	密封後、黄色ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
					非鉄金属	銅・鉛*6,8・アルミ製品類	密封後、黄色ﾍﾟｰﾙ缶、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
					その他	塩ビ・ネオプレン・フッ素樹脂・鉄鋼類・ｶﾞﾗｽ・ｺﾝｸﾘｰﾄ	密封後、肌色ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
				フィルタ類	－	α汚染のあるﾌﾟﾚﾌｨﾙﾀ・ﾍﾊﾟﾌｨﾙﾀ類	ﾋﾞﾆﾙﾊﾟｯｸで溶封後、ﾀﾞﾝﾎﾞｰﾙ箱に入れ、ﾋﾞﾆﾙｼｰﾄで包装
				特殊固体廃棄物 *5	－	異形物等	廃棄物管理施設と協議する
				大型固体廃棄物	－	詳細は別に定めるマニュアルによる	
	α固体廃棄物B *4		容器表面の線量率が0.5mSv/h以上で、容器当たりの放射性物質の含有量がβ・γ放射性物質で、3.7×10^{13}Bq/容器(20ℓ)未満 また、α放射性物質で、3.7×10^{7}Bq/容器(20ℓ)以上 3.7×10^{12}Bq/容器(20ℓ)未満	S型スチール缶封入物	－	^{60}Co換算<11.1TBq/容器(<11100GBq/容器)	S型スチール缶、ﾋﾞﾆﾙﾊﾟｯｸで溶封後、保護容器に収納
				L型スチール缶封入物	－	^{60}Co換算<1.11TBq/容器(<1110GBq/容器)	L型スチール缶、ﾋﾞﾆﾙﾊﾟｯｸで溶封後、保護容器に収納
				G型スチール缶封入物	－	1MeV<740GBq/容器	ﾋﾞﾆﾙﾊﾟｯｸで溶封後、G型スチール缶で密封
				大型固体廃棄物	－	詳細は別に定めるマニュアルによる	
液体廃棄物	液体廃棄物A		^{3}H以外のβ・γ放射性物質の水中濃度; 3.7×10^{1}Bq/cm^{3}未満 *3 ^{3}Hの水中濃度; 3.7×10^{3}Bq/cm^{3}未満 α放射性物質の水中濃度; 1.0×10^{-2}Bq/cm^{3}未満	一般無機廃液	水溶性のもの	水溶性	貯槽
				有機廃液 *6	有機性のもの	有機溶液・廃油	金属容器又はﾎﾟﾘﾋﾟﾝ、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ袋包装
				スラッジ *6	沈殿物など	スラッジ類	
	液体廃棄物B		^{3}H以外のβ・γ放射性物質の水中濃度; 3.7×10^{1}Bq/cm^{3}以上 3.7×10^{4}Bq/cm^{3}未満 ^{3}Hの水中濃度; 3.7×10^{3}Bq/cm^{3}未満 α放射性物質の水中濃度; 1.0×10^{-2}Bq/cm^{3}未満	同上	同上	同上	同上
	液体廃棄物C		^{3}Hの水中濃度; 3.7×10^{3}Bq/cm^{3}以上 3.7×10^{5}Bq/cm^{3}未満 α放射性物質の水中濃度 1.0×10^{-2}Bq/cm^{3}未満	同上	同上	同上	同上
	特殊な液体廃棄物	高濃度廃液	^{3}H以外のβ・γ放射性物質の水中濃度; 3.7×10^{4}Bq/cm^{3}以上 ^{3}Hの水中濃度; 3.7×10^{5}Bq/cm^{3}以上	同上	同上	同上	発生元で処理する
		α含有廃液*4	α放射性物質の水中濃度; 1.0×10^{-2}Bq/cm^{3}以上	同上	同上	同上	発生元で処理する

＊1：＊2に示す以外の放射性物質。
＊2：超ウラン元素であって、α線を放出する放射性物質。
＊3：主な放射性物質が短半減期であって、100時間以内にその濃度が3.7×10^{1}Bq/cm^{3}未満になることが明らかなものを含む。
＊4：α固体廃棄物A・B及び「α放射性物質の水中濃度1.0×10^{-2}Bq/cm^{3}以上の特殊な液体廃棄物」については、Pu含有量1g/(20ℓ容器)未満、核分裂性物質含有量4g/(20ℓ容器)未満とする。
＊5：大型、異形等の特殊廃棄物が多量に発生する場合は、あらかじめ環境保全課に連絡し、引渡し前の措置等を協議して決める。
＊6：α，β・γ固体廃棄物Aの含油物及び鉛、並びに有機廃液、スラッジ廃液は、「注意票」を添付すること。
＊7：β・γ固体廃棄物Aの200ℓドラム缶を搬出する場合は、不燃物封入物の封入方法と同様に性状毎に容器を分けて封入すること。
なお、ドラム缶で搬出する場合は、あらかじめ特殊固体廃棄物処理依頼／指示書(様式－17)に必要事項を記載し、環境保全課へ依頼して封入方法等を協議する。
＊8：鉛は、出来る限り再利用を図り、放射性廃棄物とすることを避けること。
※：　爆発性物質等取扱上注意する必要がある場合は、「注意票」を添付すること。

表 2.1-2　高放射性α固体廃棄物の貯蔵限界によるプロジェクトへの影響

プロジェクト	廃棄物発生量抑制及び貯蔵施設満杯による影響
実用化戦略調査研究(FS)	FS で検討されている実用化に向けた候補材料や LLFP*)等の照射試験が実施できず、今後の FBR 研究開発計画に支障をきたす。 *)Long Lived FP: 長寿命核分裂生成物
マイナーアクチニド（MA）/金属燃料開発	廃棄物発生量の抑制により、ごく限られた照射パラメータや試験項目のみの照射後試験となり、燃料の安全性を十分に立証できなくなる。
MK-Ⅲ対応	廃棄物発生量の抑制により、MK-Ⅲの十分な性能確認ができず、将来の受託照射や一般利用を大幅に制限する必要が生じる。
もんじゅ対応	平成 20 年以降に予定されているもんじゅ燃料の照射後試験において十分な対応ができない。

表 2.1-3　今後の建設スケジュール（案）



（注記）上記の工程は平成 15 年 12 月現在のもので、業務進捗により変更の可能性あり。

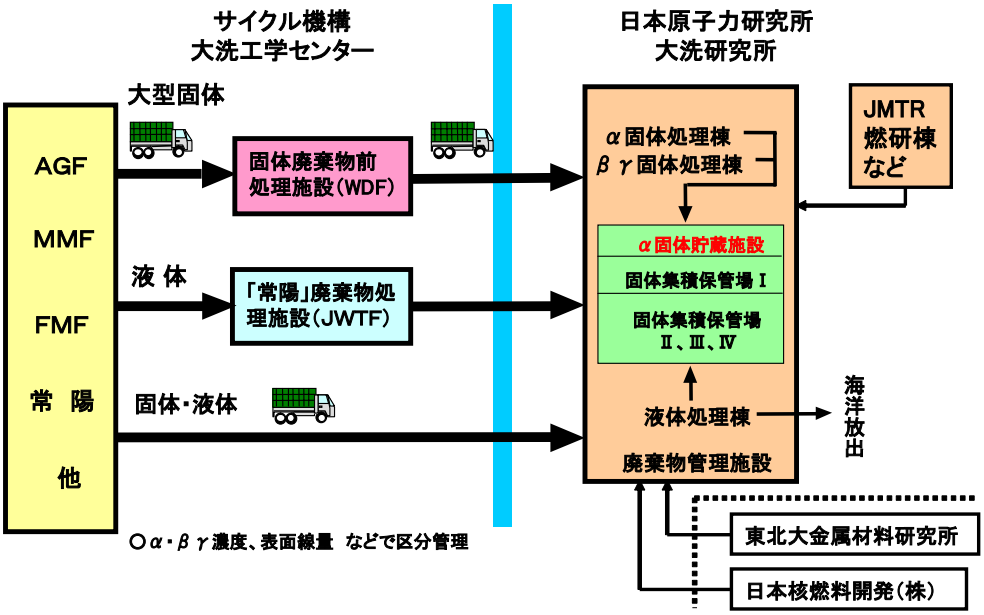


図2.1-1大洗地区の廃棄物管理の流れ（現状）

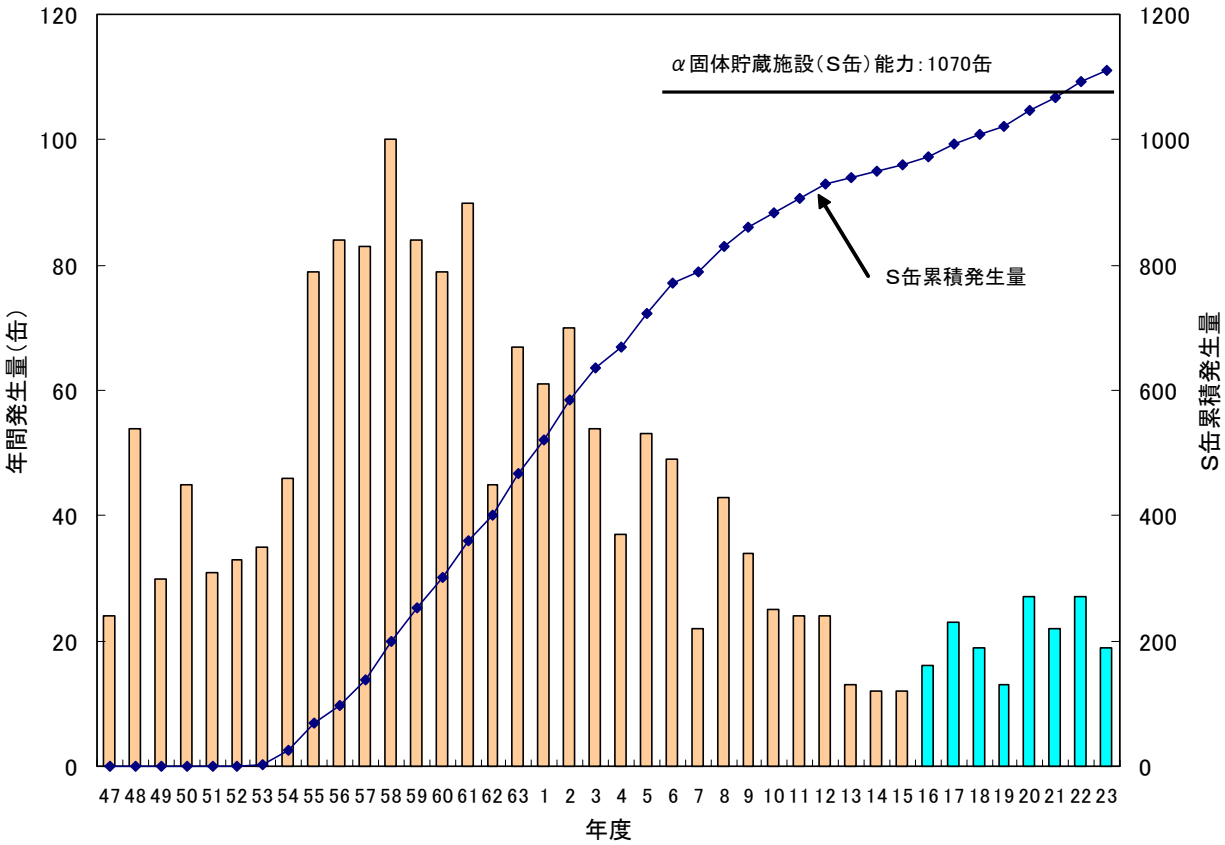


図 2.1-2　廃棄物管理施設α固体貯蔵施設の保管状況

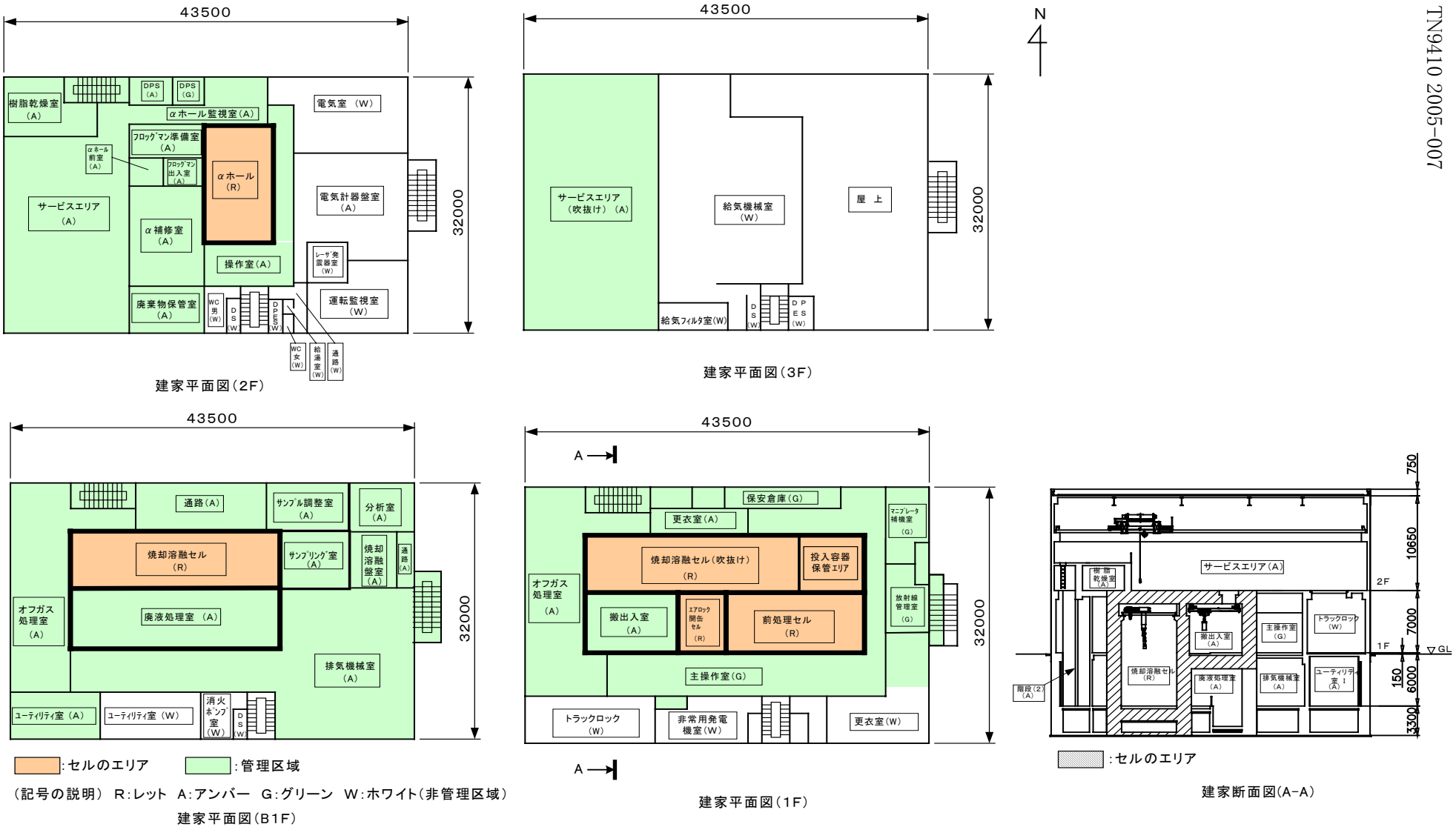


図2.1-3　　LEDFにおける概略部屋配置及び管理区域図

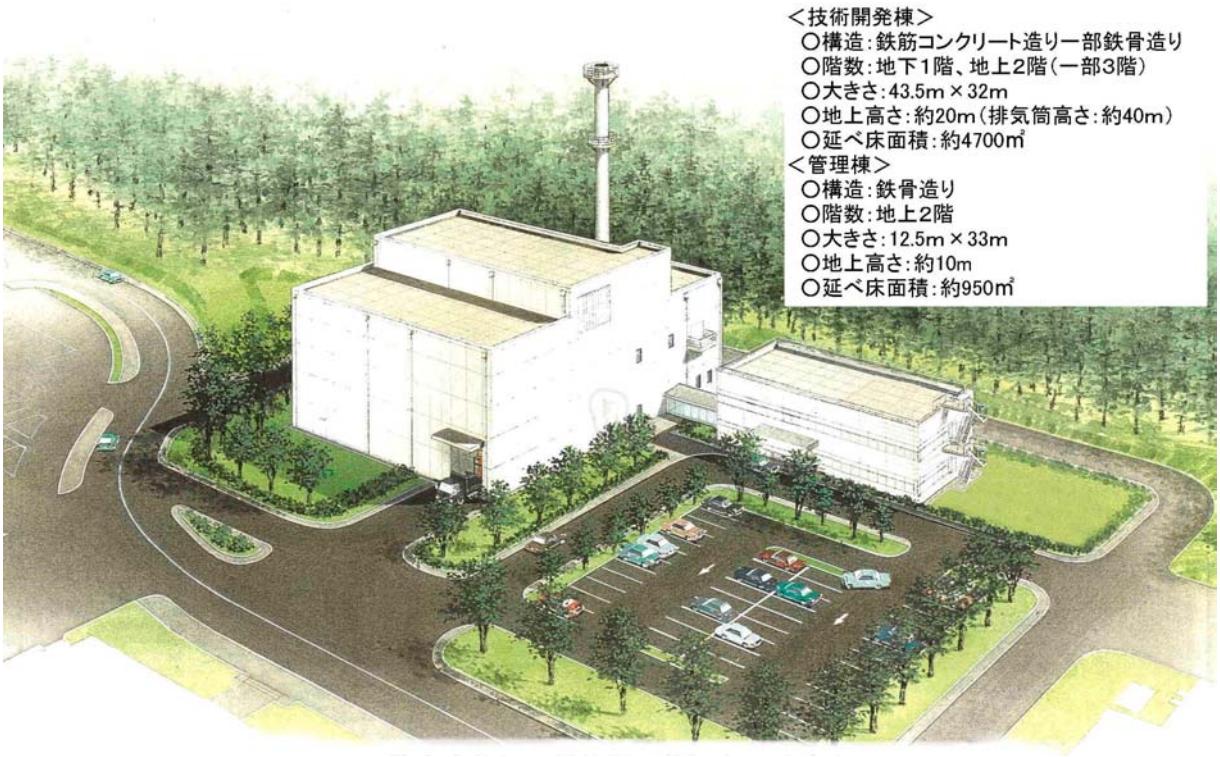


図 2.1-4　固体廃棄物処理技術開発施設(LEDF)鳥かん図

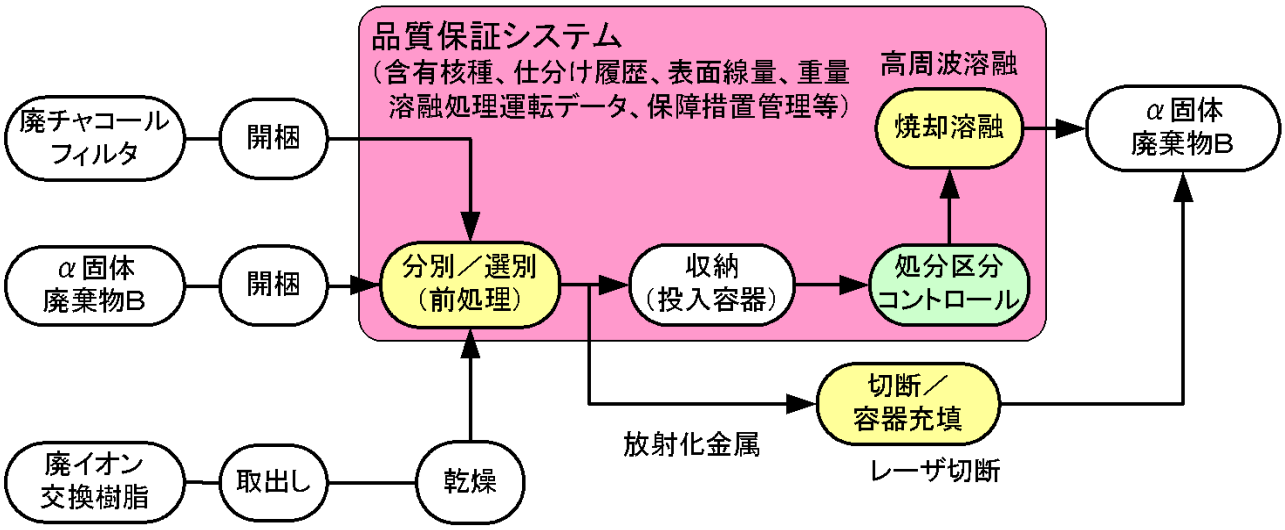


図 2.1-5　LEDF の概略処理フロー図

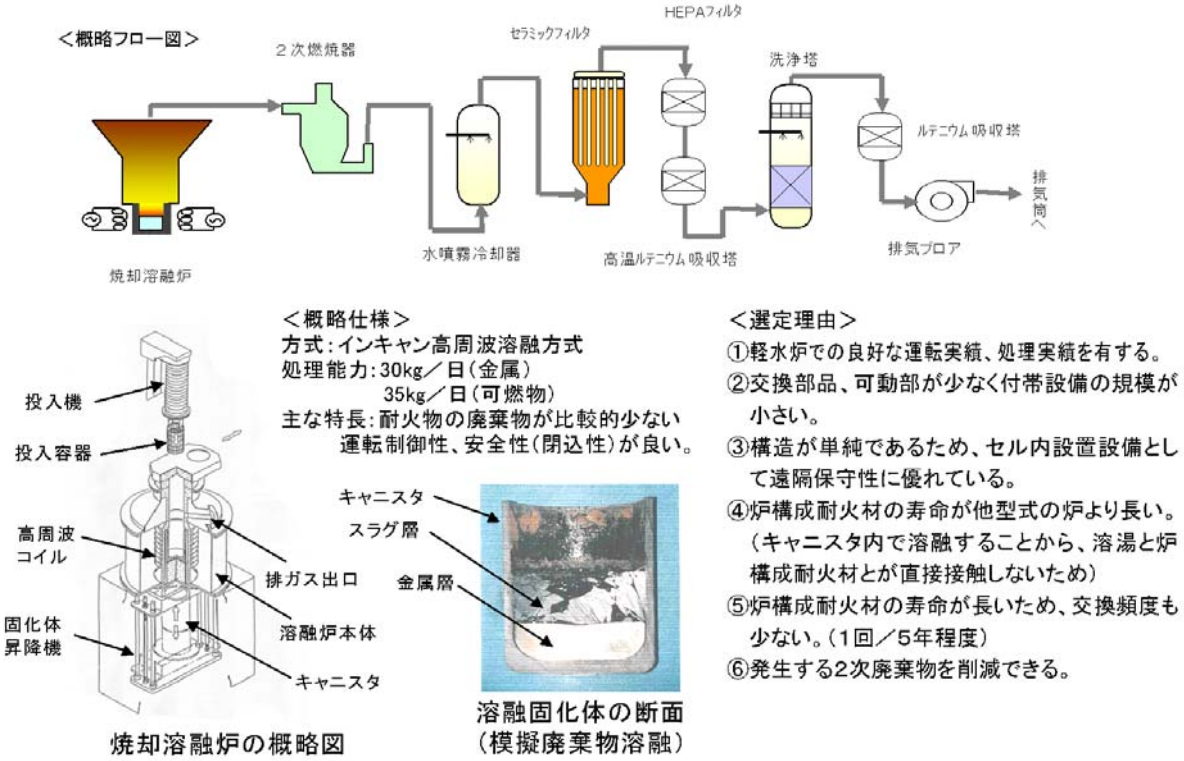


図 2.1-6(1/2)　焼却溶融設備　システム概略図

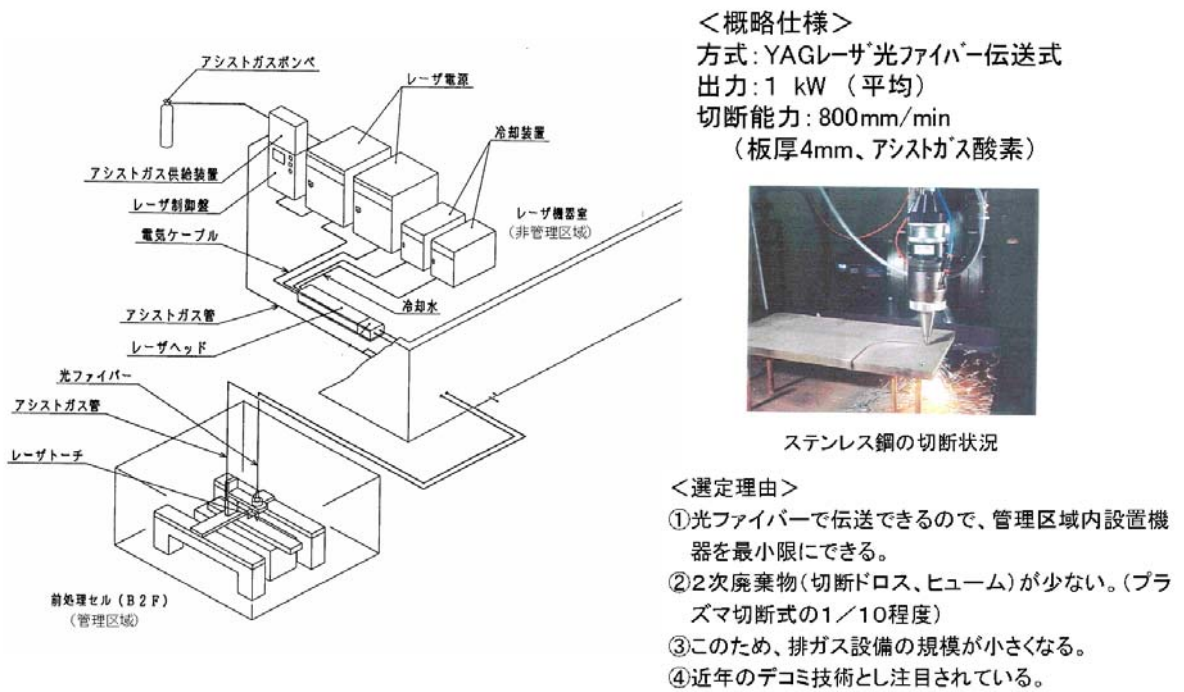


図 2.1-6 (2/2) レーザ切断設備　システム概略図

2.2　対象廃棄物の性状と特徴

2.2.1　概　要

α固体廃棄物 B の内容物は、主に燃料集合体の解体、材料の機械的性質の確認等により発生した照射済燃料（以下「燃料」という）や照射済金属材料（以下「材料」という）の切粉等が付着したウェスや治工具等であるため、主に燃料由来の TRU 核種で汚染され、かつ比較的表面線量率が高いことが主な特徴である。

2.2.2　発生元施設及び発生形態

照射後試験施設では、主に高速実験炉「常陽」や海外炉で照射された燃料や材料の各種試験を行い、将来はもんじゅの燃料や材料に関する試験も行う計画である。

「常陽」で照射された燃料集合体は、照射燃料集合体試験施設（FMF）で非破壊試験を行った後、必要な寸法に切断され、照射燃料試験施設（AGF）、照射材料試験施設（MMF）に移送され、さらに個別の試験を行う。図 2.2-1 に FMF を例に照射後試験施設での試験の流れとその過程で発生する廃棄物を示す。試験の過程で切断粉等が試験機材やセル床に飛散し、これらのメンテナンスに伴う除染用のウェスや治工具類が廃棄物となる。また、この中には燃料等の国際規制物資（以下「国規物」という）を含むものも存在する。発生する主な廃棄物の具体例を図 2.2-2 に示す。

2.2.3　廃棄物性状と放射能量

(1)性　状

α固体廃棄物 B は図 2.2-3 に示す基準に基づき、図 2.2-4 に示す廃棄物容器(以下「缶」という）で廃棄物管理施設に貯蔵される。なお、缶の収納容量は 20～30ℓである。缶は、管理上以下の 3 種類に分類している。

- 照射済みの燃料被覆管やステンレス管等の放射化物を含有するもの（放射化物缶）
- 除染資材や治工具等の雑廃棄物を含有するもの（雑廃棄物缶）
- 数グラムの燃料等を含むもの（国規物缶）

現在原研に貯蔵されている缶の総重量は図 2.2-5 に示すとおり、約 77 トンで、そのうち雑廃棄物缶が約 38 トン(49%)、国規物缶は約 18.5 トン(24%)、放射化物缶は約 20.5 トン(27%)である。雑廃棄物缶や国規物缶の主な内訳は不燃物が 80%以上、放射化物缶では不燃物 67%、放射化物 28%である。

なお、LEDF では今後の施設発生分や照射後試験施設のデコミ廃棄物も含め約 230 トン[1)]を処理する計画である。廃棄物の材質組成としては図 2.2-6 に示すとおり、金属類が支配的で約８割を占め、大部分は鉄系金属である。次いで放射化物が約７％、PVC などの難燃物は約７％、紙布等の可燃物とガラスや石こう等の無機物は各２％である。また、鉛等有害物[2)]は、WDF での仕分け実績から１％以

---

1) 既貯蔵分のほか施設発生分約 40 トン、デコミ廃棄物分を 116 トンとした。

2) 有害物は鉛、水銀

下と推定している。

(2)対象廃棄物の線量率

缶表面の線量率は、図 2.2-7 に示すように 10μSv/h から 50Sv/h まで広く分布している。線量率の特徴は概ね 1Sv/h を境に低いものは雑廃棄物や国規物、高いものは放射化物に分類することができる。

(3)対象廃棄物に含有する放射能量

廃棄物中には Mn-54 や Co-60、Cs-137 等の多様な核種が存在するが、管理上は缶表面の線量率から Co-60 放射能量に換算したもので管理している。また、平成元年から燃料や材料の重量、燃焼解析計算（ORIGEN)、スミヤ分析結果を用いてαやβγ放射能量を推定している[3)]。これらの推定値からα放射能濃度は、雑廃棄物缶と放射化物缶で 10^7～10^8Bq/トン、国規物缶で 10^9～10^{11}Bq/トンである。βγ放射能濃度は雑廃棄物缶と国規物缶で 10^{10}～10^{13} Bq/トン、放射化物缶で 10^{12}～10^{15} Bq/トンとなっている。

(4)対象廃棄物中の核燃料物質量

処理対象廃棄物のうち、缶数で約 40%を占める国規物缶には核燃料物質（プルトニウム、ウラン）が僅かに含有し、これらは計量管理規定に基づき管理されている。

(5)対象廃棄物の放射性核種組成

α固体廃棄物 B に含有する放射性核種について、高速実験炉「常陽」の照射条件（表 2.2-1 参照）を基に、燃焼解析計算コード ORIGEN-2 を用いて算出した。算出結果を表 2.2-2 に示す。

放射性核種の組成は、燃料では Pu-241、Ru-106、Pm-147 が全体の約 85%を占め、材料では Fe-55、Co-60 が全体の約 97%を占める。なお、短半減期核種では燃料では Nb-95、Ce-144、材料では Co-58、Mn-54 等が多い。

(6)対象廃棄物の放射能濃度と他の廃棄物との関係

(3)項で述べた放射能の推定濃度から対象廃棄物と TRU 廃棄物との関係を検討した。検討結果を図 2.2-8 に示す。α固体廃棄物 B は処理前の濃度であるが、国規物缶が一応の区分目安値[4)]（α濃度：1GBq/トン）より高く、雑廃棄物缶と放射化物缶は一応の区分目安値より低い結果となった。

2.2.4　高速炉発生核種の処分相当期間の推移

高速炉燃料と軽水炉燃料の放射能インベントリーは、図 2.2-9 に示すとおり高速炉の方が軽水炉に比べて 1 桁程度高い。これは高速炉が軽水炉に比して燃焼度が高いことに加え、燃料成分として放射能量の高い Pu-241 が存在するためである。また、インベントリーの差は 10 万年程度まで継続しており、これは Pu の娘核種である Am-241、U234/236、Np-237 の増加によるものである。

一方、処分に相当する減衰期間後の核種については、図 2.2-10～12 に示すとお

---

3) 放射能量は平成元年以前から管理しているが、統一的な考え方で管理を始めたのは平成元年からである

4) 「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」(H12.3.23 原子力委員会) P1

り、高速炉燃料はPuやU-235が多いため、U-234/236、Np-237がPu-238、Pu-240、Am-241の崩壊に伴って増加し、100万年後に最大となる。しかし1000万年後にはU-236以外は軽水炉とほぼ同レベルに収束する。また、FP核種は、燃焼度の違いを考慮しても高速炉、軽水炉とも大きな違いは無く、100万年後にはZr-93、Tc-99、Cs-135が最大となるが、1000万年後にはCs-135以外は軽水炉とほぼ同レベルに収束する。最後に材料核種は、もともと被覆管材が違うため単純には比較できないが、改良SUS316ステンレス鋼とジルカロイ4の各核種の放射能量は概ね変わらず、特にC-14はほぼ同レベルである。また、Nb-94、Zr-93は1～2桁程度の違いがあるが、これは各材料中のNb、Zr組成比の違いによるものである。

上記のことから高速炉と軽水炉で発生核種の違いは無く、処分相当期間においてもアクチノイド核種及びFP核種はほぼ軽水炉と同レベルに収束することがわかり、軽水炉で重要とされているNp-237は高速炉でも重要であると考えられる。一方、材料では、被覆管材質が異なるため単純比較はできないものの、Nb-94、Zr-93に相互の違いがあるが、C-14は高速炉ステンレスとジルカロイ4でほぼ同レベルである。なお、LEDFでは溶融処理を行うためC-14は少なくなる方向となる。

2.2.4 まとめ

上記の内容からLEDFで処理対象としている廃棄物の特徴をまとめると、以下の通りである。

①廃棄物の汚染起源は高速実験炉「常陽」からの燃料や材料の切断粉等である。

②廃棄物の主な構成は、ステンレス鋼等の鉄系金属であり全体の約76%を占める。また、燃料被覆管、ステンレス管等の放射化物が約7%ある。なお、鉛等の有害物質は1%以下と推定される。

③廃棄物の収納容量は20～30ℓ/缶と少量であるが、缶の表面線量率が10mSv/h～10Sv/hのものが多く、比較的線量率が高い。

④廃棄物の放射能推定値から、α放射能濃度は、雑廃棄物缶と放射化物缶で10^{7}～10^{8}Bq/トン、国規物缶で10^{9}～10^{11}Bq/トンである。βγ放射能濃度は雑廃棄物缶と国規物缶で10^{10}～10^{13} Bq/トン、放射化物缶で10^{12}～10^{15} Bq/トンである。

⑤処理対象廃棄物のうちプルトニウムやウランを僅かに含有する缶が40%存在する。

⑥核種の発生起源は、主に高速実験炉「常陽」で照射されたもので、量的に多いものは、燃料ではPu-241、Ru-106、Pm-147、材料ではFe-55、Co-60である。

⑦高速炉発生核種の処分相当期間の推移を軽水炉発生核種と比較した結果、燃料では時期によりPuやAm等が高くなるが1000万年程度の期間では軽水炉の核種推移とほぼ同様となる。また、材料では被覆材がステンレスであることからNbやZrに違いはあるもののC-14はほぼ同じである。したがって、軽水炉における重要核種であるNp-237やC-14等は高速炉でも同様に重要と考える。

表 2.2-1　高速実験炉「常陽」MK-II 炉心照射条件（ORIGEN2 計算用）

項目	条件	備考
照射済燃料試料	Pu、U 混合酸化物燃料 プルトニウム混合比２９％ ウラン濃縮度１８％	1) 主要な組成は許認可申請より引用 2) 微量元素は NUREG-CR-3474、CR-0672、材料検査記録から引用
照射済金属材料	改良 SUS316 ｽﾃﾝﾚｽ鋼（PNC316 鋼）	
燃焼度	７５０００MWD/T	最高燃焼度
中性子ﾌﾗｯｸｽ	４．１×１０^{15}　n/cm^2/s	平均中性子束
照射期間	6 サイクル（70 日運転、15 日停止）	
廃棄物発生までの期間	４８０日間 （炉取出しから照射後試験までの期間 115 日間＋照射後試験後 1 年間を仮定）	

表 2.2-2　照射済燃料試料及び照射済金属材料中の主な核種の放射能量

照射済燃料試料

核種	線種	放射能量 (Bq/g)	半減期 (年)
Pu-241	β	5.75E+10	14.4
Ru-106	β	3.59E+10	1.01
Pm-147	β γ	1.85E+10	2.62
Cs-137	β γ	8.31E+09	30.17
Sr- 90	β	4.44E+09	28.6
Cs-134	β γ	2.25E+09	2.06
Sb-125	β γ	1.75E+09	2.77
Pu-238	α	1.42E+09	87.75
Eu-155	β γ	9.51E+08	4.96
Pu-240	α	5.01E+08	6569
Pu-239	α	3.13E+08	24131
Sm-151	β γ	2.94E+08	90
Am-241	α	2.51E+08	432
Eu-154	β γ	1.65E+08	8.8
Cm-244	α	7.31E+07	18.11
H - 3	β	5.72E+07	12.28
Cd-113m	β	7.29E+06	13.7
Ａｍ－２４２ｍ	α	6.55E+06	152
Am-243	α	3.38E+06	7380
Fe- 55	EC	1.22E+06	2.7

照射済金属材料

核種	線種	放射能量 (Bq/g)	半減期 (年)
Fe- 55	EC	4.54E+08	2.7
Co- 60	β γ	1.55E+08	5.27
Ni- 63	β	1.60E+07	100
Cs-134	β γ	4.30E+05	2.06
Nb- 94	β γ	1.60E+05	20300
Ni- 59	γ	1.09E+05	75000
H - 3	β	8.42E+04	12.28
Sb-125	β γ	4.17E+04	2.77
C - 14	β	3.61E+04	5730
Cd-109	γ	3.44E+04	1.27
Eu-154	β γ	1.90E+04	8.8
Mo- 93	γ	1.70E+04	3500
Eu-152	β γ	1.24E+04	13.6
Eu-155	β γ	1.05E+04	4.96
Tc- 99	β γ	6.69E+03	213000
Ba-133	γ	3.04E+03	10.5
Ag-108m	γ	1.34E+03	127
Ho-166m	β γ	4.27E+02	1200
Sm-151	β γ	3.46E+02	90
Tm-171	β γ	2.32E+02	1.92

注１）半減期 1 年未満の核種は対象から除外した。

注 2）材料中の FP 核種（Sb、Eu 等）や Ho、Sm 等の核種は材料中の微量元素からの影響

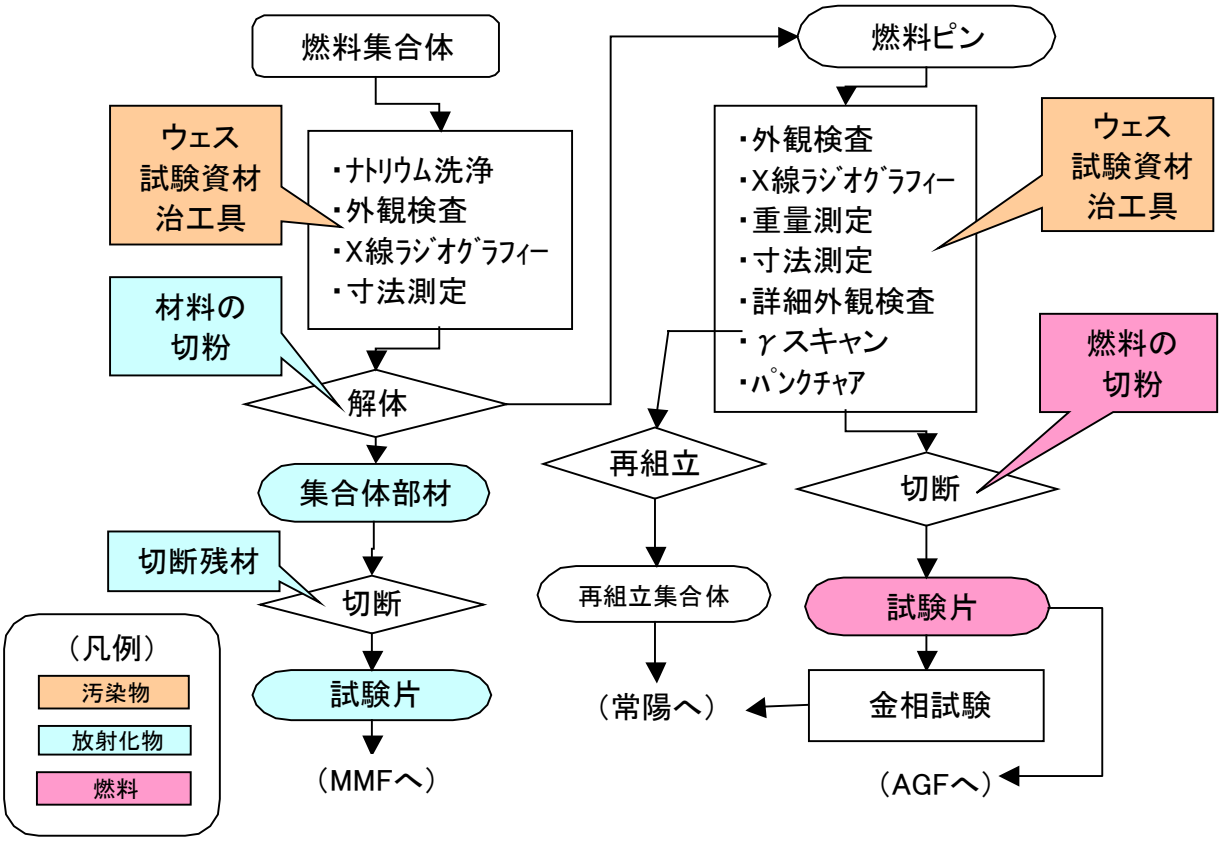
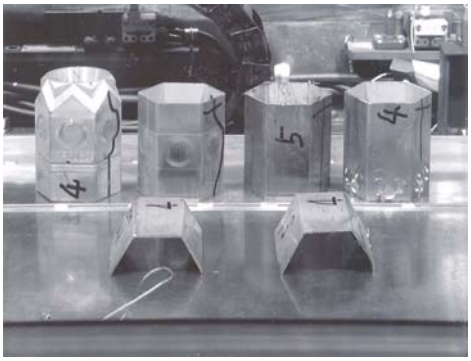


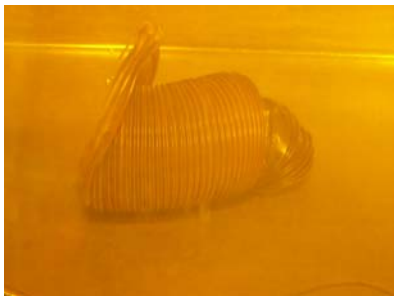
図 2.2-1　照射後試験（FMF の例）と発生廃棄物



放射化物

ウェス、脱脂綿（可燃物）

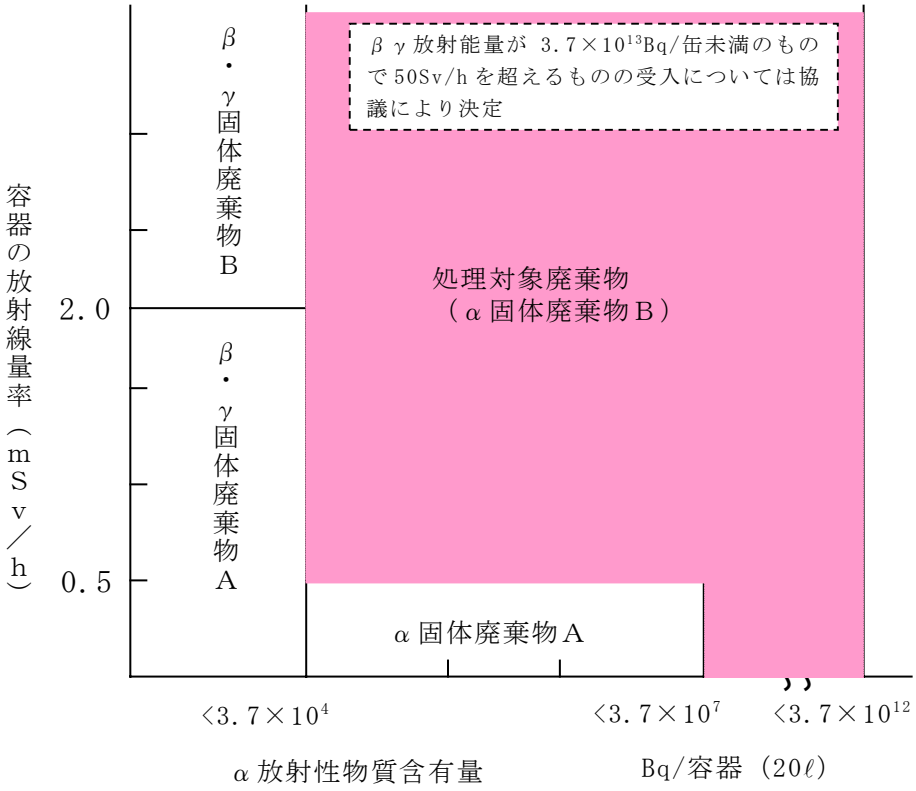
金属容器（不燃物）



ﾏﾆﾌﾟﾚｰﾀﾌﾞｰﾂ（可燃物）

ガラス容器（不燃物）

図 2.2-2　α固体廃棄物の内容物（例）



注）β・γ放射性物質の含有量が 3.7×10¹³Bq/容器（20ℓ）未満

図 2.2-3　廃棄物の払出し基準

鋼製１次容器内部（例）

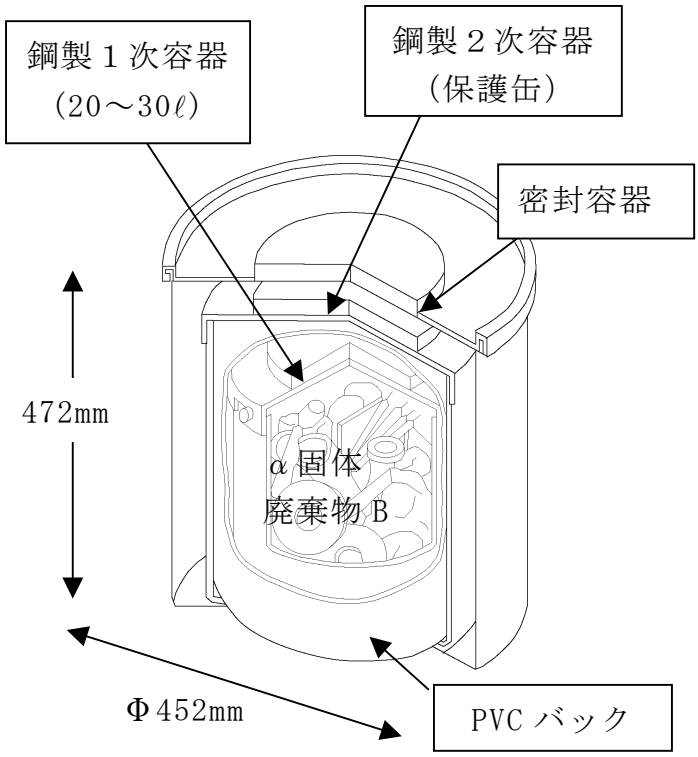


図 2.2-4　廃棄物収納荷姿（保管状態）

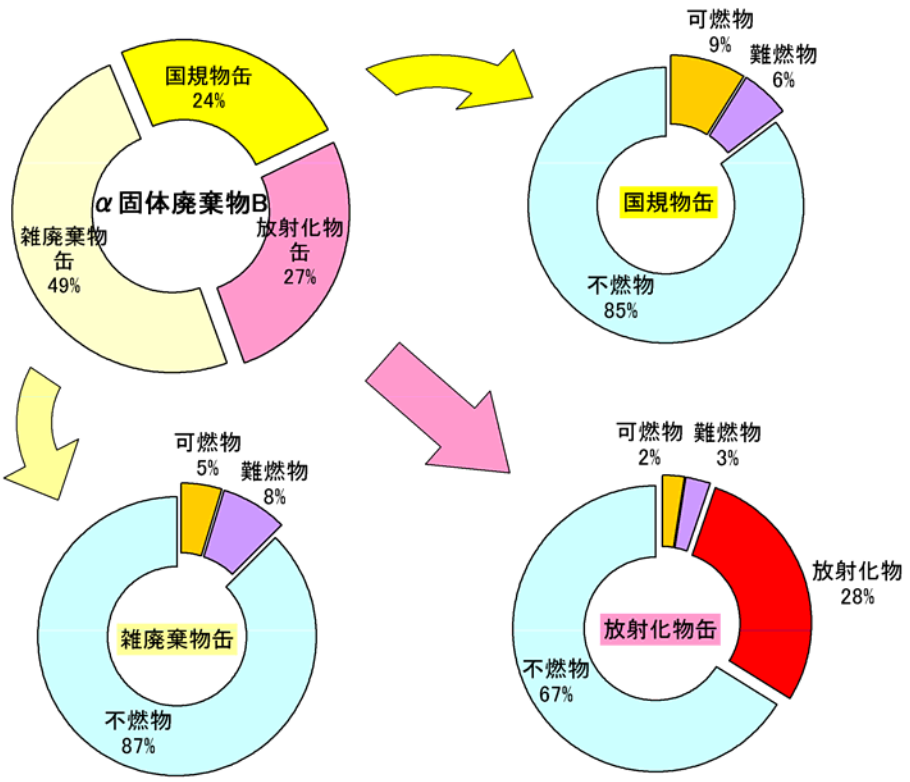
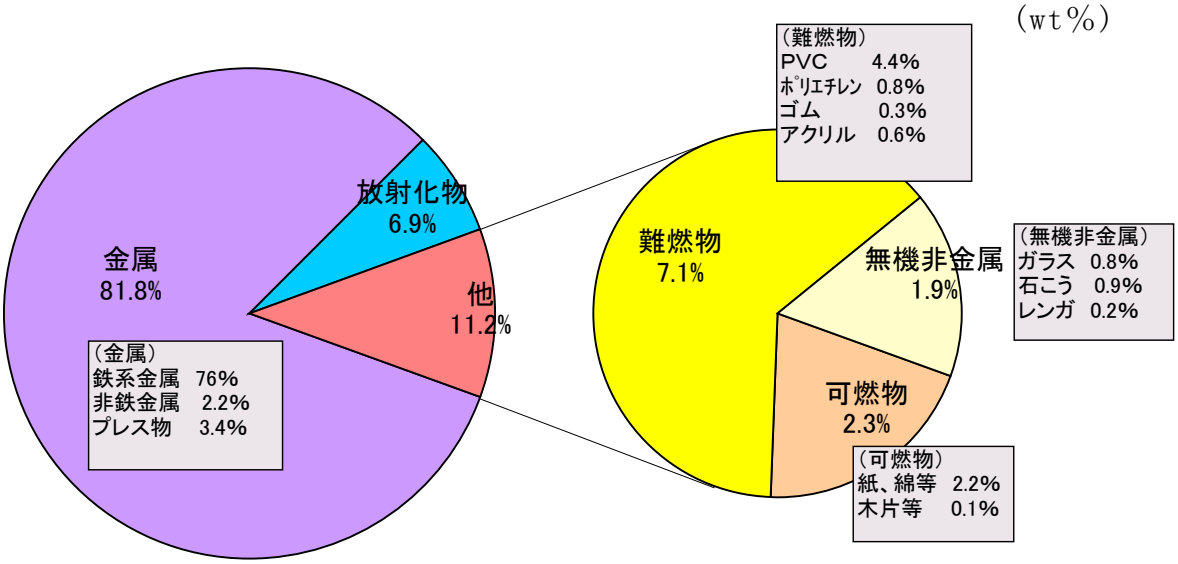


図 2.2-5　廃棄物容器中の内容物割合（重量割合）



※　：ＷＤＦでの仕分け実績より鉛等有害物質は 1%以下と推定
※※：鋼製容器、密封容器を含んだ重量比

図 2.2-6　処理対象廃棄物全体の材質別重量組成

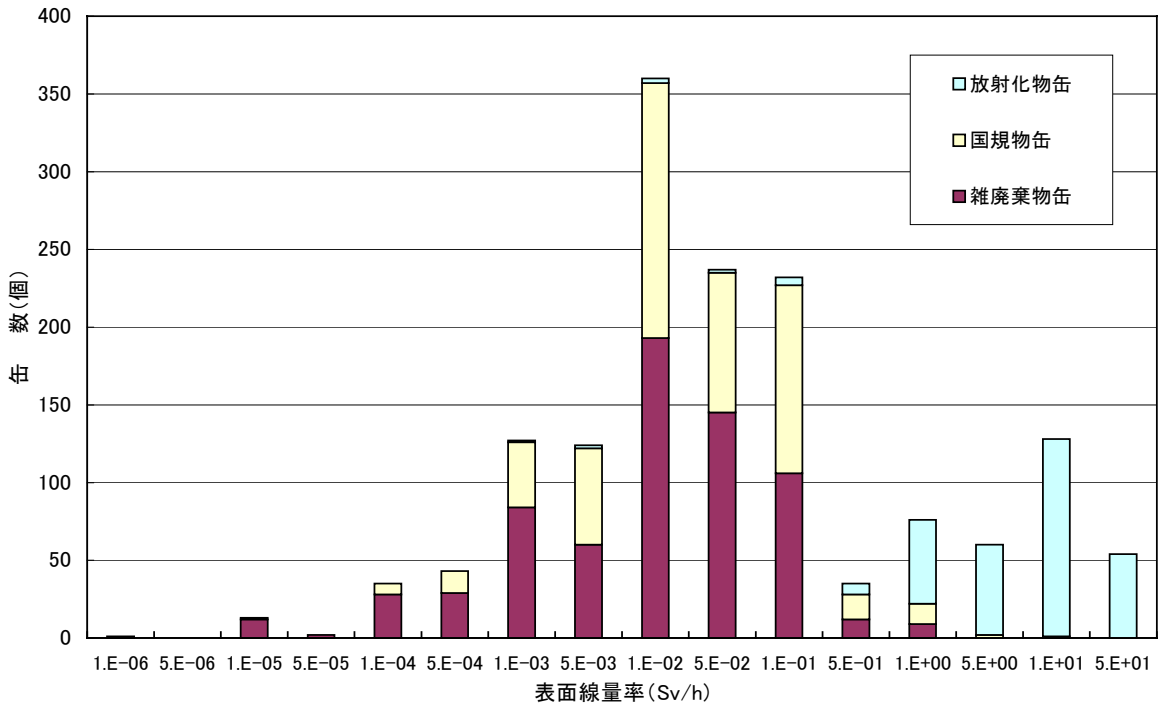


図 2.2-7　表面線量率の分布

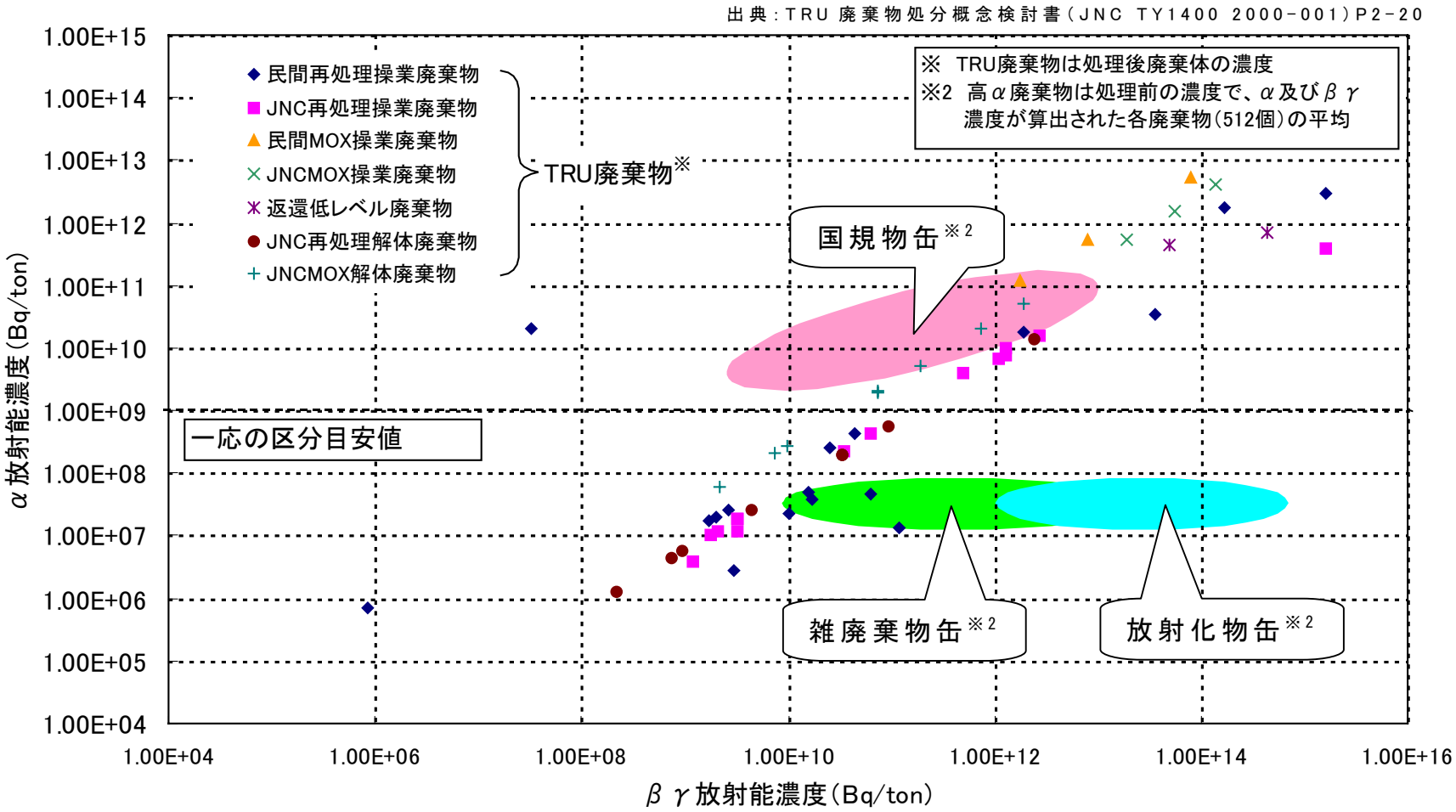


図2.2-8　対象廃棄物とTRU廃棄物の関係

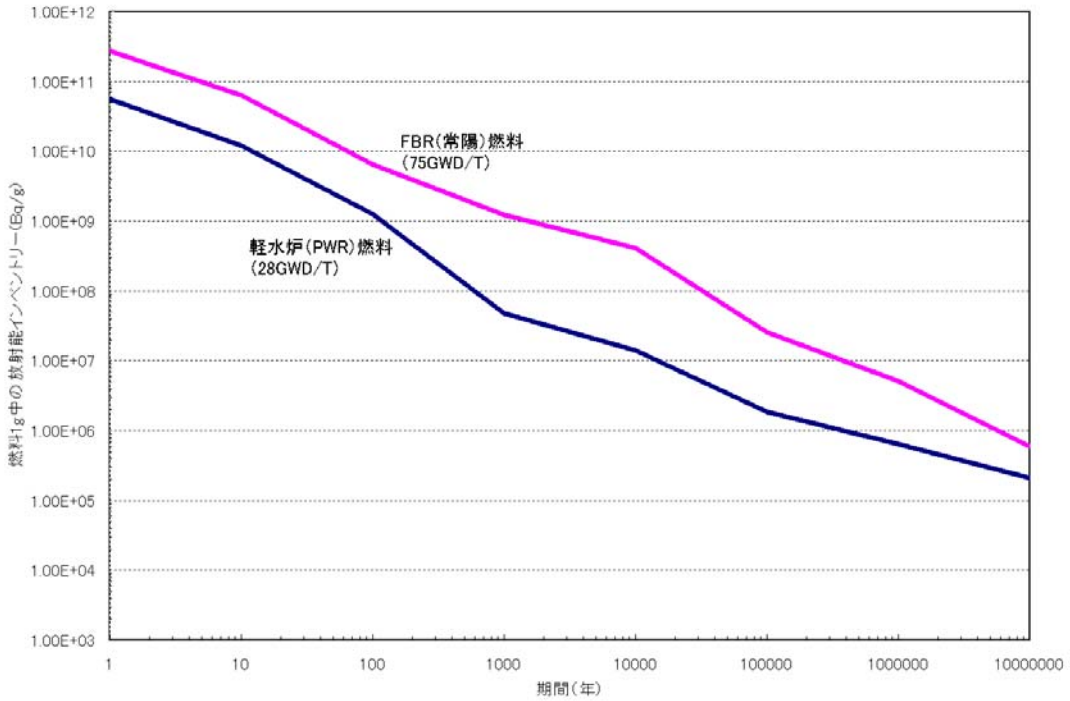
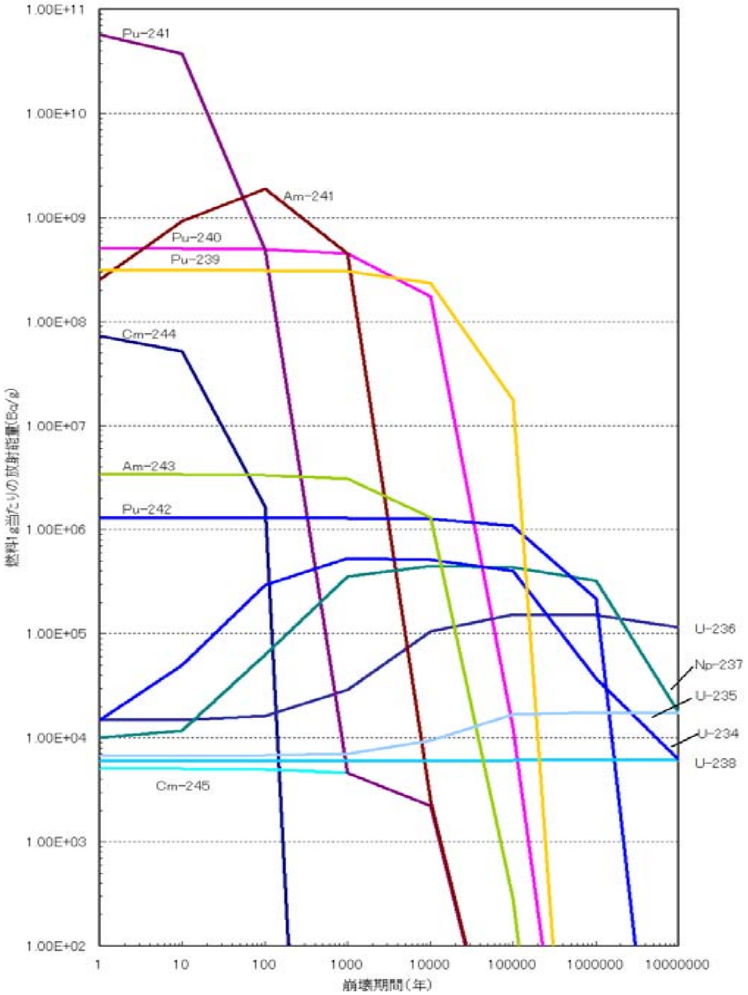
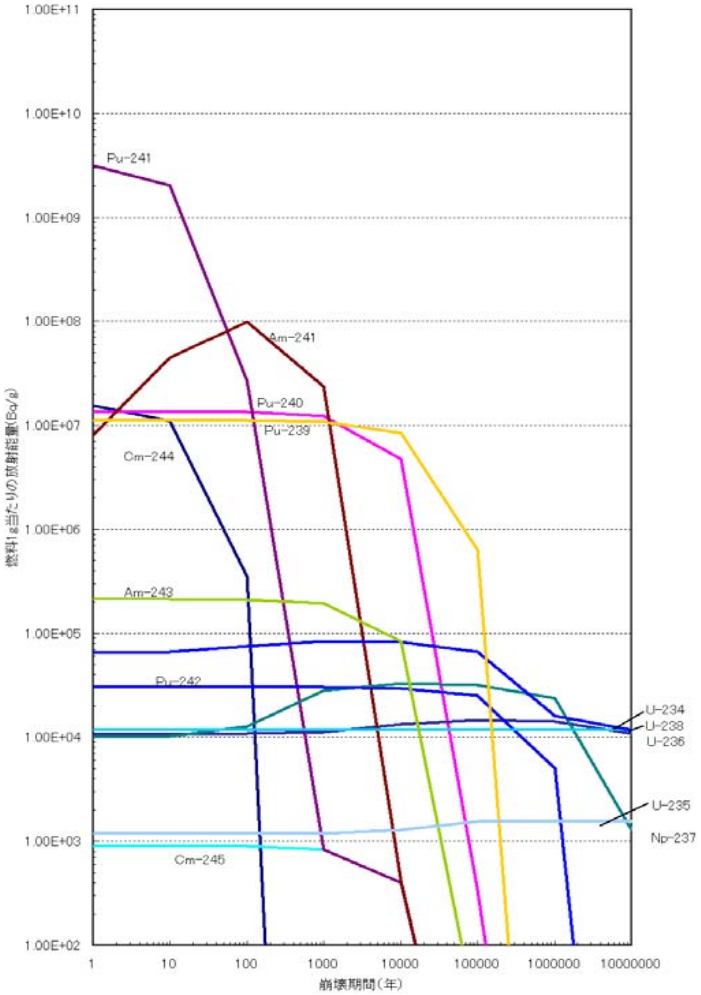


図 2.2-9　高速炉燃料と軽水炉燃料 1g 当たりの放射能インベントリーの推移

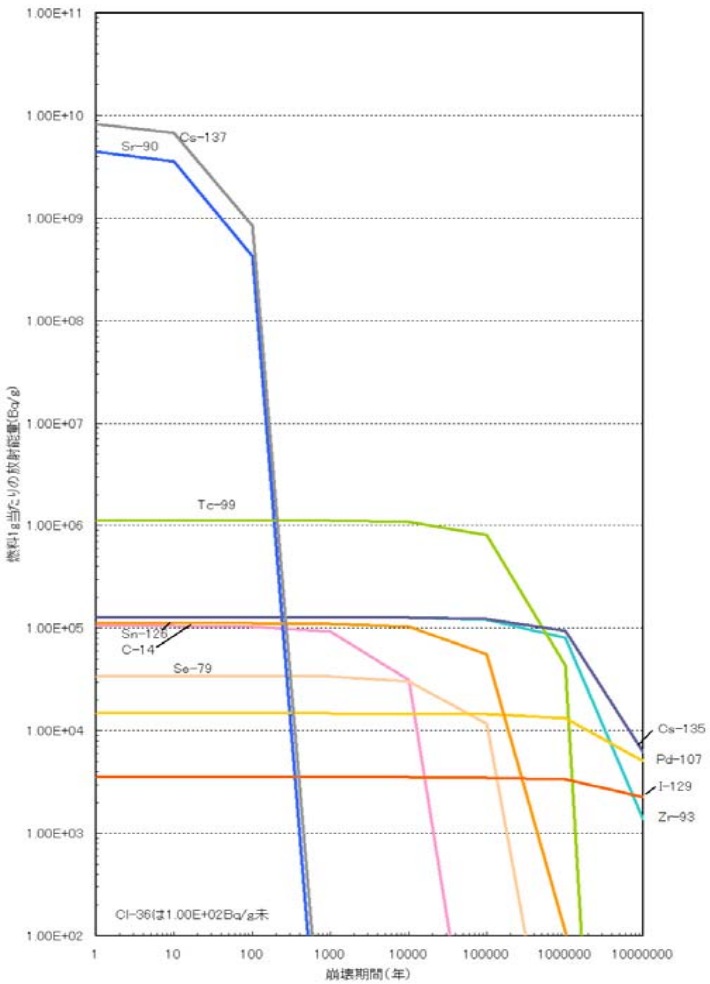


高速炉燃料（常陽 Mk-II）アクチノイド核種

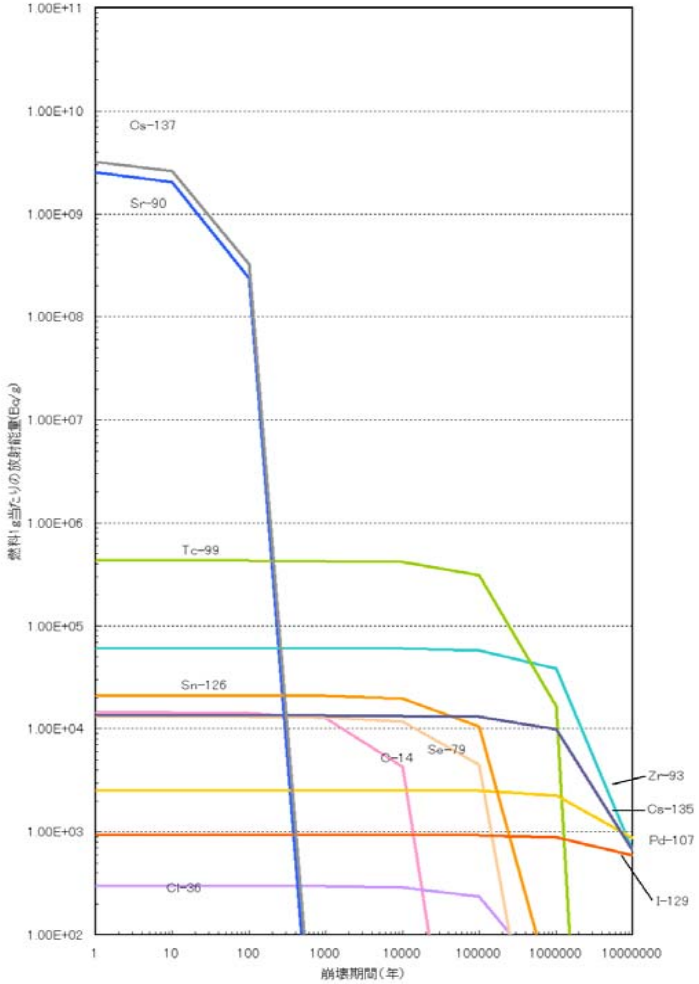


PWR 燃料（U-235４％濃縮）アクチノイド核種

図 2.2-10　高速炉燃料（常陽燃料）と軽水炉燃料（PWR 燃料）の核種推移（アクチノイド核種）

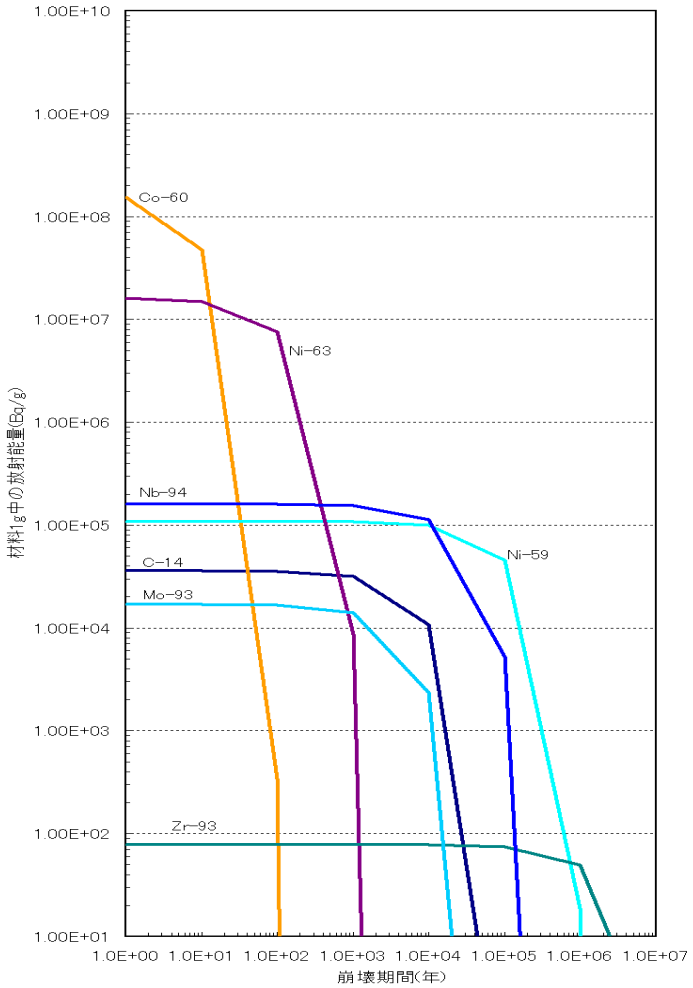


高速炉燃料（常陽 Mk-II）FP 核種

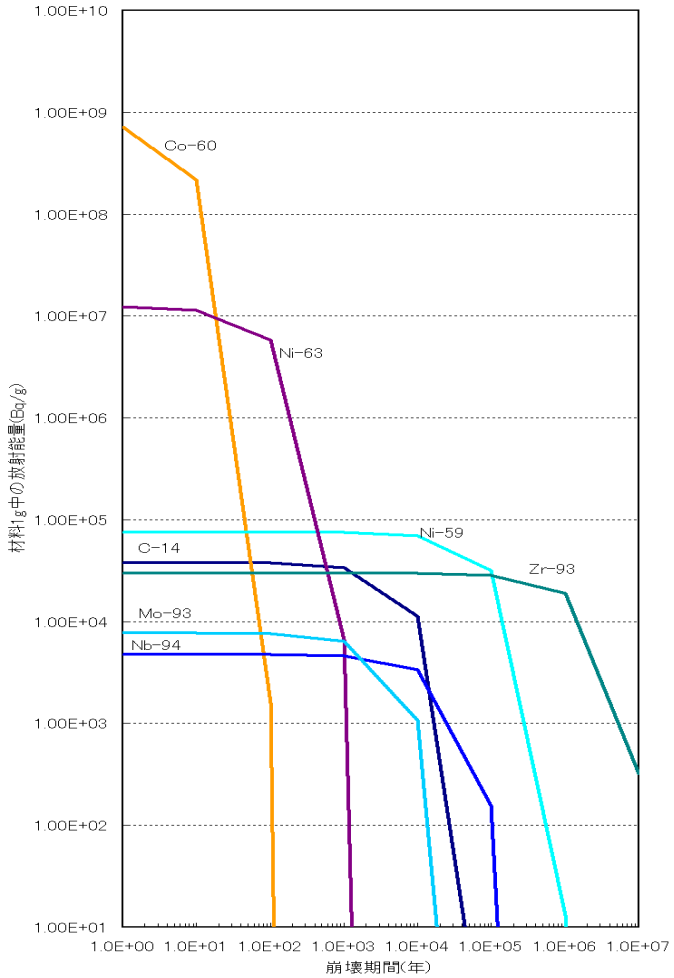


PWR 燃料（U-235 4％濃縮）FP 核種

図 2.2-11　高速炉燃料（常陽燃料）と軽水炉燃料（PWR 燃料）の核種推移（FP 核種）



高速炉材料（常陽改良 SUS316 ステンレス鋼）



PWR 材料（ジルカロイ-4）

図 2.2-12　高速炉材料（改良 SUS316 ｽﾃﾝﾚｽ鋼）と軽水炉材料（ジルカロイ 4）の核種推移

2.3　実廃棄物の放射性核種分析調査結果

2.3.1　調査概要

実廃棄物に含まれる放射性核種の分析については、溶融固化体に含まれる重要核種の確認手法を検討する目的で実施しているが、結果については分析設備の設備設計を行う上で参考となる。特に、対象廃棄物に含有している重要核種が分析可能と言う点では設備設計上の重要な情報と言える。

このため、実廃棄物中の核種組成を推定するに当たり、実廃棄物のスミヤサンプリングを行って核種分析を実施し、過去採取されたスミヤのγ核種分析結果から含有する核種を調べた。分析結果では、γ核種分析については固体廃棄物前処理施設（WDF)、AGF、FMF、MMF の４施設の結果、Sr-90 や U、Pu 等の難測定核種は AGF 及び FMF の分析結果を整理した。

図 2.3-1 に分析結果を示す。本図は、各核種の分析結果を Cs-137 との比に規格化して示したものである。ただし、現状ではデータ数も少なく今後継続的な分析が必要である。

2.3.2　調査結果

調査結果を表 2.3-1 に示す。概要は以下の通り。

- Pu-238/239/240/241/242、U-234/235/236/238、Am-243 と Cs-137 の比は AGF,FMF でほぼ同じであり、Eu-155 は FMF で若干高いが概ね 4 施設でほぼ同じである。
- Am-241 は AGF、FMF で Cs-137 の 10%以上、Sr-90 は AGF、FMF で 50～90%である。また、Eu-154 はどの施設でも Cs-137 の 0.5%未満である。
- Co-60 と Cs-137 の比は、AGF,MMF,WDF が 1%以下、FMF は 4%である。

上記の分析結果と 2.2.3 項の比放射能を上記と同様な視点から整理すると、以下の傾向があることが分かった。

- Pu、U は U-234/238 に桁の違いが見られるが、概ね計算値と合っている。
- AGF は燃料試験施設であることから、どの核種も他の施設と比べて多い。
- Am-241 は計算よりも分析値のほうが高く Pu-241 の崩壊に伴う Am-241 の増加が見られる。
- Co-60 と Cs-137 の比から廃棄物中の燃料・材料の重量比を求めると AGF ではほとんどが燃料、WDF は燃料 1 に対して材料が 0.5、FMF では 5 である。

なお、放射化された部材は廃棄物データの重量から求めることが可能である。

2.3.3　まとめ

上記からα固体廃棄物 B に含有する核種組成の特徴は以下のとおりである。核種の発生起源は、主に高速実験炉「常陽」で照射されたもので、量的に多いものは、燃料では Pu-241、Ru-106、Pm-147、材料では Fe-55、Co-60 である。

核種で量が多くかつ長半減期のものは、燃料では Pu-239、Pu-240、Am-243、Am-241、Am-242m、材料では Nb-94、Ni-59、C-14、Mo-93、Tc-99、Ho-166m、Ag-108m である。

実廃棄物等のスミヤ分析結果から、α固体廃棄物Bの主な核種組成は、放射化金属を除き、AGF、MMF、WDF ではほとんどが燃料の核種、FMF では燃料核種１に対して材料核種が 0.2 程度の比率で混入していると考えられる。

これらについては、分析件数がまだ少ないことから、十分な傾向が把握できたとは言えないが、概ね重要核種は実廃棄物中に含まれていることが分かった。なお、今後も継続して分析を実施しデータを蓄積して行きスケーリングファクター等の間接推定評価手法の確立や確証を行う計画である。

表 2.3-1　核種組成比に対する燃焼計算結果と分析結果との比較（例）

核種	半減期（年）	スミヤサンプリングによる核種分析に基づく各施設別の組成比				計算に基づく組成比
		AGF	WDF	FMF	MMF	
Eu-155	4.9	0.12	0.17	0.24	0.11	0.11
Cs-134	2.062	0.01	0.09	0.01	0.05	0.27
Cs-137	30.17	1	1	1	1	1
Sb-125	2.7	0.01	0.02	1.E-03	0.01	0.21
Ru-106	1.01	0.03	0.22	0.01	0.11	4.32
Eu-154	8.5	0.003	0.003	0.001	0.002	0.02
Sr-90	28.8	0.47	－	0.93	－	0.53
Tc-99	2.14×10^{5}	1.E-05	－	N.D.	－	1.E-04
Am-241	433	0.16	0.07	0.36	0.02	0.03
Am-243[1)]	7.37×10^{3}	<1.E-04	－	<2.E-04	－	4.E-04
U-234	2.45×10^{5}	7.E-05	－	1.E-04	－	2.E-06
U-235	7.038×10^{8}	3.E-06	－	6.E-06	－	8.E-07
U-236	2.342×10^{7}	3.E-06	－	5.E-06	－	2.E-06
U-238	4.468×10^{9}	9.E-06	－	4.E-06	－	7.E-07
Pu-238	87.74	0.15	－	0.17	－	0.17
Pu-239	2.41×10^{4}	0.05	－	0.10	－	0.04
Pu-240	6.57×10^{3}	0.06	－	0.10	－	0.06
Pu-241	14.35	3.21	－	2.81	－	6.92
Pu-242	3.73×10^{5}	1.E-04	－	9.E-05	－	2.E-04
Co-60	5.271	4.E-04	0.01	0.04	7.E-04	
燃料：材料[2)]（重量換算）		0.05	0.3	5	0.04	

「－」は測定結果なし

1)Am-243 はエネルギーチャンネルでのカウント数から算出した。

2)Cs-137 と Co-60 の放射能量から燃料重量、材料重量を計算し比として求めた。

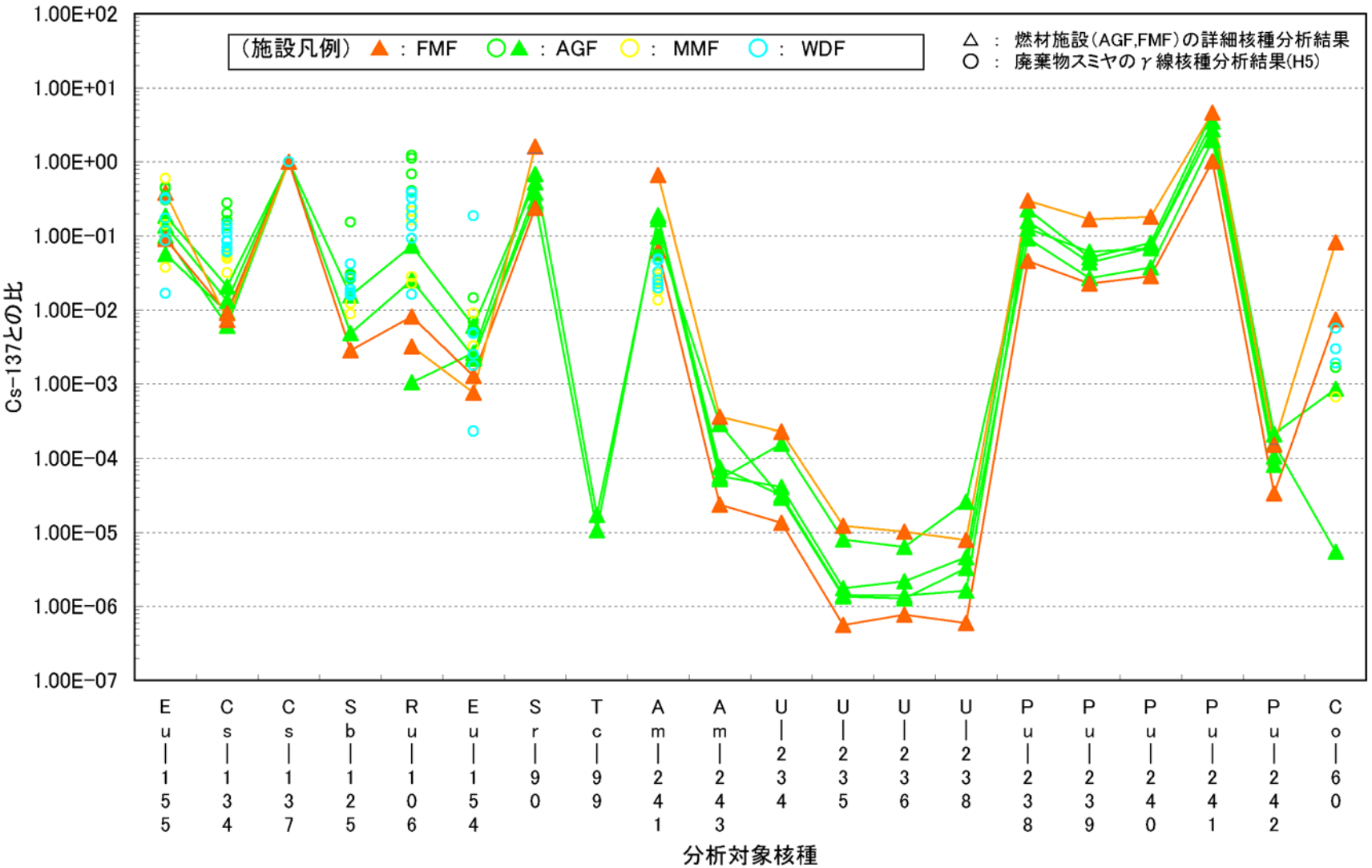


図 2.3-1　実廃棄物の放射性核種分析調査結果（Cs-137 を 1 として規格化）

2.4　処理プロセス選定の考え方

施設設計における処理プロセス選定の基本的考え方を以下に示す。

2.4.1　設計方針

LEDF は、主に雑固体のα固体廃棄物 B を減容処理するとともに、近年の処分に向けた検討動向を考慮し廃棄体作製（廃棄物の高減容化、安定化）、処分費用低減の技術開発・実証を行う施設として設計を進めている。LEDF の施設設計の基本的考え方は以下のとおりである。本内容を処理プロセス、設備設計に具体的に盛り込んで進めている。

①将来の処理処分に向けた廃棄体作製が可能なこと。
②廃棄体作製技術を工学的に実証できること。
③高線量雰囲気における遠隔運転保守技術の工学的実証が可能なこと。
④処理、処分のトータル費用の低減化を目指したシステムを構築すること。
⑤環境負荷低減の視点から２次廃棄物発生量低減を考慮すること。
⑥施設内機器類の解体（デコミッショニング）を考慮した施設計画。

2.4.2　処理プロセス選定の考え方

2.2 項で示した廃棄物の特徴（高線量で人が直接作業できない、α汚染の管理が必要）から処分上の要件はもとより、遠隔での作業性、閉じ込め性を重視したプロセス選定を行う必要があり、これらを考慮してプロセス選定を行った。

①処理フローの構成

六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターでの廃棄体技術基準（以下「六ヶ所要件」という）を参考にすれば、施設設計における廃棄体要件として固化体の均一性、安定性、有害物質の除去、廃棄体確認の容易性などの条件が最低限必要であると考えられる。このため、今回の対象廃棄物の性状が雑固体廃棄物であることを考慮して、これらを担保する処理フローとして図 2.4-1 に示すようなフロー構成とした。本フロー構成とした考え方は以下のとおりである。

○六ヶ所要件を満足させるために主に可燃物、不燃物、金属、有害物質（アルミ含む）に分別する。
○金属については、表面線量率により放射化物と汚染物に分別する。
○均一性、安定性のある固化体を作製する目的から可燃物は単独で焼却し、その後、焼却灰＋金属の混合処理を行うものとした。
○放射化物のα汚染は、ルーズな汚染と考えられることから簡易除染（ふき取り又は超音波洗浄など）を行い、除染後は表 2.1-1 の区分に基づくβγ廃棄物として取り扱う。ただし、簡易除染の可能性と除染性能の確認方法（測定方法）については、今後の検討課題である。

②処理プロセス選定

(a)分別プロセス

上記のように六ヶ所要件が最低限の条件とすれば、均一な固化体作製、有害物質の除去等の視点から前処理として分別工程が必要である。

分別については、一般の産業廃棄物分別装置（風力選別機、磁力選別機、渦

電流選別等）の適用が考えられる。しかし、LEDF の場合、缶内に可燃物、PVC、金属などが混在しており、しかも人が直接近づけない廃棄物である。これらを分別するためには、セル内で風力選別機、磁力選別機などを組み合わせて設置することが要求され、多くの配置スペースも必要となる。

一方、LEDF での年間取扱い量の規模からしてコンパクトな設備計画が要求され、軽水炉等の運転実績から最終的には人手により確認が必要との情報もある。

以上のことを考慮して、LEDF ではマニプレータ（遠隔）による人手での分別を採用している。

(b)減容プロセス

廃棄物を減容するプロセスには、主として切断プロセス、圧縮プロセス、溶融プロセスなどが考えられるが、LEDF では減容効果の大きい圧縮プロセスと溶融プロセスに絞って検討した。

このため、圧縮プロセスと溶融プロセスを処分上の適用性（六ヶ所要件）、運転操作性、減容効果、保守性等の視点から比較したものを表 2.4-1 に示す。比較の結果、処分上の適用性、減容効果に優れている溶融プロセスを採用した。

次に、溶融プロセスの内、現在実用性のある方式を運転操作性、耐火物や部品の交換頻度、遠隔保守性、付帯設備の規模等の視点から比較した結果を表 2.4-2 に示す。

これらの結果から LEDF では以下の理由からインキャン式高周波溶融方式を採用した。

○軽水炉での実績を有している。

○交換部品が少なく付帯設備の規模が小さい。また、単純な構造であるためセル内設置設備としては適用性があり遠隔保守性に優れている。

○使い捨てるつぼ（キャニスタ）を使用することにより、溶湯と炉構成の耐火物とが直接接触することがないため、炉構成耐火物の長期健全性に優れている。

③溶融プロセスにおける他施設運転事例の調査

上記の比較検討結果から、インキャン式高周波溶融方式を採用したが、LEDF ではα汚染の管理を必要とする高線量の廃棄物を取扱うため、人が直接近づけない。このため、消耗品交換、機器の保守をセル内で遠隔作業で行う必要があり、メンテナンスフリーの機器類の採用、交換部品等の遠隔作業対応、トラブルを未然に防止する設計などが求められる。

このことから、インキャン式高周波溶融方式の他施設での運転事例を調査し、LEDF の施設設計の中でどのように対応するか方針を検討し、反映した。

2.4.3 まとめ

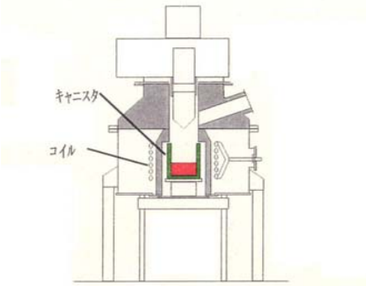
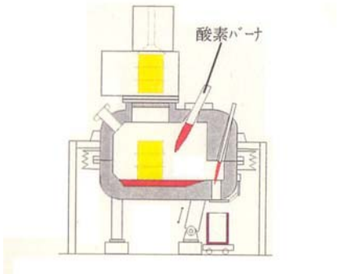
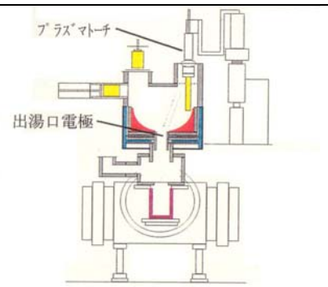
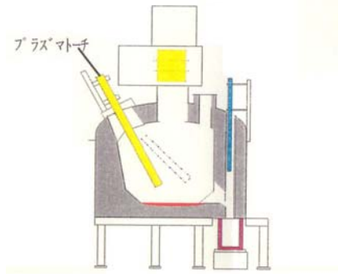
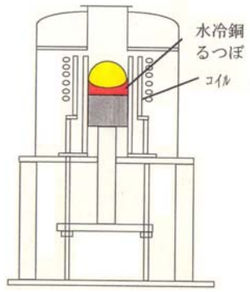
上記の検討内容、軽水炉での実績、セル内での遠隔保守の成立性、耐火物の寿命などの視点から分別プロセスはマニプレータによる人手による分別、減容プロセスはインキャン式高周波溶融方式を採用し、それらを中心とした処理フローを構築した。

また、基本的には遠隔で保守作業が可能なように機器配置、機器構造等を考慮して設備設計を実施している。

表 2.4-1　溶融固化方式と圧縮固化方式との比較検討表

項　　目		圧縮固化方式	溶融固化方式
処分上の主な要件	核種の閉じ込め性	溶融固化体に比べて核種の閉じ込め性に劣っている。	圧縮固化体に比べて核種の閉じ込め性に優れている
	ガス発生対策	完全圧着できないので固化体中にガスが残留する可能性がある。	完全に溶融するので固化体中にガスが残留することは無い。
	廃棄体の均一性（放射性物質評価特性）	溶融固化体に比べて作製した圧縮体の核種分布は不均一であり、放射性物質評価特性は劣る。（圧縮前に投入品毎に核種測定・表面測定し付着物の把握が必要）	圧縮固化体に比べて作製した固化体の核種分布は均一であり、放射性物質評価特性に優れている。（固化体サンプルで分析可能）
	有害な空隙	圧縮体と容器の隙間に固型化材料を充てんするとした場合、充てん性がよく有害な空隙は発生しにくい。ただし、圧縮体本体に空隙が存在する可能性は否定できない。	溶融体と容器の隙間に関しては、圧縮体の場合と同等。溶融体そのものの空隙については、溶融運転方法を管理すれば有害となる空隙の発生は無い。
	放射性物質の除染性	放射性物質濃度の除染性は期待できない。	スラグ材を用いた溶融除染法による放射性物質濃度の除染性は期待できる。
減容性		溶融方式に比べて減容比は小さく、廃棄物の減容性は小さい。	圧縮方式に比べて減容比は大きく、廃棄物の減容性は大きい。
設備規模／コスト		処理能力が数百 kg／バッチ程度の設備で油圧装置を含めて 10m×10m×7m（高さ）程度の規模で、溶融方式に比べて排ガス系が必要無い分、省設置スペースであり、設備コストも溶融方式よりは安価。	処理能力が小さくても、かなりの規模の排ガス系が必要であり、圧縮方式に比べて設置スペースは大きく、設備コストも高価。
処理能力		LEDF の対象廃棄物量からすると、処理能力は数百 kg／バッチ程度の設備で対応可能と思われる。	LEDF の対象廃棄物量からすると、小規模な設備が選択できる。 処理能力：　50kg／バッチ
運転操作性		溶融方式に比べて運転操作は比較的容易であるが、油圧系の監視は必要。	溶融温度、保持時間、低沸点金属の管理、冷却速度等の監視、制御が必要であり、圧縮方式に比べて監視項目は多い。
遠隔保守性		溶融方式に比べて構造は簡単であるが、油圧系のパッキン、圧縮部廻りの固定受台、移動押台など定期的な交換部品、汚染油の処理など遠隔作業での課題は多い。	耐火物の保守、交換が必要であるが、カートリッジ式などの交換対応も可能であり、その他の部位も長寿命設計に対応可能な型式もあり、遠隔保守の点からは圧縮方式より有利。
安全性		高荷重対策が必要であるが、溶融方式に比べて排ガス発生量も少なく、複雑な安全対策の必要性は溶融方式に比べ少ない。	火災対策、高温度対策、溶湯漏えい対策、排ガス対策などの安全対策が必要。
総合評価		溶融方式に比べて設置スペース、運転操作の点でやや有利と言えるが、定期交換部品は遠隔保守に不向き、処分要件への適用性や放射性廃棄物の減容効果、閉じ込め性の点では劣るため、LEDF で対象としている TRU 核種で汚染された廃棄物を処理する減容固化方式としては、圧縮方式は適していないと考える。	圧縮方式に比べて広い設置スペースが必要であるが、遠隔保守性、処分要件への適用性や放射性廃棄物の減容効果、閉じ込め性の点では優れているため、LEDF で対象としている TRU 核種で汚染された廃棄物を処理する減容固化方式としては、溶融方式が圧縮方式より優れていると考える。

表 2.4-2　各種溶融炉の比較表

	インキャン式高周波溶融炉	バーナ式焼却溶融炉	回転式プラズマ溶融炉	固定式プラズマ溶融炉	コールドクルーシブ
装置の概念図					
処理原理の概要	溶融炉内にセットしたキャニスタを高周波誘導加熱により約１５００℃に昇温し廃棄物を焼却、溶融する。溶融物はキャニスタと一体で取出しそのまま容器に充てんする。	バーナの高温火炎により直接廃棄物を焼却、溶融する。溶融終了後炉本体を傾斜させ溶融物を出湯する。溶湯は鉄製容器に鋳込み、冷却後鋳型から取出し容器に充てんする。	プラズマによる高温アークにより廃棄物を回転炉で焼却溶融する。溶融終了後、回転数を減らし中央開口より出湯する。溶湯は鉄製容器に鋳込み、冷却後容器に充てんする。	プラズマによる高温アークにより廃棄物を固定炉で焼却溶融する。溶融終了後、プラズマアークにより堰を切り出湯する。溶湯は鉄製容器に鋳込み、冷却後容器に充てんする。	水冷銅るつぼ内で廃棄物を高周波誘導加熱により浮遊溶融する。溶融物は下方に引き抜きながら積層凝固し固化体として取出し、冷却後容器に充てんする。
処理能力	～１５０kg／h（小、中規模向け）	～１０００kg／h（中、大規模向け）	～１０００kg／h（中、大規模向け）	～１０００kg／h（中、大規模向け）	～１５０kg／h（小、中規模向け）
溶融温度	１５００℃	１５００℃	１５００℃	１５００℃	１５００℃以上
前処理の必要性・負荷	キャニスタに投入可能な形状に切断する必要がある。	炉内に投入できる形状、大きさならば特段問題は無く、前処理の負荷はインキャン式に比べれば少ない。	同左	同左	水冷るつぼに投入できる形状に切断する前処理が必要。
運転操作性	溶融運転操作のみで出湯操作が不要なので、運転操作性は他の方式に比べて容易。	溶融運転操作の他、溶湯の出湯操作、バーナ制御操作も必要。	溶融運転操作の他、溶湯の出湯操作、トーチ制御操作も必要。	溶融運転操作の他、溶湯の出湯操作、トーチ制御操作も必要。	溶融運転操作と同時に固化体の引き抜き操作も必要。
溶融炉構造の特徴	円筒形で単純な構造。	溶湯を出湯するための炉下部傾斜機構が必要。	炉内で溶湯を保持したり、出湯させたりする炉回転機構が必要。	溶湯抜き出し時の詰まり防止用清掃機構が必要。	溶融しながら固化体を引く抜く機構が必要。
部品交換頻度	・耐火物：１回／５年～１０年 ・高周波コイル：１回／５年	・耐火物：１回／年 ・バーナチップ：１回／３年	・耐火物：１回／年　・トーチ：５回／年 ・出湯電極：５回／年	・耐火物：１回／年 ・トーチ：５回／年	・水冷るつぼ：１回／年 ・コイル：１回／５年
安全性	異常が発生した場合は、電源を遮断しキャニスタ内でそのまま冷却可能。万一キャニスタが破損しても、溶融物は炉内下部で固化するので炉外に漏えいする恐れは無い。	異常が発生した場合は、バーナ供給燃料を遮断し炉内でそのままの状態で冷却となるため、溶湯が炉外に漏えいすることは無い。（復帰後の再溶融は可能）	異常が発生した場合は、トーチ電源の遮断及び回転機構停止となり、炉内でそのまま状態で冷却となるが、溶湯の一部が炉外に漏えいする可能性がある。それらを回収する機構が必要。	異常が発生した場合は、トーチ電源を遮断しそのまま冷却状態となるため、溶湯が炉外に漏えいすることは無い。（復帰後の再溶融は可能）	異常が発生した場合は電源を停止しそのまま冷却。冷却後は固化体の引き抜き作業が必要。
保守性（遠隔保守）	炉本体は構造が単純なので、ユニットに分解し易い。また、炉自体に可動部が無いため不具合の発生頻度は少なく遠隔保守性は良い。	全体的に構造が複雑でバーナチップ、耐火物の交換も遠隔保守の視点から困難。保守治具の開発の必要性も考慮する必要がある。	全体的に構造が複雑でトーチチップ、耐火物の交換も遠隔保守の視点から困難。保守治具の開発の必要性も考慮する必要がある。	同左	炉本体は構造が単純なので、ユニットに分解し易い。また、炉自体に可動部が無いため不具合の発生頻度は少なく保守性は良い。
付帯設備（オフガス系）	炉本体の容積が小さいのでオフガス量も小さい。このためオフガス系は小規模。	炉本体容量も大きく燃焼空気も多量に必要なことから、オフガス系は大規模。	炉本体容量も大きくプラズマ発生空気も多量に必要なことから、オフガス系は大規模。	同左	炉本体の容積が小さいのでオフガス量も小さい。このためオフガス系は小規模。
炉の制約条件	固化体を充てんする容器の仕様で炉本体、キャニスタ寸法が決まるため設計の自由度は少ない。	出湯して固化体を製作するため、炉設計の自由度は大きい。	出湯して固化体を製作するため、炉設計の自由度は大きい。	出湯して固化体を製作するため、炉設計の自由度は大きい。	溶湯を引き抜きながら固化体を製作するため、炉設計は充てん容器に影響を受け自由度は小さい。
総合評価	炉の構造が単純でユニット分解し易いこと、耐火物等の消耗品の長寿命化可能なことなど遠隔保守に優れておりセル内設置設備としては最も適していると言える。 （総合評価：○）	前処理負荷が小さく、大容量の処理も可能なことから直接保守可能な低線量廃棄物の溶融処理に適しているが、構造が複雑で消耗品交換が多いことからセル内設置設備としては適していない。（総合評価：△）	同左	同左	他の溶融炉に比べて高温で運転可能なことから高融点廃棄物の単独処理に適しているが、高周波磁界により浮遊溶融するので焼却や不燃物（石膏、ＰＶＣ）処理には適していない。 （総合評価：×）

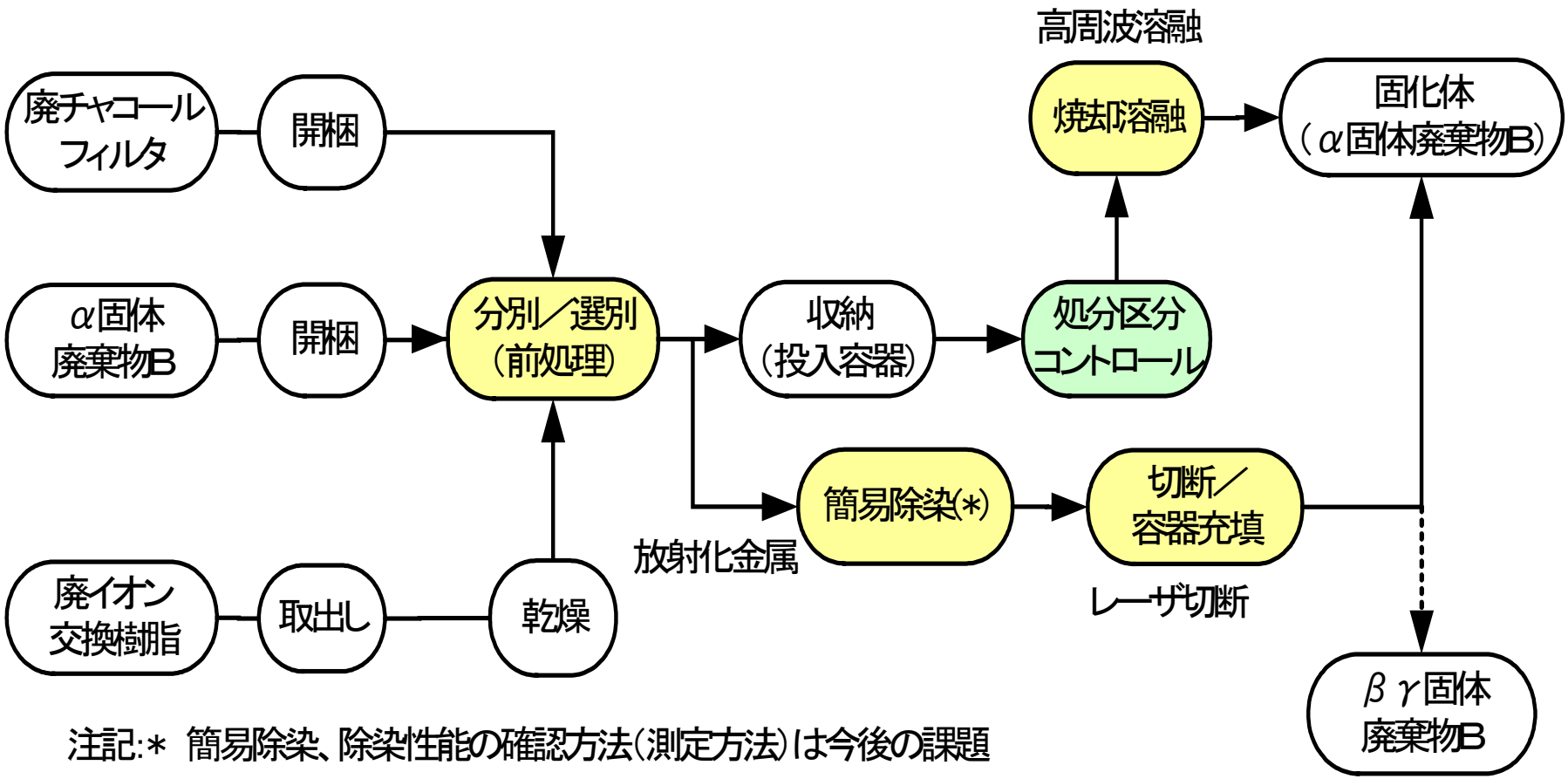


図 2.4-1　LEDF の概略処理フロー構成

2.5　施設安全設計の考え方

2.5.1　概　要

LEDFは、照射後試験施設から発生するα固体廃棄物Bを受入処理することから、許認可体系としては核燃料使用施設として安全審査を受ける計画である。ただし、原研大洗廃棄物管理施設に保管しているα固体廃棄物Bも受入れて処理することから廃棄物管理施設に該当する可能性も含めて、それらに柔軟に対応できるよう安全設計に反映しておく必要がある。

本章では、それらを踏まえた LEDF の施設安全設計の基本的考え方について述べる。

2.5.2　安全審査指針の適用

LEDFは、原子炉等規制法及び関連規則を遵守すると共に核燃料物質の使用施設として、表 2.5-1 の「核燃料施設安全審査基本指針（昭和 55 年 2 月 7 日原子力安全委員会決定)」に適合する施設設計を行っている。また、廃棄物管理規則の適用も視野に入れて設計対応を図っている。廃棄物管理施設となる場合は、核燃料施設安全審査基本指針に加え、「廃棄物管理施設の安全性評価の考え方（平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会決定)」に基づき、表 2.5-2 に示す「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定)」を準用することとしている。

2.5.3　安全設計の具体的な内容

(1)施設取扱い線源条件

線源条件は、処理対象廃棄物の性状、廃棄物量及び核種組成を基に、合理的な範囲で安全側の条件を設定している。

対象廃棄物	年間処理量	年間取扱い放射能量と含有核種
α 固体廃棄物 B （含α放射化金属）	約 10 トン	全放射能量　4.6×10^{14}Bq 含有核種：Sr-90、Cs-137、Ru-106、Pu-238/239/240/241/242、Am-241 、Co-60
廃イオン交換樹脂	約 2 トン	全放射能量　8.1×10^{11}Bq 含有核種：　Co-60
廃チャコールフィルタ	約 0.3 トン	全放射能量　6.7×10^{7}Bq 含有核種：　I-129

(2)遮へい設計

施設の遮へい設計は、セル及び管理区域内の物流を考慮し、最も厳しい線源配置となるモデルにより隣接室壁（床）表面での推定線量値が次に示す遮へい設計基準の１／１０を下回るよう設計している。図 2.5-1 にセル内の線源配置モデルを示す。また線源も施設での取扱い上で最も厳しい放射化金属を最大限搬入することを仮定している。

①放射線業務従事者が常時立ち入る区域　　２０μSv/h 以下
②放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域　　２００μSv/h 以下

(3)臨界安全について

平成１６年までのα固体貯蔵施設における貯蔵缶（約 1530 缶）に含有するプルトニウム及びウランの核分裂性物質量の合計は、最小臨界量を下回っている。さらに LEDF の年間処理能力では、上記の貯蔵缶数を 1 度に処理することは不可能なため、臨界事故が起こる可能性はない。

(4)放出管理及び環境被ばく評価

本施設からの放出放射能量は、処理対象廃棄物の焼却、溶融等により粒子状及びガス状の放射性核種がオフガスに移行し、高性能エアフィルタや排ガス処理設備を介して環境に放出される。焼却溶融設備にはセラミックフィルタ（１段)、高性能エアフィルタ（高温用２段)、ルテニウム吸着塔（高温用、低温用各１段）等のフィルタ類を設置し放射性物質の環境移行を極力抑制する。図 2.5-2 に本施設のオフガス処理系統・フィルタ構成と表 2.5-3 にこれらの除染係数を示す。

上記の放出管理により放出量評価を行った結果、何れの核種も排気筒出口における放出放射能濃度は線量告示（科学技術庁告示第 20 号 昭和 63 年 7 月 26 日）の濃度限度を下回っており、公衆被ばくへの影響は極めて小さいと考えている。

(5)想定事故評価

本施設では、様々な事故や事象に対応し、フェールセーフや必要なインターロック等を設けて安全を確保する。特に、溶融炉は 1500℃の高温となるため、異常時の自動停止等のインターロックに加え、図 2.5-3 に示す万一の溶湯漏えいに対する閉じ込め構造の採用や、冷却水との接触による水蒸気爆発等を防止する構造とする。

さらに、万一の事故を想定し一般公衆被ばくへの影響について評価を行っている。想定事故として火災爆発、機器破損等による放射性物質の漏えいによる外部被ばくや内部被ばくを評価した。その結果、事故時の呼吸摂取に伴う内部被ばくは 0.1mSv 程度(概略評価)であることから、一般公衆への影響は極めて小さいと考えている。

2.5.4　環境負荷低減への対応

本施設では、環境への負荷を低減するため、焼却溶融炉から発生する環境汚染物質を抑制する対策や廃棄物処理に伴う２次廃棄物を極力低減することとしている。

例えば、図 2.5-4 に示すとおり、ダイオキシン類対策としてダイオキシン類対策特別措置法に基づき、焼却溶融炉で発生したオフガスを２次燃焼室で 900℃ 以上で２秒以上保持後、さらに水噴霧冷却器で 200℃まで急冷することとしている。また、２次廃棄物は、噴霧水の再使用や長寿命セラミックフィルタの使用により極力低減することとしている。

2.5.5　まとめ

LEDF の安全設計は、上記のような基本的考え方に基づき実施しており、安全性を確認している。また、統合を踏まえ廃棄物管理施設となった場合にも対応できるよう設計対応を図っている。

さらに、環境負荷低減の取り組みとして、極力環境汚染物質や 2 次廃棄物を出さないように設計している。

表 2.5-1　「核燃料施設安全審査基本指針」

分類	指針	指針内容
立地条件	指針 1　基本的条件	核燃料施設の立地地点及びその周辺においては、大きな事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。また、万一事故が発生した場合において、災害を拡大するような事象も少ないこと。
	指針 2　平常時条件	核燃料施設の平常時における一般公衆の線量が、合理的に達成できる限り低いものであること。
	指針 3　事故時条件	核燃料施設に最大想定事故が発生するとした場合、一般公衆に対して、過度の放射線被ばくを及ぼさないこと。
放射線管理	指針 4　閉じ込めの機能	核燃料施設は、放射性物質を限定された区域に閉じ込める十分な機能を有すること。
	指針 5　放射線遮蔽	核燃料施設においては、放射線業務従事者の作業条件を考慮して、十分な放射線遮蔽がなされていること。
	指針 6　放射線被ばく管理	核燃料施設においては、放射線業務従事者の放射線被ばくを十分に監視し、管理するための対策が講じられていること。
環境安全	指針 7　放射性廃棄物の放出管理	核燃料施設においては、その運転に伴い発生する放射性廃棄物を適切に処理する等により、周辺環境へ放出する放射性物質の濃度等を合理的に達成できる限り低くできるようになっていること。
	指針 8　貯蔵等に対する考慮	核燃料施設においては、放射性物質の貯蔵等による敷地周辺の線量を合理的に達成できる限り低くできるようになっていること。
	指針 9　放射線監視	核燃料施設においては、放射性廃棄物の放出の経路における放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。 また、放射性物質の放出の可能性に応じ、周辺環境における線量、放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。
臨界安全	指針 10　単一ユニットの臨界管理	核燃料施設における単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。
	指針 11　複数ユニットの臨界管理	核燃料施設内に単一ユニットが二つ以上存在する場合には、ユニット相互間の中性子相互干渉を考慮し、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。
	指針 12　臨界事故に対する考慮	誤操作等により臨界事故の発生するおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故時に対する適切な対策が講じられていること。
その他の安全対策	指針 13　地震に対する考慮	核燃料施設における安全上重要な施設は、その重要度により耐震設計上の区分がなされるとともに、敷地及びその周辺地域における過去の記録、現地調査等を参照して、最も適切と考えられる設計地震力に十分耐える設計であること。
	指針 14　地震以外の自然現象に対する考慮	核燃料施設における安全上重要な施設は、敷地及びその周辺地域における過去の記録、現地調査等を参照して、予想される地震以外の自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力を考慮した設計であること。
	指針 15　火災・爆発に対する考慮	火災・爆発のおそれのある核燃料施設においては、その発生を防止し、かつ、万一の火災・爆発時には、その拡大を防止するとともに、施設外への放射性物質の放出が過大とならないための適切な対策が講じられていること。
	指針 16　電源喪失に対する考慮	核燃料施設においては、外部電源系の機能喪失に対応した適切な対策が講じられていること。
	指針 17　放射性物質の移動に対する考慮	核燃料施設においては、核燃料施設内における放射性物質の移動に際し、閉じ込めの機能、放射線遮蔽等について適切な対策が講じられていること。
	指針 18　事故時に対する考慮	核燃料施設においては、事故に対応した警報、通信連絡、従事者の退避等のため適切な対策が講じられていること。
	指針 19　共用に対する考慮	核燃料施設における安全上重要な施設は、共用によってその安全機能を失うおそれのある場合には、共用しない設計であること。
	指針 20　準拠規格及び基準	核燃料施設における安全上重要な施設の設計、工事及び検査については、適切と認められる規格及び基準によるものであること。
	指針 21　検査、修理等に対する考慮	核燃料施設における安全上重要な施設は、その重要度に応じ、適切な方法により検査、試験、保守及び修理ができるようになっていること。

廃棄物管理施設となった場合に準用する指針（追加）

表 2.5-2　「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

分類	指針
原子炉施設全般	指針 1　準拠規格及び基準
	指針 2　自然現象に対する設計上の考慮
	指針 3　外部人為事象に対する考慮
	指針 4　内部飛来物に対する設計上の考慮
	指針 5　火災に対する考慮
	指針 6　環境条件に対する設計上の考慮
	指針 7　共用に関する設計上の考慮
	指針 8　運転員操作に対する設計上の考慮
	指針 9　信頼性に関する設計上の考慮
	指針 10　試験可能性に関する設計上の考慮
指針 11～40（原子炉及び原子炉停止系、原子炉冷却系、原子炉格納容器、安全保護系）は原子炉固有の機能に関する指針のため除外	
制御室及び緊急時施設	指針 41　制御室
	指針 42　制御室外からの停止機能
	指針 43　制御室の居住性に関する設計上の考慮
	指針 44　原子力発電所緊急時対策所
	指針 45　通信連絡設備に関する設計上の考慮
	指針 46　避難通路に関する設計上の考慮
計測制御及び電気系統	指針 47（計測制御系）は原子炉固有の機能に関する指針のため除外
	指針 48　電気系統
指針 49～51（燃料取扱系）は原子炉固有の機能に関する指針のため除外	
放射性廃棄物処理施設	指針 52　放射性気体廃棄物の処理施設
	指針 53　放射性液体廃棄物の処理施設
	指針 54　放射性固体廃棄物の処理施設
	指針 55　固体廃棄物貯蔵施設
放射線管理	指針 56　敷地周辺の放射線防護
	指針 57　放射線業務従事者の放射線防護
	指針 58　放射線業務従事者の放射線管理
	指針 59　放射線監視

表 2.5-3　系統・フィルタの除染係数

系統・フィルタ	核種	除染係数（DF）
焼却溶融設備オフガス系統 （炉～ｾﾗﾐｯｸﾌｨﾙﾀまで）	ヨウ素/ルテニウム セシウム等	1 10^5 1)
高性能エアフィルタ （HEPA）（2 段）	ヨウ素/ルテニウム セシウム等	1 10^5 2)
高温ルテニウム吸着塔	揮発性ルテニウム	10^3 3) 4)
ルテニウム吸着塔	揮発性ルテニウム	10^2 3)

1)放射性固体廃棄物焼却設備の排ガス処理系における除染性能　原子力学会誌 Vol.30No.6(1988)
2)高性能ｴｱﾌｨﾙﾀの過酷時健全性試験(1)DOP ｴｱﾛｿﾞﾙの捕集性能　原子力学会誌 Vol.27No.7(1985)
3)"CRITICAL ASSESSMENT OF METHODS FOR TREATING AIRBORNE EFFLUENTS FROM HIGH LEVEL WASTE SOLIDIFICATION PROCESSES"　PNL-2486(1977)
4)"Evaluation of RuO_4 gas Absorber for the high temperature exhaust gas"　ICEM'99 (Nagoya)

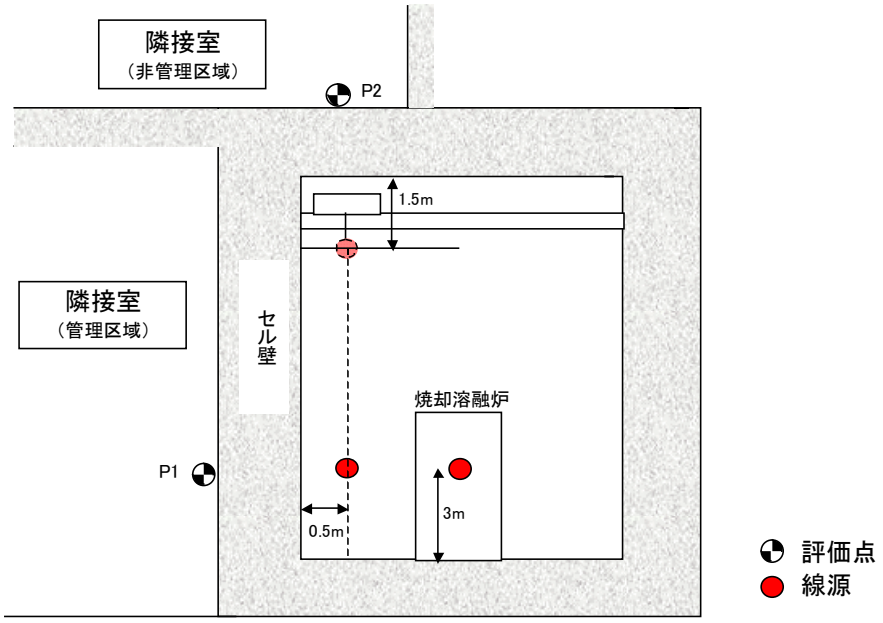


図 2.5-1　セルにおける遮へい評価モデル（例：焼却溶融セル）

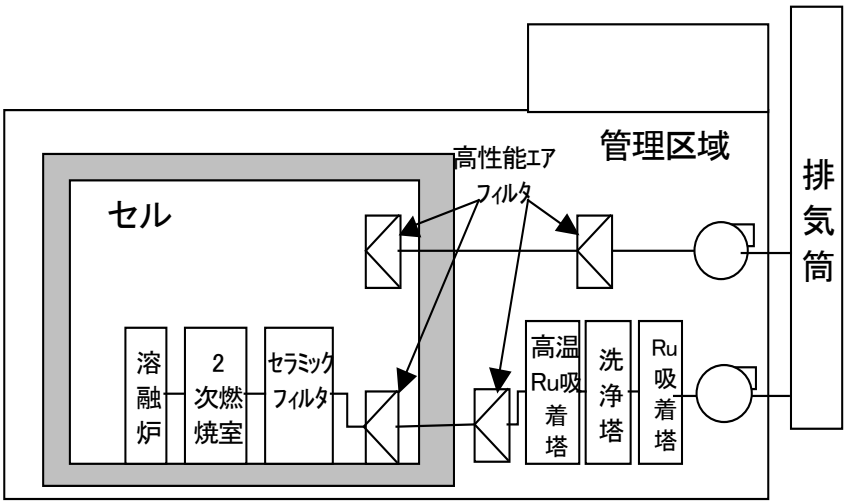


図 2.5-2　オフガス処理系統・フィルタ構成

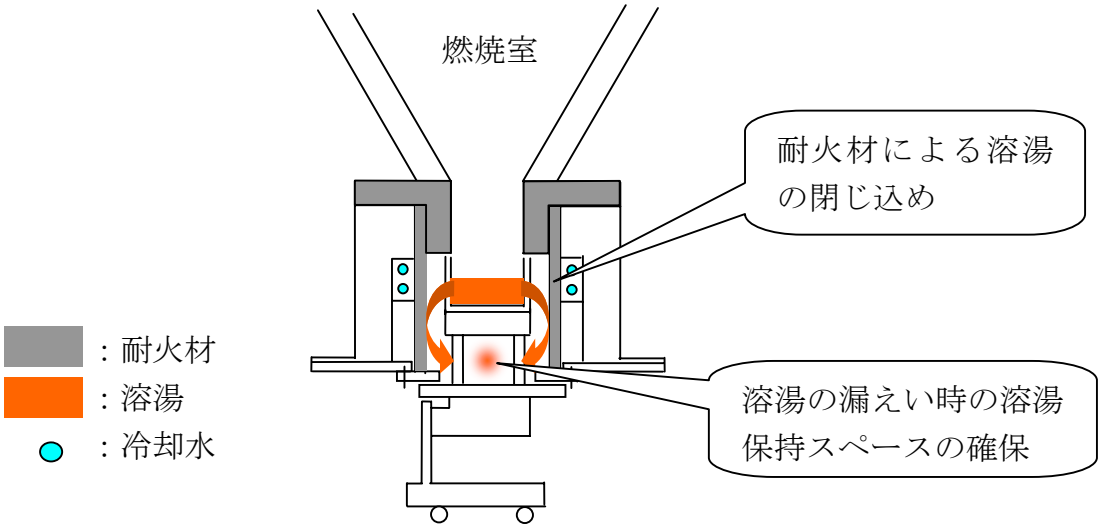


図 2.5-3　焼却溶融炉の安全対策

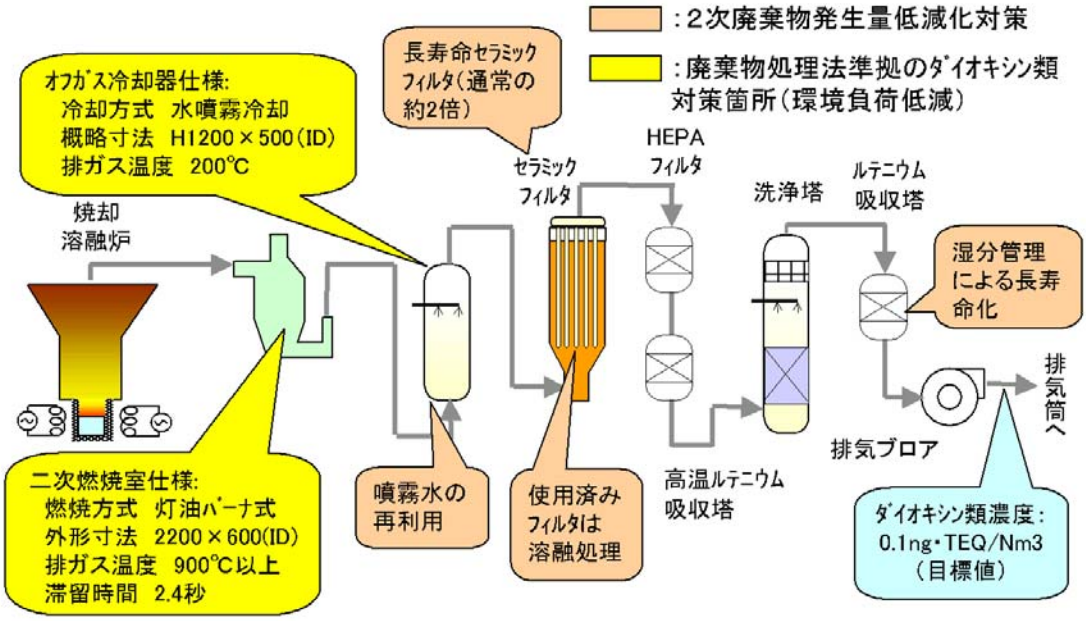


図 2.5-4　オフガス処理設備のダイオキシン対策と２次廃棄物低減方法

2.6　処分対応への考え方

2.6.1　概　要

将来的にLEDFで作製した溶融固化体を処分場へ処分するためには、処分基準を満足していることを確認する必要がある。しかし、現在、国において処分基準が決められているのは、浅地中処分対象の発電所廃棄物のみであり、LEDFで対象としているTRU核種で汚染された廃棄物に関しての基準は今後整備される予定となっている。

一方、大洗地区の廃棄物管理の現状及び今後の照射後試験計画からLEDFの早期建設・運転は不可欠である。しかし、LEDFで固化処理したものを処分するためにリコンディショニングすることは避けなければならず、そのため手戻りが無いよう廃棄体要件を設定し施設設計を行うことが重要となる。

本章では、現在実施している施設設計の中で廃棄体要件を設定した基本的な考え方について整理した。

2.6.2　国内外の廃棄体要件調査

(1)海外での事例調査

LEDFで作製する溶融固化体の廃棄体要件を設定するため、海外で設定している廃棄体要件又は処分場受入れ要件の事例について調査した。調査は、先行例としてWIPP処分場の受入れ条件と指針的位置付けのIAEA技術資料について行った。その結果を表2.6-1～4に示す。

これらの調査結果から廃棄体への基本的な要件を整理すると①放射線特性（核種組成、放射性物質濃度など）②物理的性質（機械的性質）③化学的性質（腐食、爆発、ガス発生など）④安定性の４分野に集約される。

(2)国内での状況事例

国内で廃棄体要件が明確になっているのは、発電所廃棄物を六ヶ所埋設センターに廃棄する場合であり図2.6-1に示す内容である。TRU核種を含む廃棄物に関しては、報告書[1)]によれば表2.6-5に示すような廃棄体が想定され検討が進められている。

2.6.3　LEDFでの廃棄体要件の設定

(1)廃棄体要件設定の考え方

上記の調査から分かるように、海外での廃棄体の基本的な要件と六ヶ所埋設センターで規定される廃棄体受入れ要件（図 2.6-1）を比較すると基本的に要求している内容は、ほぼ同等であると言える。

一方、LEDF対象廃棄物は、表2.6-5の想定を参照すればグループ４に区分されると考えられるが、廃棄体要件としてLEDF対象廃棄物特有の要件は特に無く、溶融固化体を作製する上で発電所廃棄物との違いは、α核種の閉じ込め管理と高線量廃棄物による取り扱い時での被ばく防止管理のみである。

---

1) 「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」、原子力委員会原子力ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ対策専門部会（平成12年3月）

したがって、LEDF で想定する廃棄体の基本的な要件は、六ヶ所埋設センターで規定されている要件を準用するものとして、それを満足できるような設備設計を行うものとした。

(2)廃棄体形状の設定

前述の 2.6.2 項で記載したとおり、海外、国内の状況を考慮して LEDF では廃棄体要件を想定したが、国等により決定したものではない。したがって、将来、処分場及び廃棄体要件が決定するまで作製した溶融固化体及び溶融サンプルは、施設内等で保管しておく必要がある。

一方、処分場搬出時のパッケージ形態は、ドラム缶、１m^3 又は 4.6m^3 コンテナなどが国、電力等で検討されているが、最終的には処分場設計が完了しないと確定しない。また、キャニスタ形状の大小により溶融固化体の保管個数が異なるが、α核種の閉じ込め管理と高線量廃棄物の取り扱い性を合理的に成立させるためには表2.6-6に示すように大型キャニスタではLEDFの施設設計を行う上の課題も多い。

したがって、既設貯蔵庫の有効利用による施設の小規模化や遠隔操作機器の小型化などを図ることができ、処分場搬出時のパッケージ形態に自由度のあるφ310mm×H325mm サイズの小型キャニスタを用いて収納容器（Ｓ缶）に収納し、当面保管管理する計画とした。なお、パッケージ形態で大型キャニスタを充てんする場合と本計画を比較すると、充てんする廃棄物量に大きな違いはないものと考える。

(3)廃棄体品質管理の考え方

廃棄体の品質管理は、基本的には前処理工程の主要なポイントで重量、表面線量の測定を行い管理する計画である。これは、保障措置上の履歴管理も兼ねている。また、溶融処理工程では高周波出力、温度、保持時間、投入物の種類、投入量などの管理項目を設定して管理する予定である。表 2.6-7 に現在計画している管理項目を整理したものを示す。

2.6.4　まとめ

LEDF で作製する廃棄体の基本要件は、海外・国内調査結果から六ヶ所埋設センターの廃棄体受入れ要件を準用して、それを満足するように設備設計を行っている。

また、廃棄体の形状は、将来の処分場、廃棄体パッケージ形態が、現状では不確定な状況であることからφ310mm×H325mm サイズの小型キャニスタとし、溶融固化体の状態で既設貯蔵庫に当面、保管管理し処分場搬出時に所定の廃棄体パッケージに封入するものとした。

表 2.6-1　WIPP 処分場における廃棄物の主な受入れ要件（CH-TRU 廃棄物）

要　件		規　定　内　容
容器特性	容器仕様	DOT（Department of Transport）のＡ型または相当容器 55gallonドラム缶、標準廃棄物ボックス（SWB：Standard Waste Box） 10ドラムオーバーパック（TDOPs：Ten-drum overpacks）
	容器重量	容器重量は、DOTのＡ型または相当容器、輸送安全要件に合致すること（一例を以下に示す）。 55gallonドラム缶：≦1,000（lbs）、SWB：≦4,000、TDOPs：≦6,700
	集合体形状	TRUPACT-IIで輸送する容器集合体は別表（一例を以下に示す）に従うこと。 55gallonドラム缶：　１４本、SWB：　２体、TDOPs：　１体
	表面汚染	容器表面汚染は、α核種：20dpm/100cm2 及びβγ核種：200dpm/100cm2 以下であること。
	標　識	バーコード（サイト識別及び容器固有番号）を貼付すること。
	ダンネージ	輸送要件を満たすことが出来るような容器の数が少なすぎる場合は、形状を維持するために５５gallon缶あるいはSWEをダンネージとして使用するものとする。
	フィルターベント	非換気の状態で貯蔵されていた廃棄体は、容器に蓄積されたガスを平衡になるように安全解析書に記載された時間、吸気すること。各容器は、WIPP施設及び輸送安全要件に適合したフィルターにより通気されていること。
放射線特性	核種組成	廃棄物発生者は、下記核種の放射能および放射性物質量を同定すること。 Am-241,Pu-238,Pu-239,Pu-240,Pu-242,U-233,U-234,U-238,Sr-90 及び Cs-137
	核分裂物質量	核分裂物質量は、下記のPu-239核分裂相当量（FGE：Fissile Gram Equivalents）以下とすること。 55gallonドラム缶：≦200g、SWB及びTDOP：≦325g、TDOP：≦325ｇ、TRUPACT-II：≦325g （55gallonドラム１４本、SWB２個、あるいはTDOP1個のいずれかを含む） TRUPACT-II：≦2800g　（標準１４本、S100１４本、S200１４本のいずれかを含む）
	ＴＲＵα濃度	α線放出TRU核種（半減期20年以上）濃度は、100ｎCi/g以上とすること。
	Ｐｕ-２３９相当放射性物質量	Pu-239相当放射性物質量（Plutonium Equivalent Curies）の収納限度（一例） 55gallonドラム缶：≦80PE-Ci、55gallonドラム缶（固化/ガラス固化）：≦1800PE-Ci 85gallonドラム缶、SWBまたはTDOPでオーバーパックした55gallonドラム缶：≦1100PE-Ci 85gallonドラム缶、SWBまたはTDOPでオーバーパックした55gallonドラム缶（固化/ガラス固化） ：≦1800PE-Ci
	線量当量率	TRUPACT-IIの線量当量率は、200mrem/h(表面)及び10mrem/h(at 2m)を超えないこと。 容器は200mrem/h(表面)を超えないこと。
	崩壊熱	測定の不確実性を考慮した各容器の崩壊熱の合計は安全解析書に規定された輸送カテゴリーの制限を超えないものとする。
物理特性	液　体　量	容器内残留水の許容量 ・外容器：≦１vol％ ・内容器：≦１inch または2.5cm
	密封容器	4ℓ以上の容器は、密封しないこと。
化学特性	発火性物質	発火性放射性物質は、１wt％以下に、廃棄物中に分散させること。
	有害廃棄物	有害物質は、TRU廃棄物の汚染物として存在するもの以外はWIPPには受け入れない。発火性、腐食性、反応性のある廃棄物は受け入れない。
	化学的適合性	両立しない材料を含むTRU廃棄物、あるいは容器、パッケージ材料、輸送容器材料、他の廃棄物、処分場埋め戻し材量、シール、あるいは処分場パネル閉鎖材料と両立しない材料を含むTRU廃棄物は受け入れない。安全解析書の化学物質リストに合致した廃棄物のみを受け入れる。
	爆発物、腐食物及び圧縮ガス	CH-TRU廃棄物は、爆発性物質、腐食性物質及び圧縮ガスを含まないこと。
	上部空隙の揮発性ガス濃度	全ての廃棄体は、上部空隙のガスを採取し、揮発性有機化合物（≦500ppm）を分析をすること。
	ＰＣＢ濃度	ＰＣＢ濃度が、50ppm以上の廃棄物は、受入れないこと。

CH-TRU廃棄物：Contact-Handled TRU廃棄物（直接取扱TRU廃棄物／RH-TRU:Remote-Handled TRU 遠隔操作TRU）

［出典］Contact-Handled Transuranic Waste Acceptance Criteria for the Waste Isolation Pilot Plant, DOE/WIPP-02-3122, Revision 0.1, July 25, 2002 より作成

注)本文献については、原典の内容を尊重し、単位系はそのままの記載としている。

表 2.6-2　IAEATECDOC-560 による廃棄物受入れ要件

要　　件	内　　容	備考
放射性核種のインベントリー	廃棄物パッケージに含まれる放射性核種の量、特性、及び種類は、法的に定められた限度に確実に適合していることを十分な正確さで確認され、かつ定められた書式で記載されなければならない。	
熱量 熱負荷 熱影響	廃棄物パッケージから放出される熱量は、貯蔵、輸送、そして定置前の取り扱いのために定められた許容限度に適合しなければならない。	
	廃棄体から放出される熱量は、廃棄体、廃棄物パッケージの構成要素、その他の人工バリア材、処分場構成要素、そして周辺母岩の持つ物理・化学・力学的特性にある種の変化を与え、処分システム全体の安全性能に悪影響を及ぼすことがないように制限されなければならない。	
核臨界	廃棄物パッケージは、単体のパッケージとして核臨界を起こさぬよう設計されなければならない。取扱、貯蔵、そして処分システムの設計においても、パッケージ間の臨界が確実に起こらないようにしなければならない。	
放射線影響 放射線障害 汚染制御	処理された廃棄物パッケージの外部放射線線量率は、処分場への定置に先立ち実施される取り扱い、貯蔵、そして輸送時に使用される機器と設備に対して、規定された限度に適合しなければならない。	
	廃棄物パッケージの遷移外部放射能汚染は、廃棄物の取り扱い、貯蔵、輸送、及びパッケージング施設を対象として定められた限度内に維持されなければならない。	
	放射線線量率は、放射線が引き起こすプロセス（例えば、放射線分解など）によって、廃棄物パッケージと処分場構成物質、及び母岩の特性が、許容できない程度まで劣化することが確実に起こらないレベル内に制御されなければならない。	
力学的安定 力学的強度 応力耐久性	廃棄物パッケージは、安全性に関連した機能を果たす性能を、許容できないほど悪化させる応力に対し抵抗できなければならない。	
	廃棄物パッケージは、その取り扱いのシステムと対応して、発生が予測される事故が及ぼす力学的な衝撃による内蔵物の放出が、許容できる限度内であるように設計されていなければならない。	
可燃性 熱耐久性	高レベル廃棄物と使用済燃料のパッケージは、通常の処分環境下、あるいは予測される事故時に燃焼する可燃性物質を含んではならない。 低中レベルアルファ廃棄物パッケージの場合、容器が不燃性であるか、または熱耐久性があり、予測される事故時に燃焼しないならば、可燃性物質の混入が許容される。	
	廃棄物パッケージは、取り扱いのシステムに対応して、予測される事故時の熱衝撃による内蔵物の放出が、許容される限度内になるように設計されなければならない。	
ガス発生	廃棄物パッケージ内、もしくはその周辺領域でのガス発生により、処分システム全体の性能が危険にさらされてはならない。	
自由水	廃棄物パッケージに含まれる自由水の量は、処分システム全体の性能を危険にさらすことがないよう、十分少量でなければならない。	
爆発性 自燃性物質 火災と爆破の危険性	爆発と引火を引き起こす物質を含む廃棄物パッケージは、処分場に受け入れなけらばならない。	
圧縮ガス	圧縮ガス容器は、処分場に受入れられない。	
有毒物質 腐食物質	非放射性の有毒、かつ危険物質の内蔵量は、認定された限度内に確実に適合していることが十分確認できるように認知されていなけらばならない。	
	廃棄体に葉、処分システム中の廃棄物容器、もしくは他のバリアを腐食させる物質を含まれていてはならない。	
化学的耐久性	廃棄物容器の化学的耐久性は、処分環境下における放射性核種の要求された閉じ込め性能を十分備えたものでなけらばならない。	
物理的寸法 重　量	廃棄物パッケージの物理的寸法と重量は、輸送、取り扱い、及び定置の考え方と適合していなければならない。	
独自性の認定	処分場に定置される廃棄物パッケージごとに、独自性の認定となるマークをつけるべきである。	

［出典］ＩＡＥＡ：Qualitative Acceptance Criteria for Radioactive Wastes to Disposed of In Deep Geological Formations, IAEA-TECDOC-560,1990.　より作成

表 2.6-3　IAEA　WS-R-1 による廃棄物受入れ要件

要　　件	内　　容	備考
放射性物質濃度	個々の廃棄物パッケージ及び処分施設全体に対する放射性核種インベントリー又は濃度、あるいは双方に対する認可された限度値が制定されなければならない。	
放射性核種	廃棄物パッケージ中の放射性核種の種類、特性及び含有量は、認可された限度値を満足していることを合理的に担保する上で必要な精度で決定されなければならない。	
表面線量 表面汚染密度	廃棄物パッケージの表面線量率と表面汚染密度が輸送要件と廃棄物処分施設の作業者の放射線防護に関して導出された他の値を満足しなくてはならない。	
耐荷重	廃棄物パッケージは、浅地中処分施設での設計荷重に耐えられるような十分な機械的強度を有するように設計、製作されなければならない。	
ガス発生、熱発生	廃棄物に含まれる内容物によっては、ガス又は熱あるいはその両方の発生、腐食、材料の膨潤により廃棄物パッケージやその周辺のバリアの安全性と閉じ込め性を許容できないほどに損なうことがないようにする。	
自由水	廃棄物パッケージ中の自由液体量は制限されなければならない。	
耐火性	火災による潜在的影響を緩和するため、また、廃棄物パッケージ間に火災が広がらないようにするために廃棄物パッケージの燃焼性、発火性やその他の性質に関する要件が制定されなければならない。	
識別	廃棄物パッケージは、個々のパッケージに固有の適切な認識呼号が記されていなければならない。	

出典：IAEA　技術要件「放射性廃棄物の浅地中処分」（1999）　より作成

表 2.6-4　IAEA WS-G-2.5 による廃棄物受入れ要件

要　件	内　　容	備　考
概　要	・コンディショニングした低中レベル放射性廃棄物の仕様は、廃棄物パッケージが輸送、貯蔵または処分の関連する受入規準を満足することを担保できるように設定されている。廃棄物パッケージの仕様は、最終的なプロダクト（廃棄物パッケージ）が適用される廃棄物の受入規準、特に処分のための規準に合致していることを担保できるように決定されている。廃棄物の放射線学的な特性（放射性核種の濃度、放射能レベルおよび線量率）は、最も重要な項目であり、初期の段階で同定される。その他の廃棄物パッケージの仕様は、4 つの主要な項目に分けられるかもしれない：化学・物理的性質、機械的性質、閉じ込め能力および安定性。最後の項目である「安定性」は、長期間にわたって放射性核種を保持する能力を維持しつづけるための廃棄物パッケージの能力に関係している。	
化学・物理的性質	・廃棄体の化学・物理的性質 ①廃棄体の化学的な組成　②密度、空隙率、透水性、通気性 ③均一性、廃棄物と固化材の適合性　④熱的な安定性 ⑤投入した水の割合、圧縮応力下での水の染み出し、収縮および硬化 ⑥浸出率／腐食率	
	・容器の化学／物理的性質 ①材料　②空隙率、透水性、通気性　③熱伝導率 ④腐食環境あるいは水または塩水中での溶解度／腐食	
	・廃棄物パッケージの物理的性質 ①容器内の空隙率（最小化）　②蓋および封入方法の特性 ③温度変化に対する感度	
機械的性質	・廃棄体の機械的性質は、その引っ張り強度、圧縮強度、寸法安定性を含んでいる。 ・廃棄物パッケージの機械的性質は、その機械的負荷（静的および動的）または熱負荷下での挙動を含んでいる。	
閉じ込め能力	・廃棄物パッケージの閉じ込め能力 ①水媒体中での放射性核種の拡散および浸出 ②標準大気条件下または処分場での状況下でのガス放出 ③標準大気条件下または処分場での状況下でのトリチウムの拡散 ④放射性核種の固定化および保持能力 ⑤パッケージの封入機構の水密性および気密性	
安定性	・廃棄物パッケージの安定性 ①温度サイクル下での挙動 ②温度上昇に対する感受性、火災時の挙動 ③長期間にわたる放射線照射下での挙動 ④水との接触に対する固化材の感受性 ⑤微生物の作用に対する抵抗性 ⑥湿った媒体中での腐食に対する抵抗性（金属容器） ⑦空隙率、気密性の程度	

出典：IAEA 安全基準文書「低中レベル放射性廃棄物の処分前管理」(2003) より作成

表 2.6-5 「TRU 核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」での想定

ｸﾞﾙｰﾌﾟ	対象物	ｸﾞﾙｰﾋﾟﾝｸﾞの根拠	廃棄体の想定
1	廃銀吸着材	人工ﾊﾞﾘｱ、天然ﾊﾞﾘｱへの吸着性が低い I-129 を多く含むもの	ｾﾒﾝﾄ固化体
2	ﾊﾙ･ｴﾝﾄﾞﾋﾟｰｽ	・人工ﾊﾞﾘｱ、天然ﾊﾞﾘｱへの吸着性が低い C-14 を多く含むもの ・発熱量の比較的大きいもの	圧縮収納体
3	ﾌﾟﾛｾｽ濃縮廃液	硝酸塩を多く含み核種の吸着性・溶解度への影響を及ぼす可能性のあるもの	ｾﾒﾝﾄ固化体
4	雑固体廃棄物	上記以外のその他の廃棄物	不燃物：溶融、圧縮又はそのままｾﾒﾝﾄ固化可・難燃物：焼却、溶融後にｾﾒﾝﾄ固化

出典：「TRU 核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」原子力委員会原子力ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ対策専門部会（平成１２年３月）より作成

表 2.6-6　キャニスタサイズの違いによるメリット、デメリット

形　状	概　要	メリット	デメリット	備　考
小型キャニスタ（19ℓタイプ，現設計）	約 19ℓキャニスタを用いて処分区分コントロールを行いながら溶融を行い、それを現行の大洗地区廃棄物管理要領に基づき内容器、保護缶に収納して原研管理施設に払い出す。	・設備が小型化できα核種の閉じ込め管理及び遠隔保守対応が取りやすい。 ・既設の貯蔵施設に再保管できる形態であるため、既設施設の有効利用が図られる。また、LEDF 施設内の一時保管ｽﾍﾟｰｽを最小にでき、建家を小さくできる。 ・廃棄物受入れ時に発生する余剰缶を再利用することで、２次廃棄物の発生量が低減できる。 ・処分場への搬出形態に自由度があり、その時の形状要件に併せて搬出が可能である。（ドラム缶、コンテナ等、参考図参照）	・設備の運転日数及び溶融固化体の発生数は、大型キャニスタ方式より多くなる。（約８倍） ・消耗品のキャニスタコストは、大型タイプより負担が大きい。 ・設備の可動日数が大型タイプより多くなるため、運転に伴い発生する２次廃棄物も多くなる。	
大型キャニスタ（130ℓタイプ）	先行例のように約 130ℓのキャニスタを用いて溶融固化体個数を減らす目的で処理を行う。適合する既存の貯蔵庫がないので、LEDF 内部又は外部に新たに貯蔵庫を設ける必要がある。	・溶融固化体数を少なくできる。（6 体程度） ・運転日数が少なくできる。 ・消耗品のキャニスタコストは、小型タイプより負担が小さい。 ・設備の可動日数が少ないことから、運転に伴い発生する２次廃棄物は小型タイプよりは少なくできる。	・設備が大型化するため、遠隔保守対応時のコスト負担が大きい。また、溶融固化体重量も約 700kg となることから揚重機器が大型化する。（ｸﾚｰﾝ、ｷｬｽｸなど） ・新規に貯蔵ｽﾍﾟｰｽを LEDF 内部又は外部に確保する必要があるが、貯蔵個数の設定に不確定要因が多くリスクが大きい。 ・最終的に廃棄体パッケージ化する設備も大型、複雑化しコスト負担が大きい。 ・廃棄体パッケージ形態は、ある程度限定され自由度は小型タイプより制限される。	

表 2.6-7　廃棄体品質管理の概要

主な工程	搬入 →	線量測定 →	γ核種測定 →	NDA 測定（α核種） →	分別・仕分け →	単品線量測定 →
管理項目	・受入れ日時 ・受入れ伝票データ（発生日時、発生元施設、管理番号、重量など）	・測定日 ・管理番号 ・表面線量値	・測定日 ・管理番号 ・γ核種組成比 ・各核種の放射線量	・測定日 ・管理番号 ・α核種組成比 ・各核種の放射線量	・仕分け日時 ・管理番号 ・仕分け作業状況記録 ・分別記録	・測定日時 ・管理番号 ・測定対象物の種類 ・線量測定値
主な工程	→ 重量測定 →	濃度調整 →	溶融処理 →	溶融ｻﾝﾌﾟﾙ採取 →	固化体重量・線量測定 →	搬出
管理項目	・測定日時 ・管理番号 ・測定対象物の種類 ・重量測定値	・調整日時 ・調整個数 ・溶融処理の順番管理 ・調整後の推定線量 ・金属、無機物混合割合 ・溶融処理する物の種類	・溶融日時 ・処理個数 ・高周波出力、電圧、溶湯温度、運転時間、保持時間、炉内圧力	・ｻﾝﾌﾟﾙ日時 ・溶融物の種類 ・ｻﾝﾌﾟﾙ重量	・測定日時 ・管理番号 ・溶融処理した物の種類 ・固化体重量 ・固化体線量測定	・搬出日時 ・管理番号

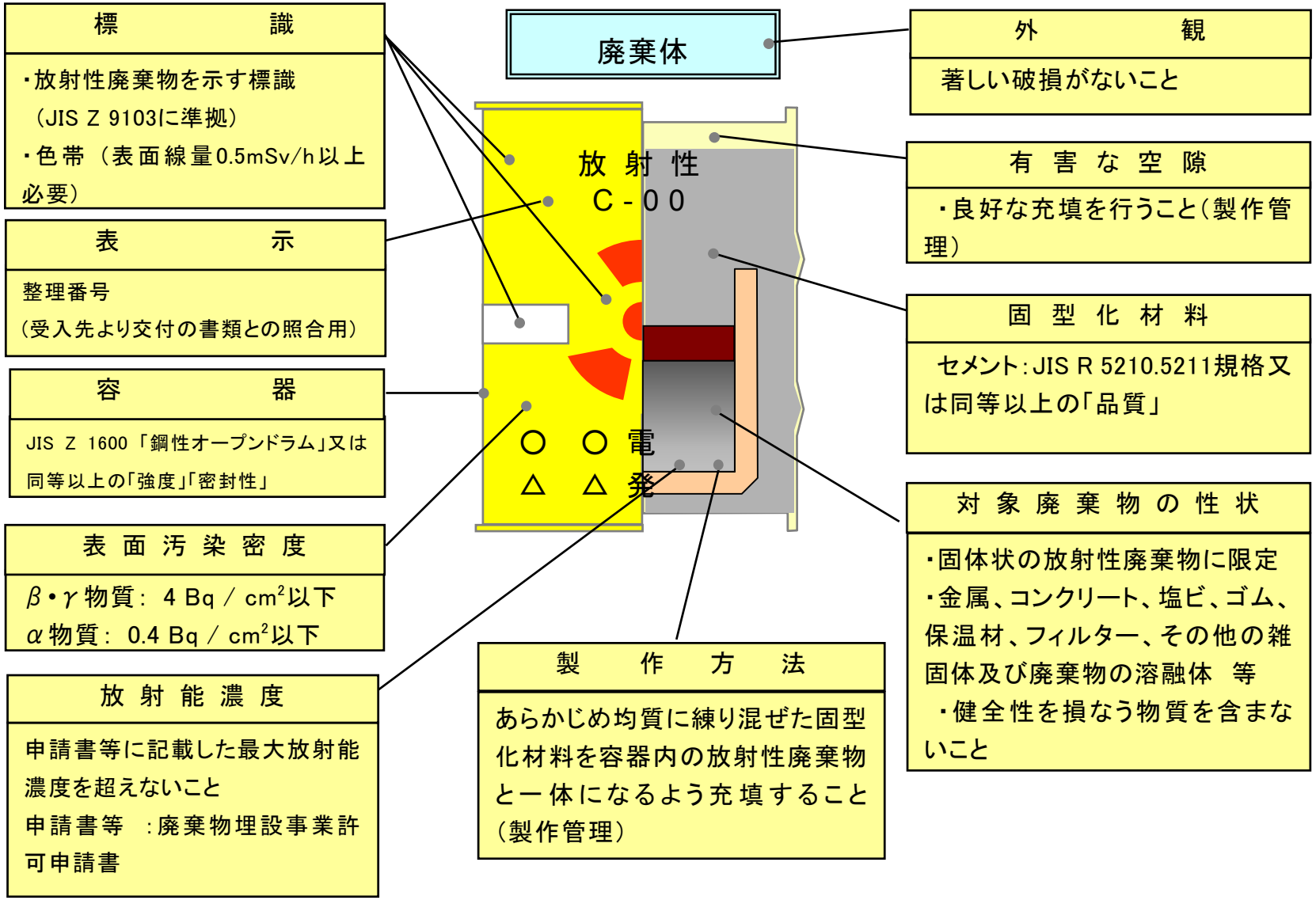
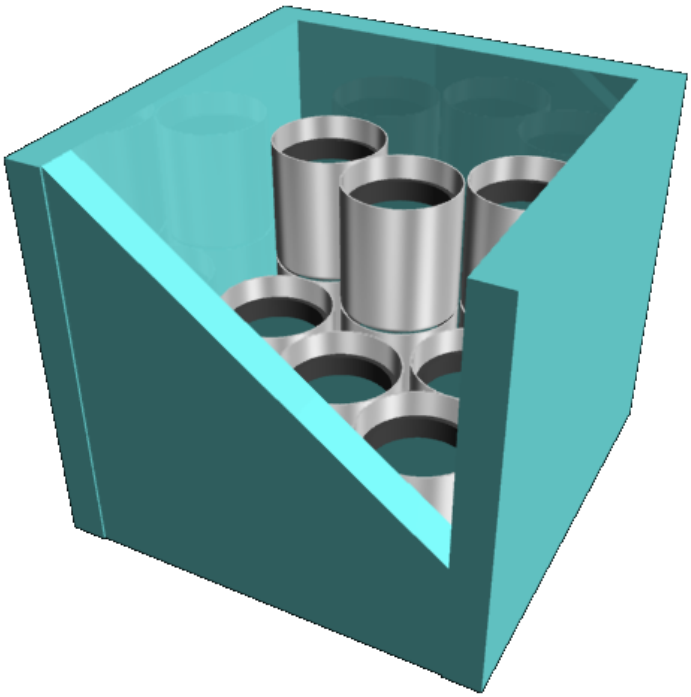


図2.6-1　　六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける廃棄体に要求される技術要件［固体状廃棄物］



＜廃棄体パッケージの概念（一例）＞

１m^3コンテナにキャニスタを16個封入して内部にコンクリートを充てん

参考図　廃棄物パッケージの概念イメージ

2.7　処分重要核種の選定

2.7.1　概　要

低レベル放射性固体廃棄物の処分にあたっては、既に発電所廃棄物のコンクリートピット処分や余裕深度処分などの政令濃度上限値が報告されている。一方、溶融固化体の処分にあたっては、別途重要核種や区分濃度を評価する必要があるが、廃棄物の特性上 TRU 核種を含有すること以外は発電所廃棄物とあまり違いはないため、第３次中間報告[1)]と同様の方法や考え方に基づき評価対象核種を選定することとした。ここでは、溶融固化体の重要核種の選定結果に関してまとめた。

2.7.2　溶融固化体の含有核種及び組成（D）について

評価対象核種を選定するにあたり、溶融固化体の含有核種及び組成（D）の評価を行った。

(1)溶融固化体の燃料及び材料の含有量

評価対象核種の重要度評価（以下、D/C 評価）を行うにあたり、溶融固化体中に含まれる燃料及び材料の含有量を設定した。

燃料は廃棄物管理施設に貯蔵されているα固体廃棄物 B の計量管理実績から溶融固化体 1 体当の平均含有量を安全側に評価し設定した。また、材料はキャニスタに充填できる最大量とした。

(2)放射能インベントリーの算出

含有核種組成は 2.2 項で用いた条件から計算により求めた。

(3)D/C 評価の評価対象核種の選定及び規格化

計算で求めた燃料起源核種約 260 核種、材料起源核種約 130 核種から、国の報告書[1)2)]で用いられている方法と同じ 10000Bq/t 以下になるもの及び半減期が 1 年未満となる核種を共に除外して評価対象核種とした。選定した結果及び先行事例との比較を表 2.7-1 及び表 2.7-2 に示す。選定した燃料起源 47 核種、材料起源 32 核種を選定核種の総和で除し規格化を行った。

2.7.3　10μSv/y 相当濃度（C）について

溶融固化体の重要核種の検討に際し、第３次中間報告等で原子炉施設から発生する放射性廃棄物について導出した方法と同じ方法を採用し、放射性核種ごとに被ばく経路の重畳を考慮した 10μSv/y 相当濃度の最小値（C）を算出した。算出のための環境条件を図 2.7-1 及び図 2.7-2 に示す。

なお、第３次中間報告等では、内部被ばく線量係数（吸入・経口）に ICRP Pub30 を適用し、TRU 核種の崩壊連鎖は考慮されていないが、今回の検討では、内部被ばく線量係数（吸入・経口）に ICRP Pub.72 を適用するとともに、TRU 核種の崩壊連鎖を考慮している。

---

1) 原子力安全委員会「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」（中間報告：昭和 62 年 2 月）（第２次中間報告：平成 4 年 6 月）（第３次中間報告：平成 12 年 9 月）

2) 原子力安全委員会「放射性同位元素使用施設等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方」（平成 16 年 1 月 26 日）

2.7.4　相対重要度（D/C）による重要核種の評価

重要核種は、各処分区分での 10μSv/y 相当濃度の最小値（C）と対象廃棄物中の平均放射能濃度（D）の比である相対重要度（D/C）が上位３桁に入る核種とした。

表 2.7-3 に、溶融固化体の重要核種を示す。評価の結果、重要核種は下記の２５核種となった。

C-14、Co-60、Ni-59、Ni-63、Se-79、Sr-90、Mo-93、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、Sn-126、I-129、Cs-137、U-234、U-235、U-238、Np-237、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242、Am-241、Am-242m、Am-243

なお、溶融固化体は素掘り処分対象とならないとため、素掘り処分で重要となる核種は除外とした。

2.7.5　まとめ

LEDF で作製する溶融固化体を処分するための重要核種を、国の報告書で示されている方法に基づき評価した結果、燃料及び材料２５核種が重要核種となった。

これらの評価結果に基づき、溶融固化体の分析を行うことにより、廃棄体確認データを取得する計画である。

表 2.7-1　　溶融固化体の評価対象核種選定結果と先行事例との比較（1）

【FBR 燃料】（■：放射化起源核種、■：燃料起源核種、■：核分裂起源核種）

No	評価対象核種	六ヶ所低レベル埋設センター事業許可申請	第3次中間報告	No	評価対象核種	六ヶ所低レベル埋設センター事業許可申請	第3次中間報告
1	C-14	◎	◎※2	25	Se-79		◎
2	Fe-55			26	Sr-90		◎
3	Co-60	◎	◎	27	Zr-93		◎
4	Ni-63	◎	◎	28	Nb-93m		
5	Cd-109			29	Tc-99		◎※2
6	U-232		◎	30	Rh-102		
7	U-234		◎	31	Ru-106		
8	U-235			32	Pd-107		
9	U-236		◎	33	Cd-109		
10	U-238		◎	34	Cd-113m		
11	Np-237		◎※2	35	Sn-121m		◎
12	Pu-236			36	Sb-125		
13	Pu-238		◎	37	Sn-126		
14	Pu-239	◎※1	◎	38	I-129	◎※1	◎
15	Pu-240		◎	39	Cs-134		
16	Pu-241			40	Cs-135		
17	Pu-242		◎	41	Cs-137	◎	◎
18	Am-241	◎※1	◎	42	Pm-146		
19	Am-242m		◎	43	Pm-147		
20	Am-243		◎	44	Sm-151		◎
21	Cm-243			45	Eu-152		
22	Cm-244		◎	46	Eu-154		
23	Cm-245			47	Eu-155		
24	H-3			-	-	-	-

※ 1　コンクリートピット処分政令濃度上限値に無く、六ヶ所低レベル埋設センター事業許可申請に記載されているもの

※ 2　余裕深度処分政令濃度上限値として定められているもの

表 2.7-2　　溶融固化体の評価対象核種選定結果と先行事例との比較（２）

【FBR 材料】（■：放射化起源核種）

No	評価対象核種	六ヶ所低レベル埋設センター事業許可申請	第3次中間報告	No	評価対象核種	六ヶ所低レベル埋設センター事業許可申請	第3次中間報告
1	H-3	◎※1	◎	17	Tc-99	◎	◎※2
2	Be-10		◎	18	Ag-108m		◎
3	C-14	◎	◎※2	19	Cd-109		
4	Na-22			20	Sb-125		
5	Cl-36		◎※2	21	Cs-134		
6	Ca-41	◎	◎	22	Ba-133		
7	Fe-55			23	La-137		◎
8	Co-60	◎	◎	24	Pm-145		
9	Ni-59	◎※1	◎	25	Pm-147		
10	Ni-63	◎	◎	26	Sm-151		◎
11	Se-79			27	Eu-152		
12	Sr-90	◎		28	Eu-154		
13	Zr-93			29	Eu-155		
14	Nb-93m			30	Tb-157		
15	Nb-94	◎※1	◎	31	Ho-166m		◎
16	Mo-93		◎	32	Tm-171		

※ 1　コンクリートピット処分政令濃度上限値に無いが、六ヶ所事業許可申請に記載されているもの

※ 2　余裕深度処分政令濃度上限値として定められているもの

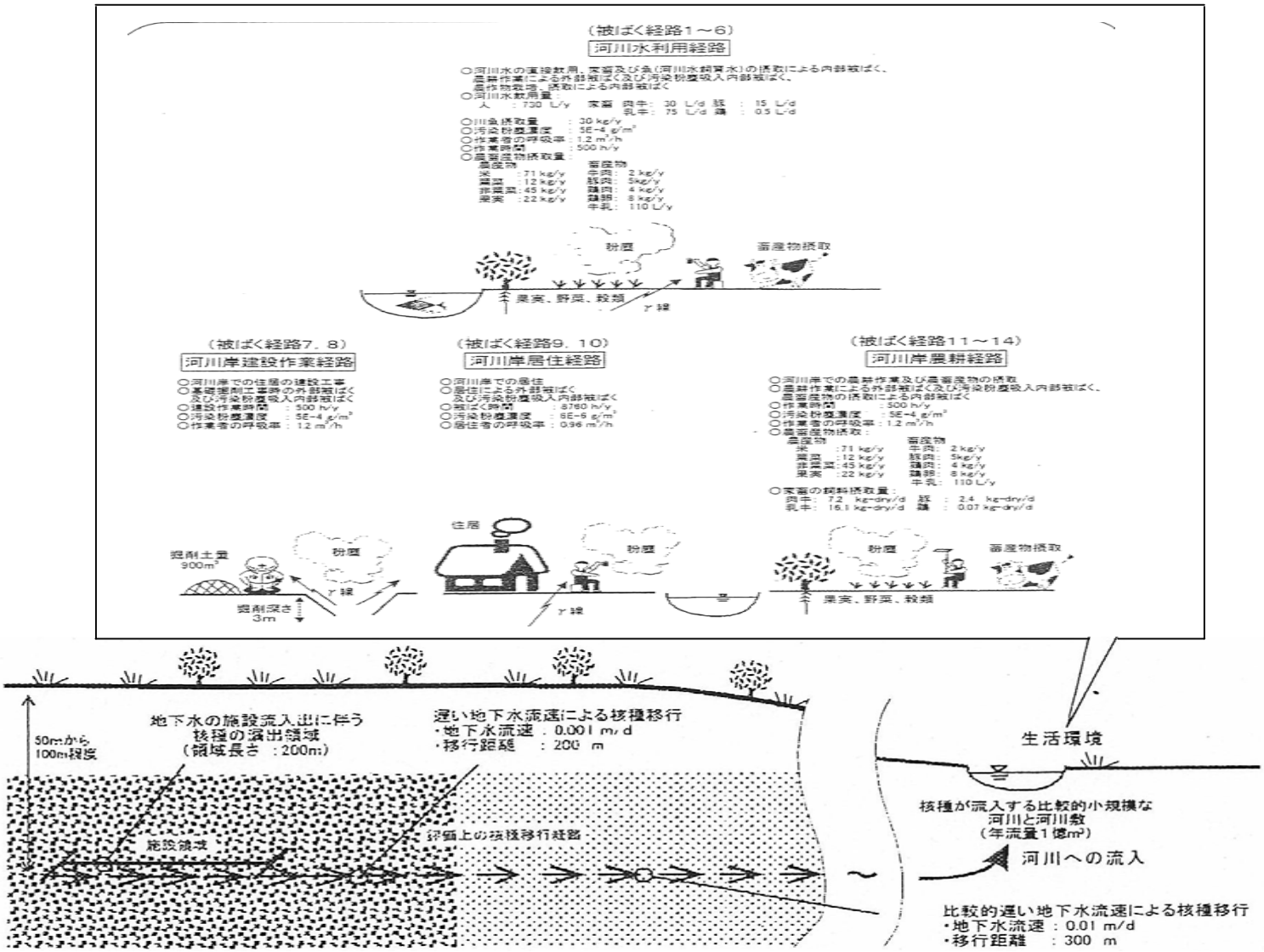


図 2.7-1　余裕深度処分 10μSv/y 相当濃度(C)算出時の環境条件

（出典：原子力安全委員会「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」（第３次中間報告）平成 12 年 9 月）より抜粋

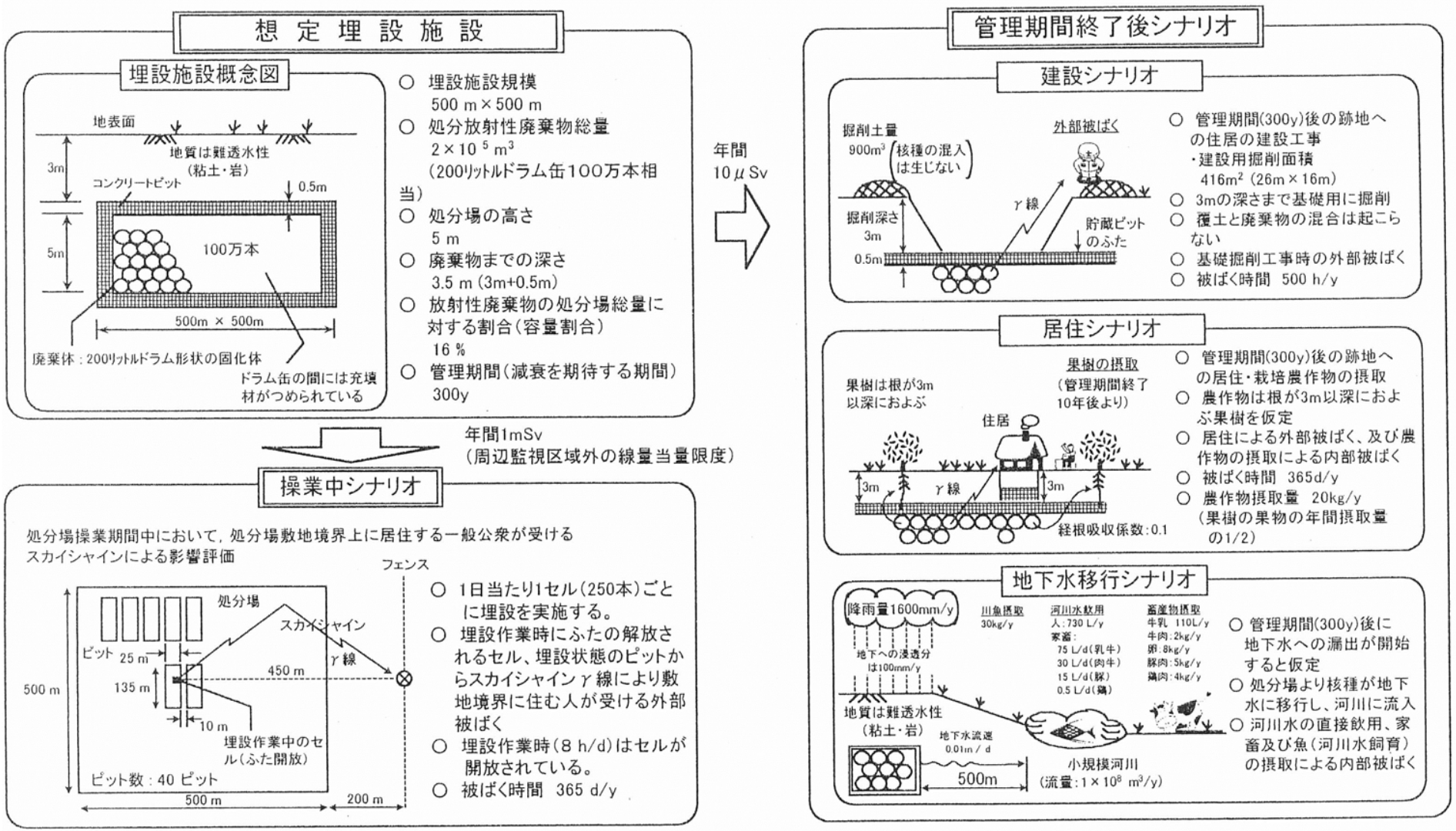


図 2.7-2　ピット処分 10μSv/y 相当濃度(C)算出時の環境条件

(出典：原子力安全委員会「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」(第３次中間報告) 平成 12 年 9 月より抜粋)

表 2.7-3　各処分区分における重要核種のまとめ

処分区分	D/C	燃料組成	材料組成
コンクリートピット処分	1 桁目	Pu-241、Pu-239、Pu-240、Am-241	Tc-99、Ni-63、Nb-94
	2 桁目	Sr-90、Pu-238	C-14、Co-60、Ni-59、Mo-93
	3 桁目	Tc-99、Cs-137、Am-242m、Am-243	Se-79、Ag-108m
余裕深度処分	1 桁目	Pu-238、Tc-99、U-238、Pu-241	Tc-99
	2 桁目	U-234、U-235、Np-237、Pu-239、Am-241	-
	3 桁目	Sn-126、I-129、Pu-240、Pu-242、Am-242m	C-14

2.8　模擬溶融固化体の物性特性

2.8.1　概　要

LEDF では、インキャン式高周波誘導加熱溶融炉を用いて対象廃棄物を処理して溶融固化体を作製する計画としている。本型式の溶融設備は、発電所廃棄物の廃棄体作製用としてすでに実績を有しているが、TRU 核種で汚染された廃棄物をセル内で溶融固化するという条件下では LEDF が初めての事例となる。また、可燃物の焼却処理を同じ設備で行う複合方式である点も LEDF 独自の特徴を有している。

本型式で作製される溶融固化体の物性評価については、発電所廃棄物の模擬廃棄物を用いた評価試験の報告[1)]がなされており、基本的な性能については確認されている。一方、LEDF で採用している溶融設備は、廃棄物中に含まれる放射性核種に発電所廃棄物と若干の相違はあるものの、基本的な設備構成は発電所廃棄物向けの設備と同様である。このため、運転条件が大幅に変わらなければ LEDF で作製する溶融固化体の物性値は、発電所廃棄物溶融固化体と大きな違いは無いものと考えられる。

そこで、この点を確認する目的で LEDF での溶融設備運転条件を模擬した試験装置を用いて、模擬廃棄物による溶融固化試験を実施し、作製される固化体の代表的な物性値について確認を行った。

2.8.2　確認試験内容と結果

(1)概略試験方法

試験は、図 2.8-1 に示す概略系統構成の試験装置を用いて実施した。模擬廃棄物は、表 2.8-1 に示す LEDF 対象廃棄物の平均組成を模擬したものを溶融処理して固化体を作製した。また、放射性核種の模擬としては、被ばく評価の視点から Co、Cs、 Ru の３種類とα核種の代表として Ce をコールドトレーサとして模擬廃棄物に添加した。

確認項目は、物理的特性として固化体切断面の外観観察、セラミック層のかさ密度、圧縮強度、主要構成成分の分布、核種挙動特性として固化体中の核種の残存率について調査した。

なお、LEDF で採用する溶融プロセス選択時に、溶融方式は異なるが、LEDF で扱う模擬廃棄物の溶融試験を実施し、溶融固化体の浸出性能の確認を試験開始後 3 日目、7 日目、14 日目、28 日目で実施した。

(2)試験結果の概要

①物理的特性

図 2.8-2 に溶融固化体の切断面状況を示す。切断面は、セラミック層と金属層に分かれ、金属層は切断面及び溶融固化体サンプルの外観観察から緻密なインゴットであることが分かった。また、セラミック層の物理的特性を確認するため、図 2.8-2 に示すような箇所からサンプルを採取し、かさ密度、主要構成成分（SiO_2,CaO,Al_2O_3）の分布状況、圧縮強度を調べた。その結果を表 2.8-2,3

---

1) 小幡、倉橋、林他、高周波誘導加熱方式による溶融体製作時の核種挙動、原子力バックエンド研究、Vol.4 No2 (1998)

に示す。かさ密度、主要成分分布については、各測定値のばらつきは小さく、サンプリング箇所に関わらずほぼ一定であった。このことから、作製した固化体はほぼ均一な状態で固化されていると言える。

また、圧縮強度については、1320kg/cm^{2}以上の強度を有しており六ヶ所埋設センターで要求している圧縮強度（30kg/cm^{2}以上）[2)]を満足していることが分かった。

②核種挙動特性

表 2.8-4 にコールドトレーサを添加した溶融固化体のセラミック層、金属層での核種残存率を示す。サンプリング箇所は図 2.8-2 と同様であり、９箇所の残存率を平均した値である。このことから、固化体中の核種分布は、Ru、Co は金属層に、Ce、Cs はセラミック層に残存することが分かった。これは、従来の知見と一致する結果となった。また、表 2.8-5 に示すように核種分布測定値のばらつき（変動係数）は小さく、サンプリング箇所によらずほぼ一定であり、この点からも均一状態で固化されていると言える。

③固化体の浸出性能

①、②で試験したものと溶融方式は異なるが、約 1400℃で模擬廃棄物を溶融処理した固化体からの Cs-137 の MCC[3)] 法による浸出率は、1.57×10^{-6}～2.47×10^{-5}（g/cm^2/d）でありセメント固化体に比べ同等以上の性能を有していることを確認した。

2.8.3　まとめ

LEDF で計画している溶融設備条件に合わせた試験装置を用いて、模擬廃棄物による溶融固化試験を実施し、作製される固化体の基本的な物性値について確認を行った。

その結果、作製した溶融固化体はセラミック層と金属層に分離し、セラミック層は均一で十分な圧縮強度を有していること、金属層は緻密なインゴットであること、均一な状態で固化されていること、から発電所廃棄物の溶融固化体と同様な物性値が得られることが確認できた。

2）充填固化体の廃棄確認の実施について、科学技術庁、(1999)

3）MCC:Material Characterization Center の略　廃棄物固化体の化学的耐久性を評価するための試験方法のひとつで、ガラス固化体の浸出試験方法として用いられている。

表 2.8-1　模擬廃棄物溶融重量

種　類		組成（wt%）		投入重量（kg）	
金属	SS400	57.7	8.9	18.82	2.91
	SUS304		48.8		15.91
ガラス		17.5		5.7	
石　膏		15.9		5.18	
可燃物・難燃物焼却灰		7.6		2.48	
樹脂焼却灰		1.3		0.43	
合　　計		100		32.61	

表 2.8-2　セラミック層各サンプルの圧縮強度及びかさ密度

項目 / ｻﾝﾌﾟﾙ箇所		圧縮強度 (kg/cm^2)	かさ密度 (g/cm^3)
A-1	上部	2003	2.493
	中部	1320	2.769
	下部	2850	2.801
A-2	上部	2568	2.503
	中部	1980	2.765
	下部	1720	2.655
A-3	上部	1328	2.432
	中部	2600	2.839
	下部	1902	2.782

表 2.8-3　セラミック層各サンプルに含まれる主要構成元素分布

ｻﾝﾌﾟﾙ箇所		SiO_2(wt%)	Al_2O_3(wt%)	CaO(wt%)
A-1	上部	40.8	14.9	23.8
	中部	41.0	15.0	23.9
	下部	41.0	15.0	24.0
A-2	上部	41.0	15.1	23.9
	中部	40.9	14.9	23.9
	下部	41.0	15.2	24.0
A-3	上部	41.0	15.1	23.9
	中部	41.0	15.0	23.9
	下部	41.1	15.2	24.0

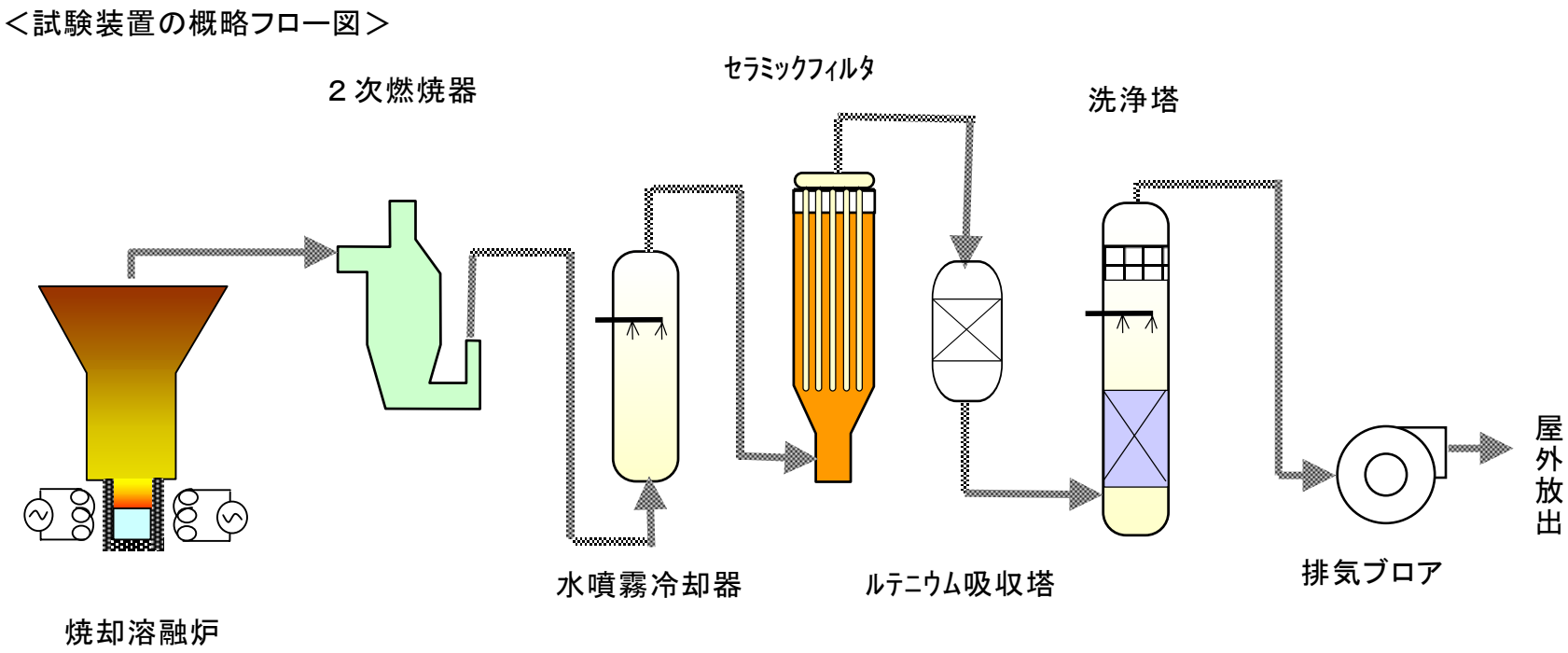
表 2.8-4　溶融固化体中の核種残存率

核種	分布割合(%)	
	セラミック層	金属層
Co	0.03	94.59
Cs	31.05	＜0.001(ND)
Ce	86.31	＜0.04(ND)
Ru	＜0.001(ND)	59.33

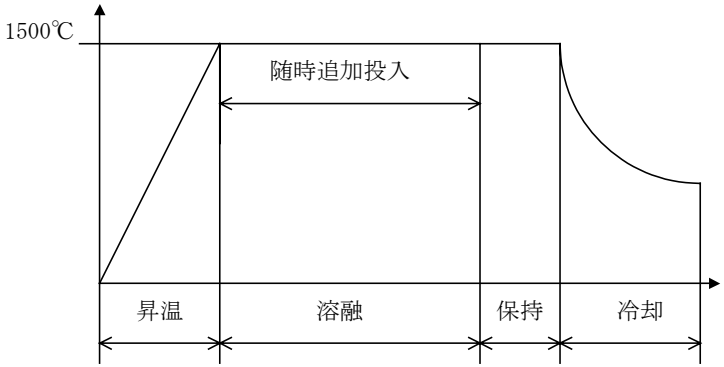
表 2.8-5　各核種測定値のばらつき（変動係数）

核種	分布した層	変動係数(%)
Co	金属層	1.4
Cs	セラミック層	2.6
Ce	セラミック層	0.2
Ru	金属層	2.1

ここで、変動係数(%)＝ $\dfrac{\text{残存層９ヶ所の値(wt\%)の平均偏差}}{\text{残存層９ヶ所の値(wt\%)の平均値}}$ である。

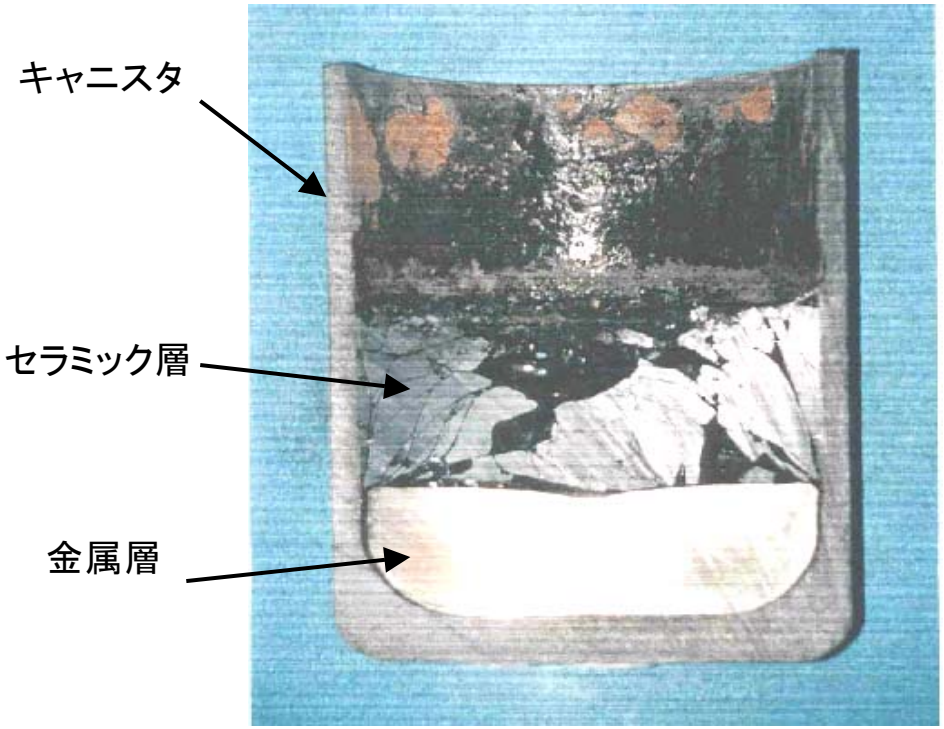


焼却溶融炉の概略仕様
処理能力：30kg／日（金属）
運転温度：1300～1500℃
高周波出力：150kW
炉内空気量：190Nm^3／h

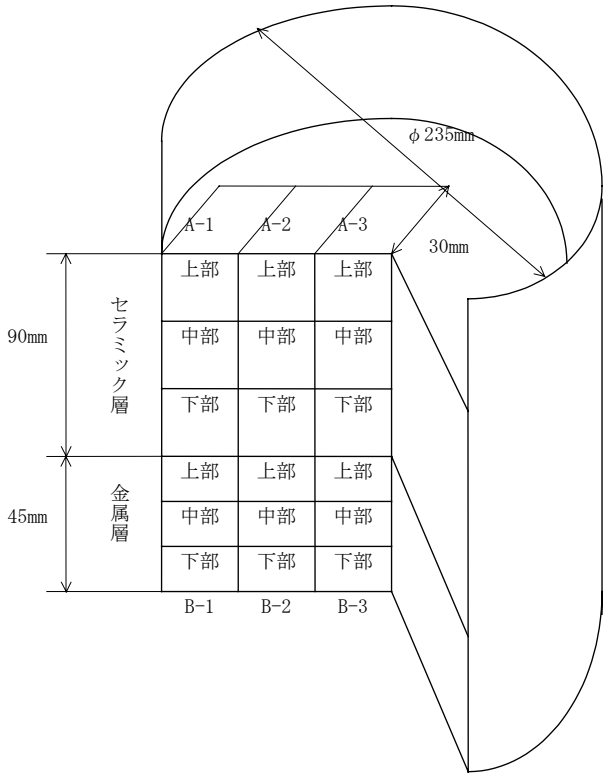


試験時におけるヒートカーブ

図 2.8-1　焼却溶融試験の概要



溶融固化体の断面
（模擬廃棄物溶融）



溶融固化体のサンプル採取位置

図 2.8-2　溶融固化体の断面とサンプル採取位置

2.9　品質管理システムの考え方

2.9.1　概　要

最終的に廃棄体を処分場へ搬出するためには、設定された受入れ要件（均質性、空隙率、含有核種、放射性物質量など）を満足していることを作業記録、分析測定データ等により証明（確認）する必要がある。

加えて、LEDF では対象としている廃棄物の特性上、国規物も含まれているため、保障措置上の管理が必要となる。また、処分費用の低減を目指した区分濃度管理も行うことから、廃棄体確認、保障措置、処分費用低減を同時に管理する総合的な品質管理システムが必要となる。

ここでは、LEDF において廃棄体確認を含めた品質管理システム概要として、管理項目設定の基本的な考え方と設備概要についてまとめた。

2.9.2　管理項目設定の基本的考え方

(1)廃棄体確認管理

LEDF では、六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターで規定される廃棄体要件に準拠して、溶融固化体を作製する計画としている。溶融固化する場合の作製上の管理項目は、発電所廃棄物用として電力各社によりまとめられた「充填固化体の標準的な製作方法」[1)]（表 2.9-1 参照）を、基本的に準拠して設定した。有害物質についても同等に管理することとしており、LEDF の場合は対象廃棄物の内容物量調査結果及び運転管理上の視点から、主に鉛、非鉄金属などが対象となる。

一方、アルミニウムについては、内容物調査結果から原研大洗廃棄物管理施設（α固体貯蔵施設）保管廃棄物量の６％程度であるため、特に有害物質として LEDF では定義せず金属類と混合して溶融することとしている。（ただし、重量管理は実施）

溶融固化体に含有する放射性核種については、重要核種の測定が必要となるが、重要核種選定の考え方については前述の 2.7 項に示したとおりである。

(2)保障措置上の管理

国規物を含む廃棄物を取扱う場合は、「国際規制物資の使用等に関する規則」（国規物規則）に基づき管理する必要がある。LEDF では処理工程で廃棄物を開梱、分別、切断、溶融を行うことから、分別、切断、溶融作業毎に国規物情報を引継ぐ必要性が生じる。このことから、履歴管理（１つの国規物缶から分別、切断された廃棄物がどの溶融固化体となったか）を基本として、国規物の分別重量、在庫量等国規物規則に基づき管理項目を設定した。

なお、最終的に溶融固化体を廃棄体として処分場に搬出するまでには測定済み廃棄物として保障措置を終了させる方向で今後関係機関との調整を進めていく予定である。

---

1)　「充填固化体の標準的な製作方法」（東電、関電他、平成 12 年 7 月）

(3)処分費用低減管理

LEDF では、受入れた廃棄物を分別、切断後に可燃物、不燃物、金属毎に溶融設備専用の投入容器（約 10ℓのポリエチレン製容器）に充てんし、これを直接炉内のキャニスタに投入して溶融固化体を作製する計画としている。

溶融処理に当たっては処分費用の低減を図るために、目標とした処分区分でキャニスタに 80%程度充てんされるように、適切な投入容器の組合せを決めて溶融するシステムとしている。

このため、投入容器の表面線量、重量、内容物の種類、投入個数等を管理項目とした。

以上、上記の(1)～(3)の管理項目をまとめたものを表 2.9-2,3 に示す。

2.9.3　品質管理システムの概要

LEDF で構築している品質管理システムは、分析設備、データ取得装置、データ管理装置などから構成されている。以下にそれらの設備・装置の概要を示す。

(1)分析設備

分析設備は、廃棄体確認及び施設運転管理上の核種測定を目的に、試料採取グローブボックス、ドラフトチャンバー、分析前処理機材、測定機器類などから構成されている。溶融固化体に含まれる重要核種の放射能濃度決定手法（簡易測定法など）を検討するために、LEDF 運転開始後も核種分析を継続してデータ蓄積を行う計画としている。このことから、基本的には上記の実廃棄物分析の手法を反映し、全ての重要核種が測定可能なように設備対応している。設備概念を図 2.9-1 に、設置する測定機器類と対象核種との関係を表 2.9-4 に示す。

なお、分析は溶融固化体からサンプルを採取して行うこととしているが、現状想定している重要核種以外の核種が将来、設定された場合も考慮して、サンプルは識別を行い LEDF 施設内に年間発生量の約２０年分を保管できるようにしている。

(2)品質管理システム

品質管理システムは、廃棄体確認管理、保障措置管理及び処分費用低減管理を実施する総合的なシステムであり、システム概念を図 2.9-2 に示す。

基本的には、廃棄体確認管理、保障措置管理及び処分費用低減管理の管理項目は 2.9.2 項のとおり重複する内容もあるため、取得データを共有化することによりそれぞれの管理項目に対応することとしている。特に、運転員の作業負担を低減する目的から、管理項目のデータ取得は処理工程のポイントで極力オンライン入力（自動入力）が可能なようにしている。なお、目視分別で材質の判断がつかない場合でも、蛍光Ｘ線装置を用い材質の判別を行うこととしている。

2.9.4　まとめ

LEDF の品質管理システムとしては、廃棄体確認管理、保障措置管理及び処分費用低減の管理項目を総合的に盛り込んだ管理システムの構築を行い、取得データの共有化を図る。また、全ての重要核種が測定可能なような分析設備を備え、LEDF 運転開始後も分析データを取得しながら、確認手法の検討が行えるようにしている。

表 2.9-1　六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターの管理項目（充填固化体）

１．分別管理要領（高周波誘導方式で溶融処理を行う場合）

分別作業管理者は、以下に示す記録管理項目を１回／１日または１回／ジョブの頻度にて記入する。

記録管理項目	記入要領	備　考
(1)分別作業管理者の氏名	作業管理を行い本記録を作成した分別作業管理者の氏名を記入する。	
(2)ジョブ No.	「貯蔵場所からの取出し」で設定したジョブ No.を記入する。	
(3)分別年月日	分別を行った年月日を記入する。	
(4)分別作業員の氏名	分別が終了した分別作業員の氏名を記入する。	
(5)分別終了ドラム缶等 No.	分別が終了したドラム缶等の No.を記入する。	
(6)作業内容の確認	手順書通りに、分別が行われたことを記入する。	

２．処理管理要領（高周波誘導方式で溶融処理を行う場合）

作業員は、以下に示す記録管理項目を溶融体毎に記入する。

記録管理項目		記入要領	備　考
(1)氏名		本記録を作成した作業員の氏名を記入する。	
(2)ジョブ No.		「貯蔵場所からの取出し」で設定したジョブ No.を記入する。	
(3)処理年月日		溶融処理を行った年月日を記入する。	
(4)運転温度		運転温度としてキャニスタ温度を記入する。	
(5)運転時間		運転時間（保持時間から保持終了までの時間）を記入する。	
難溶融物を溶融する場合	(6)難溶融物の種類／投入量	難溶融物の種類及び溶融体当たりの投入量を記入する。	
	(7)溶融助剤あるいは無機廃棄物の種類／投入量	・難溶融物を溶融助剤と溶融する場合、溶融助剤の種類及び溶融体当たりの投入量を記入する。 ・無機廃棄物と溶融する場合、無機廃棄物の種類及び溶融体当たりの投入量を記入する。	
塊状アルミニウムを溶融する場合	(8)塊状アルミニウムの投入量	塊状アルミニウムの溶融体当たりの投入量を記入する。	
	(9)鉄系金属廃棄物の投入量	鉄系金属廃棄物の溶融体当たりの投入量を記入する。	
(10)溶融体高さ		キャニスタ内の溶融体高さを記入する。	

（注記）「充填固化体の標準的な製作方法」（東京電力、関西電力他、平成１２年７月）より作成

表 2.9-2　品質管理システム管理項目の概要（1）

主な工程		①搬入 →	②線量測定 →	③γ核種測定 →	④NDA 測定（α核種） →	⑤分別・仕分け →	⑥単品線量測定 →
管理項目	廃棄体確認	・受入れ日時 ・受入れ伝票データ（発生日時、発生元施設、管理番号、重量など）	－	－	－	・仕分け日時 ・投入容器管理番号 ・仕分け作業状況記録（有害物質の有無等） ・分別記録	－
	保障措置管理	・計量管理伝票 ・MBA 受入れ	－	－	・測定日 ・管理番号 ・核物質量測定値 ・α核種組成比 ・各核種の放射線量 ・SRD 処理	・管理番号 ・仕分け作業状況記録 ・分別記録	－
	処分費用低減	・受入れ日時 ・受入れ伝票データ（発生日時、発生元施設、管理番号、重量など）	・測定日 ・管理番号 ・表面線量値	・測定日 ・管理番号 ・γ核種組成比 ・各核種の放射線量	－	・投入容器管理番号 ・仕分け作業状況記録（有害物質の有無等） ・分別記録	・測定日時 ・投入容器管理番号 ・測定対象物の種類（可燃、不燃、金属等） ・線量測定値

表 2.9-3　品質管理システム管理項目の概要（2）

主な工程		⑦単品重量測定	⑧濃度調整	⑨溶融処理	⑩溶融ｻﾝﾌﾟﾙ採取・分析	⑪固化体重量・線量測定	⑫搬出
管理項目	廃棄体確認	・測定日時 ・管理番号 ・測定対象物の種類 ・重量測定値	・調整日時 ・調整個数 ・金属、無機物混合割合 ・溶融処理する物の種類	・溶融日時 ・処理個数 ・高周波出力、電圧 ・溶湯温度、炉内圧力 ・運転時間、保持時間 ・溶融体高さ	・サンプル日時 ・サンプル重量 ・溶融物の種類 ・核種分析値	・測定日時 ・管理番号 ・溶融処理した物の種類 ・固化体重量 ・固化体線量測定	・搬出日時 ・管理番号
	保障措置管理	・管理番号 ・容器内国規物量	・調整個数 ・国規物量の集計	－	・サンプル重量	・固化体重量	・計量管理伝票 ・MBA 払出し
	処分費用低減	・測定日時 ・管理番号 ・測定対象物の種類 ・重量測定値	・調整日時、調整個数 ・金属、無機物混合割合 ・溶融処理する物の種類 ・溶融処理の順番管理 ・調整後の推定線量	・溶融日時 ・処理個数 ・溶融処理した物の種類	・核種分析値	・測定日時 ・管理番号 ・溶融処理した物の種類 ・固化体重量 ・固化体線量測定	・搬出日時 ・管理番号

表 2.9-4　測定機器類と対象核種との関係

	対象核種	核種特性	分析概要	前処理	分析測定機器類	備　考
1	H-3	β線核種	①単離前処理 ②β線分析	焼却／H20捕集	液体シンチレーションカウンタ	施設運転管理上の核種
2	C-14	β線核種	①単離前処理 ②β線分析	加熱／CO2置換／吸着	液体シンチレーションカウンタ	
3	Cl-36	β線核種	①単離前処理 ②β線分析	溶解／沈殿分離	低バックグラウンドβ線検出器	施設運転管理上の核種
4	Co-60	γ線核種	①試料ごとγ線分析 ②①で未検出の場合単離前処理 ③γ線分析	溶解／沈殿分離	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
5	Ni-59	β線核種 X線放出	①単離前処理 ②β線分析 ③X線(Ni59)分析	溶解／沈殿分離	液体シンチレーションカウンタ γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
6	Ni-63	β線核種				
7	Sr-90	β線核種	①Sr90/Y90の放射平衡(2週間) ②Y90沈殿分離 ③β線分析	溶解／沈殿分離	低バックグラウンドβ線検出器	
8	Nb-94	γ線核種	①試料ごとγ線分析 ②①で未検出の場合単離前処理 ③γ線分析	溶解／沈殿分離	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
9	Mo-93	γ線核種	①単離前処理 ②X線分析	溶解／沈殿分離／加熱	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
10	Tc-99	β線核種	①単離前処理 ②β線分析	溶解／抽出沈殿／イオン交換分離	低バックグラウンドβ線検出器	
11	Sn-126	γ線核種	①試料ごとγ線分析 ②①で未検出の場合単離前処理 ③γ線分析	溶解／沈殿分離／加熱	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
12	Cs-137	γ線核種	①試料ごとγ線分析 ②①で未検出の場合単離前処理 ③γ線分析	溶解／沈殿分離／イオン交換分離	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
13	U-234	α線核種 γ線核種	①単離前処理 ②α線、β線分析 ③質量分析	溶解／抽出分離	液体シンチレータ ICP-MS	
14	U-235	α線核種 γ線核種				
15	U-238	α線核種 β線核種				
16	Np-237	α線核種 γ線核種				
17	Pu-238	α線核種 β線核種				
18	Pu-239	α線核種 β線核種				
19	Pu-240	α線核種 β線核種				
20	Pu-241	α線核種 β線核種				
21	Pu-242	α線核種 β線核種				
22	Am-241	α線核種 γ線核種				
23	Am-242m	α線核種 γ線核種				
24	Am-243	α線核種 γ線核種				
25	I-129	β線核種 γ線核種	①試料ごとγ線分析	－	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
26	Ag-108m	γ線核種	①試料ごとγ線分析 ②①で未検出の場合単離前処理 ③γ線分析	溶解／沈殿分離	γ線スペクトロメータ (Ge半導体検出器)	
27	Se-79	β線核種				今後分析方法等について検討

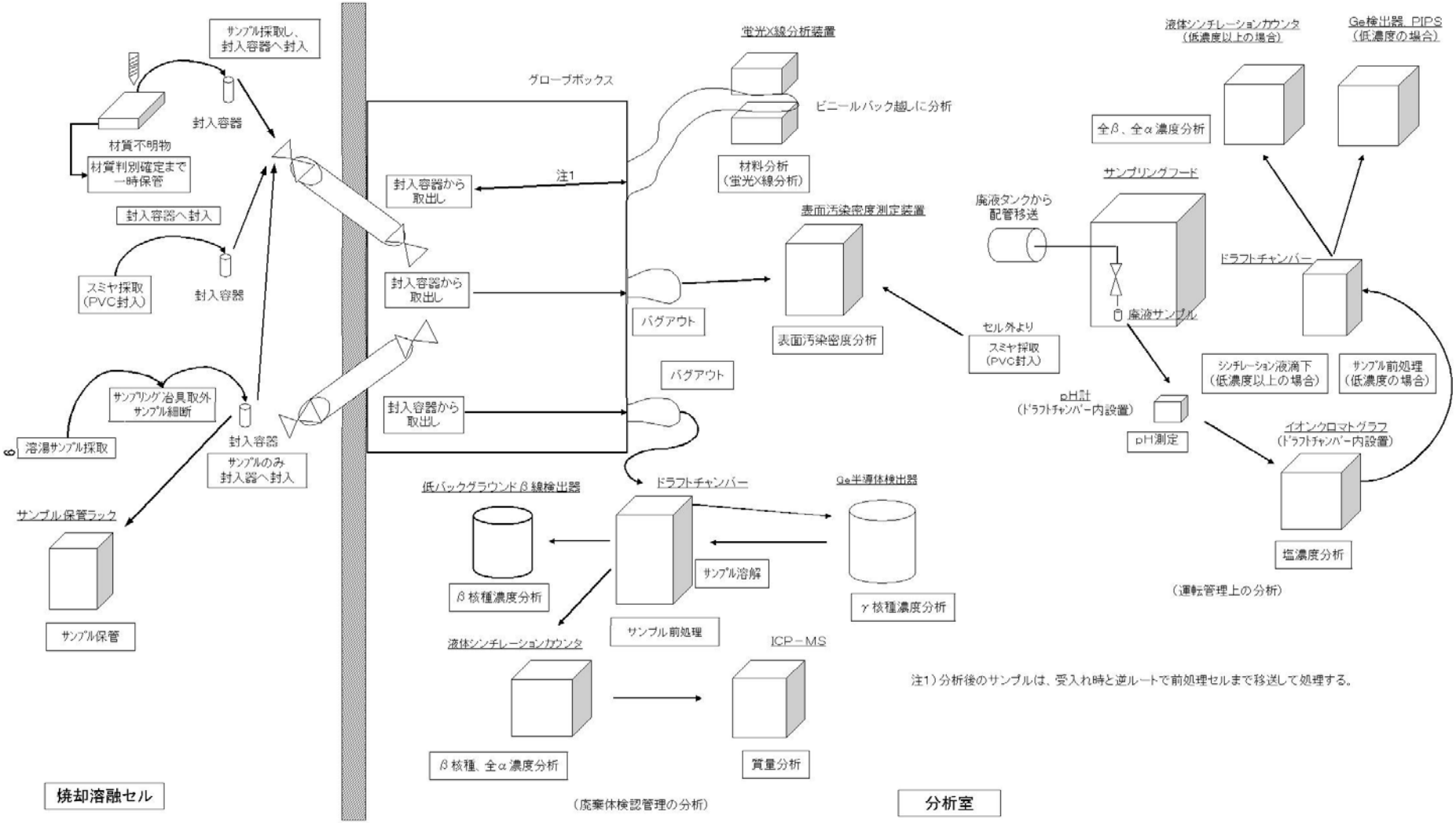


図2.9-1　　分析設備の概念図

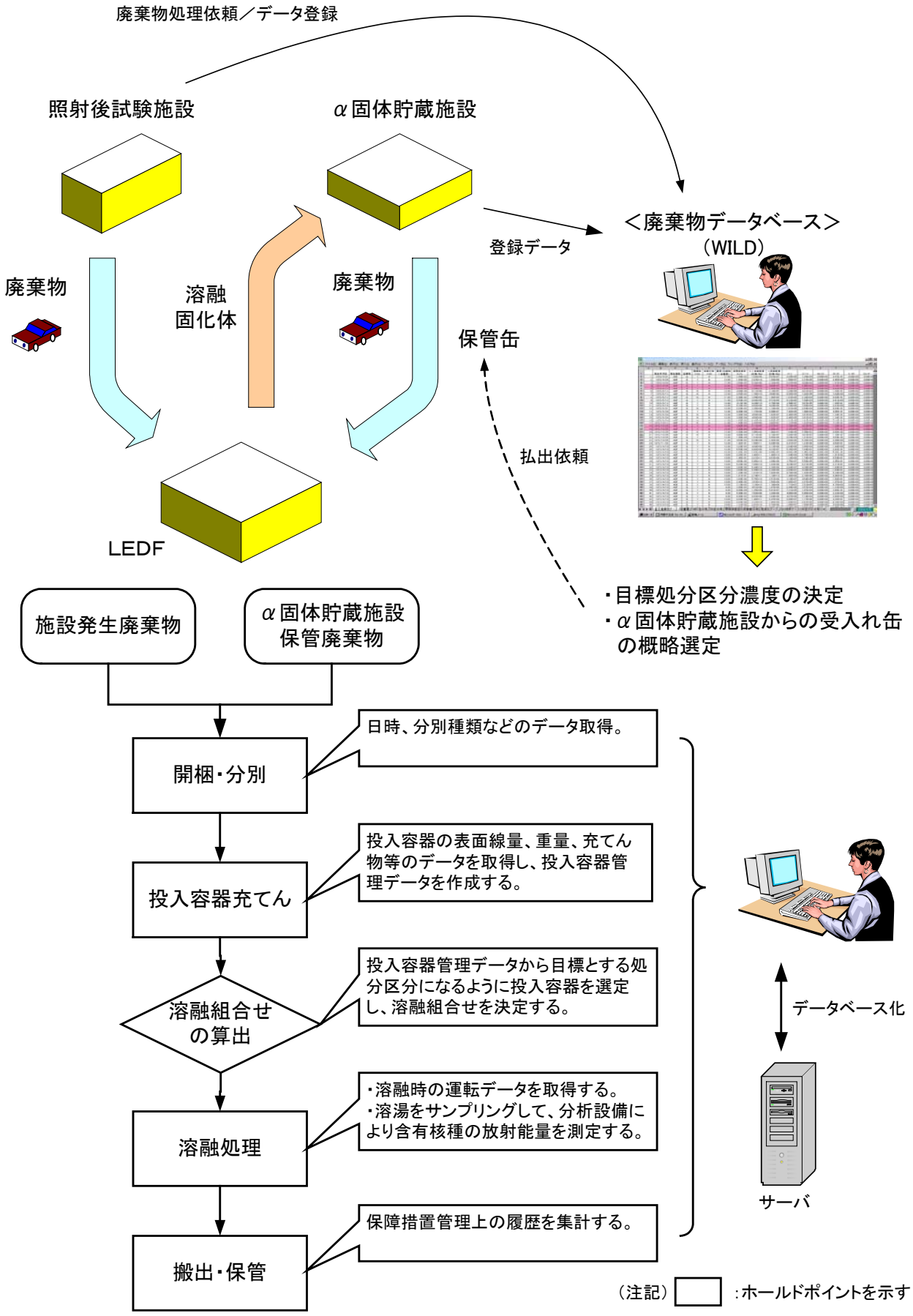


図2.9-2　品質管理システムの概念

2.10　処分費用低減システム（低減のための処理計画）の考え方

2.10.1　概　要

放射性廃棄物の処分は、発電所廃棄物の浅地中処分が既に開始され、余裕深度処分、地層処分が検討中である。また、発電所廃棄物を対象とした余裕深度処分については既に政令濃度上限値が算出されている。浅地中処分、余裕深度処分はその深さに応じて濃度上限値が異なり、処分深度が深い処分概念ほど高濃度のものを処分できるが、処分コストは深さに応じ顕著に増加するため廃棄体1体毎に充填する放射性廃棄物含有量を調整すれば適正なコストでの処分が可能であると考える。

本章では、廃棄体の処分区分をコントロールする処分費用低減システムとそのコスト低減効果の試算結果について述べる。

2.10.2　処分費用低減の概要

処分費用低減システムでは、既に貯蔵されているもの及び今後発生するものの情報から、組合せに必要な放射能量を有する廃棄物を検索して処理対象を決定し目標処分区分になるように処理計画を立てる。

さらに、工程管理として受入時に核種組成や線量、重量等の工程毎の処理履歴管理を行って溶融固化体（以下、固化体という）の放射能量の管理を行うことにより目標処分区分を逸脱しないようコントロールする。処分費用低減システムの基本フローを図2.10-1に示す。

なお、LEDF処理対象廃棄物の放射能量の分布を図2.10-2に示す。

2.10.3　処分費用低減のコスト試算

処分費用低減の考え方に基づき、システム適用時の固化体の処分コストを試算した。

(1)コストの試算条件

①試算のための溶融対象廃棄物は図2.10-1の放射能分布を基に、ここでは試算を簡単にするため図2.10-3に示すLEDF一時保管ピット容量約40缶のα放射能量の分布モデルとした。

②コストの比較条件は、上記の廃棄物について組合せを考えずに溶融した場合と各缶のα放射能量を組合せて溶融した場合（以下、処分費用低減処理という）とした。処分費用低減処理の方法を図2.10-4に示す。なお、組合せを考えずに溶融した場合については、10ケースの試算を行った。

③廃棄体数は200Lドラム缶に固化体を1個充填したと仮定して算出し、固化体の重量を110～130kg、廃棄体1体の総重量を500kgとした。

④区分基準は余裕深度処分のα放射能区分値が13GBq/t（余裕深度のNp-237の政令濃度上限値）とし、それを超える物は地層処分、1GBq/t未満の物はピット処分として、廃棄体数と処分コストの試算をした。

⑤廃棄体１体当たりの処分コストは文献[1)]を基に地層処分:9 百万円/200ℓドラム缶、余裕深度処分：2.4 百万円/200ℓドラム缶、ピット処分：0.4 百万円/200ℓドラム缶として試算した。

⑥廃棄体への収納個数を変動させた場合のコスト影響を確認するため収納個数をパラメータとして同様な試算を行った。変動ケースとして、2 体収納したケース（以下、2 体収納ケースという）、1m^3 コンテナに 16 個収納したケース（以下、16 体収納ケースという）とした。収納概念図を図 2.10-5 に示す。

(2)コスト試算結果

組合せを考えない場合の処理と処分費用低減処理のコスト試算の結果を表 2.10-1 に示す。表 2.10-1 から、両者の廃棄体数は 9 体となり、コストは処分費用低減処理が組合せを考えない場合の約 1/2 となった。

また、廃棄体への収納個数を変動させた場合のコスト割合を図 2.10-6 に示す。最もコストが高くなる組合せを考えない場合の処理での 1 体収納ケースを 100%とすると、2 体収納ケースでは 58%、16 体収納ケースでは 26%となり、処分費用低減処理では何れも組合せを考えない場合の処理に比べてコストが約 1/2 となった。

2.10.4　まとめ

処分費用低減システムによるコスト低減効果を試算した結果、廃棄物の組み合わせを考えない溶融処理に比べ処分費用低減処理を行う方がコスト低減につながる結果となった。このことから LEDF ではα固体廃棄物 B の処分費用低減を目的としてシステムを構築している。

なお、本システムは運転管理ソフトウェア、放射線測定設備を追加するのみで設備構成上もシンプルである。

[1)]「バックエンドコストと今後のバックエンド事業」原子力学会誌 Vol.46,No8(2004)P18 第 4 表から算出

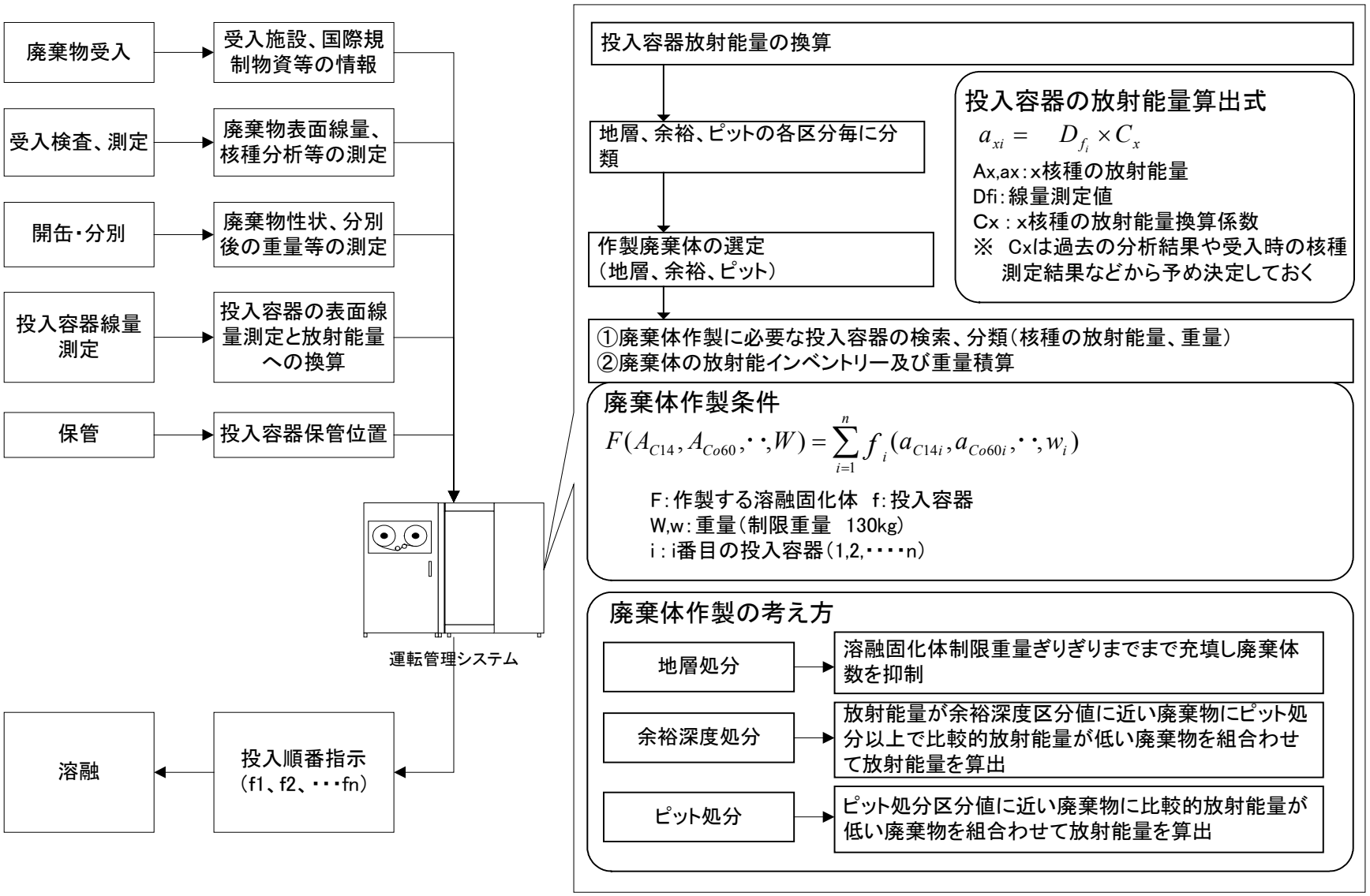


図 2.10-1　処分費用低減システム

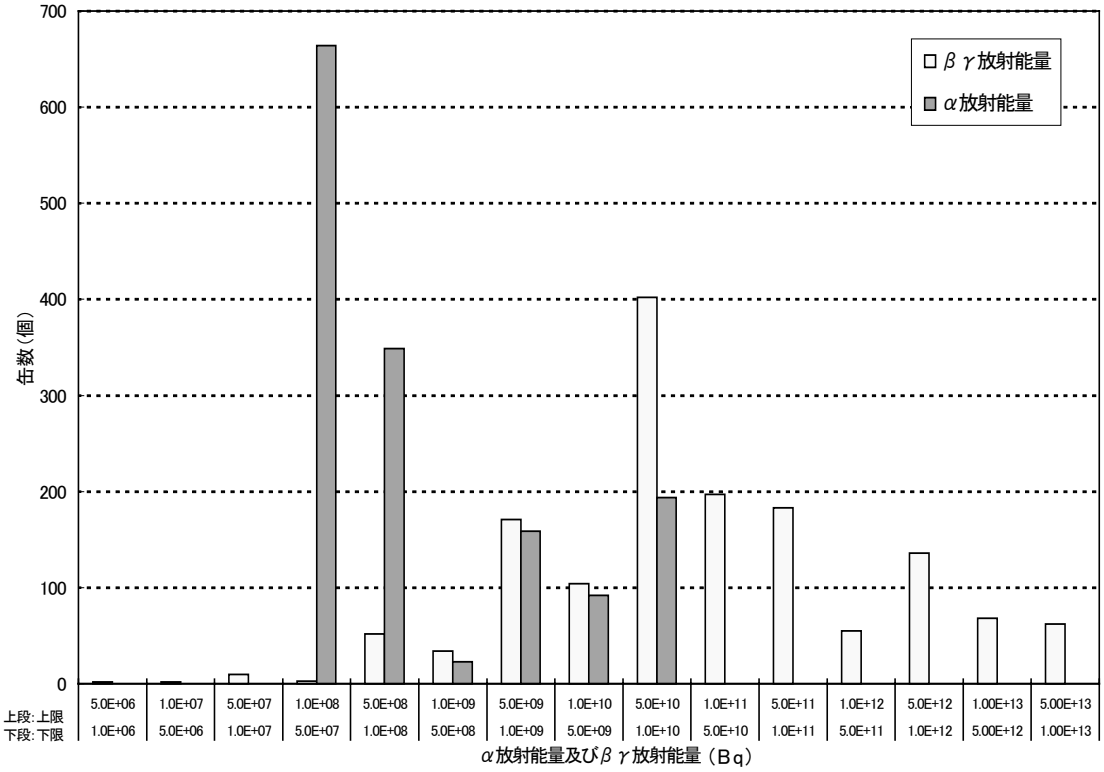


図 2.10-2　α固体廃棄物 B の放射能量分布

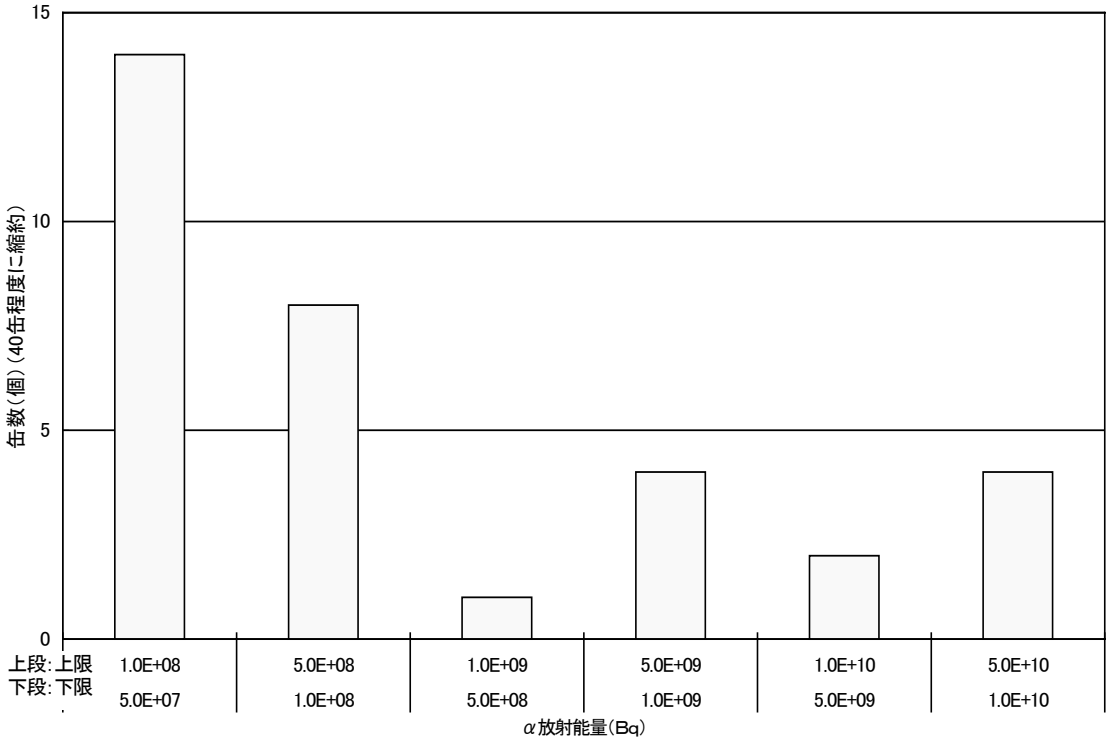


図 2.10-3　α固体廃棄物 B の放射能量分布（試計算用：40 缶に縮約）

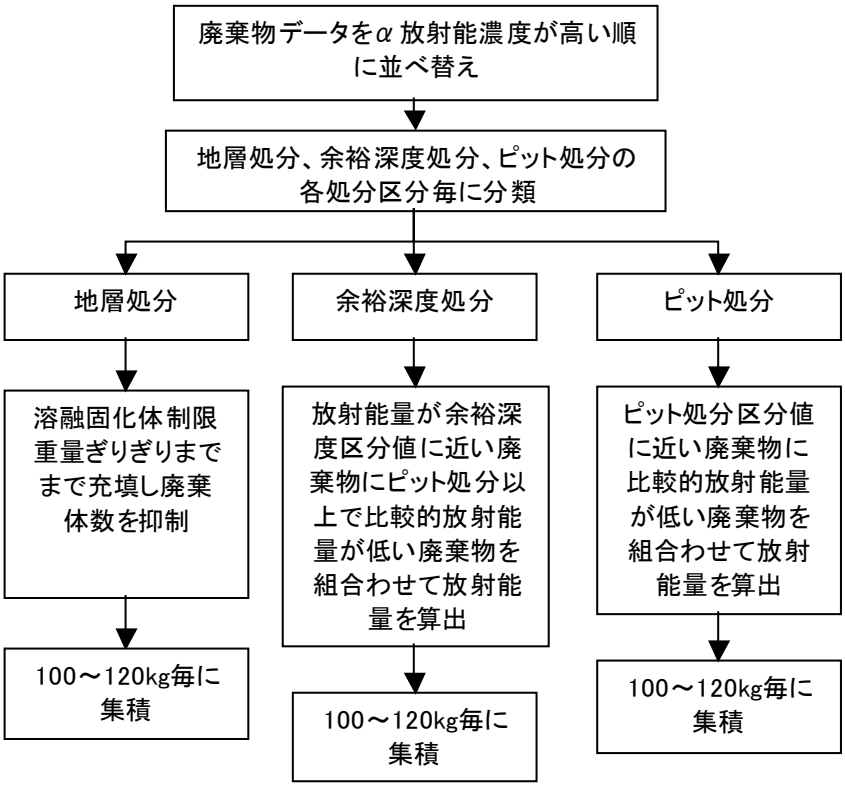


図 2.10-4　処分費用低減処理の方法

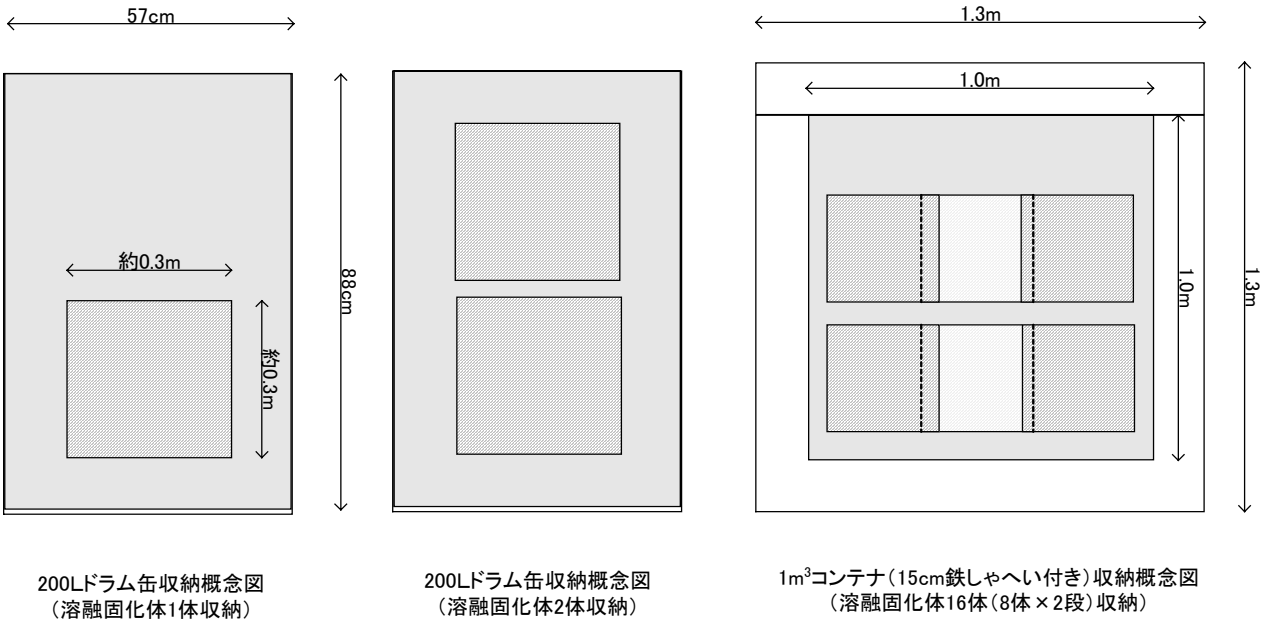


図 2.10-5　２００ℓドラム缶及び１ｍ³コンテナ（しゃへい付き）収納概念図

表 2.10-1　溶融固化体の処分区分試算結果例（200ℓドラム缶に 1 個充填）

処分区分	組合せを考えない場合の処理 (10 ケース試算での平均体数)	処分費用低減処理
地層処分 α濃度：＞6.5GBq/廃棄体	５体	１体
余裕深度処分 α濃度：0.5～6.5GBq/廃棄体	４体	４体
ピット処分 α濃度：＜0.5GBq/廃棄体	なし	４体
コスト試算例 （百万円）	５５	２０

1)200L ドラム缶を溶融固化体込みで 500kg と仮定。
2)溶融固化体の重量は 110kg～130kg とした
3)地層処分:9 百万円/0.2m^3、余裕深度処分：2.4 百万円/0.2m^3、ピット処分：0.4 百万円/0.2m^3
（日本原子力学会誌 Vol.46,No8(2004)　P18 第 4 表から算出）

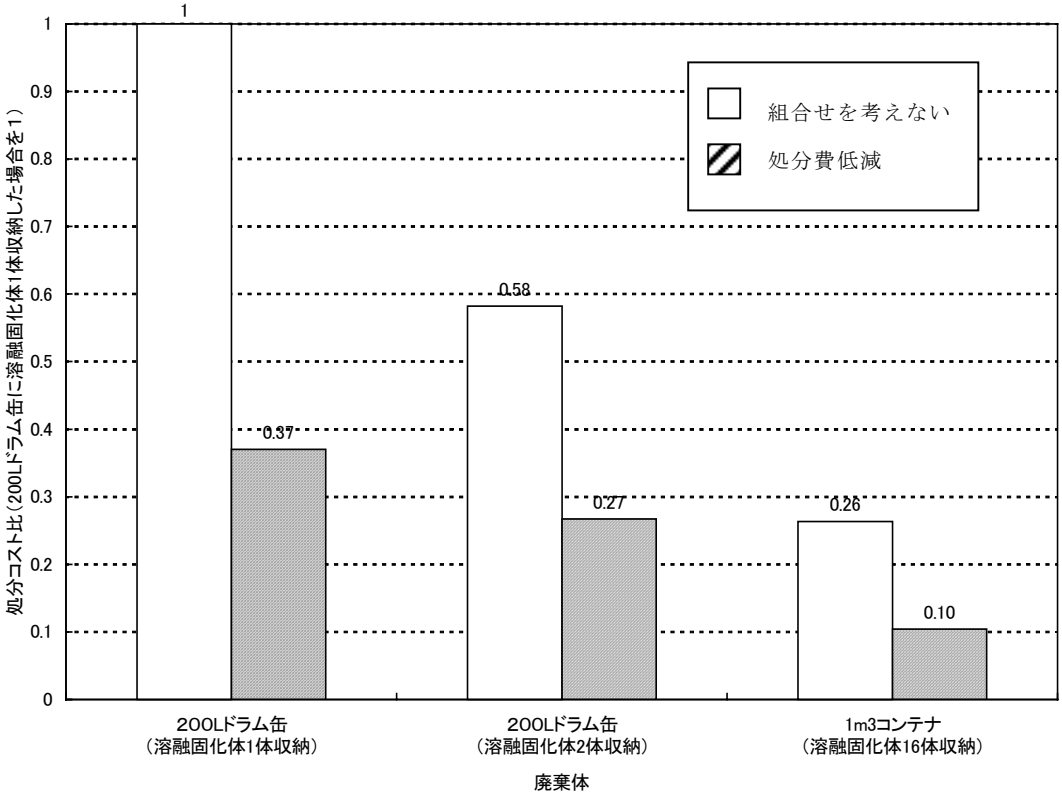


図 2.10-6　廃棄体収納量の違いによるコスト割合と処分費用低減効果

３．委員会における意見と計画への提言

これまでの各回の委員会での検討において主査を始め、各委員より施設設計のうち処分対応に関する内容について、貴重なご意見や多くの提言等を頂いた。表 3-1 に各委員会回数別に頂いたご意見、提言等を示す。

表 3-1　委員会で頂いた各委員のご意見及び提言等のまとめ(1/4)

No.	委員会	資料No.	資料名	分類	内　　容
1	第１回	１－２	大洗工学センターの概況	意見	原子炉等規制法対象施設と障害防止法対象施設との混合廃棄物はどのように処理していくかが課題である。
2		１－３	大洗地区での放射性廃棄物管理の現状と固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）計画の概要	質問	処理対象物量と建設・処理・解体コスト、貯蔵庫等の代替案を総合して考えた場合、LEDF を建設する意義はあるのか。
3				意見	計画段階で処分まで見据えた施設は例が無く、評価できる。
4				意見	事業所間での廃棄物の相互処理を検討し、役割分担を考えていくのが望ましい。
5				質問	放射能インベントリーの評価は精度よくなされているか。
6				ｺﾒﾝﾄ	廃棄体分析作業の合理化、効率化についても議論すべきである。
7				意見	処分費だけでなく、処理費や解体費等トータル的なケースで全体を見た方が良い。
8				意見	溶融炉は運転が大変である。インキャン式溶融でなくても良いのではないか。
9				意見	スラグにα核種を取り込み、スラグと金属を分けて処分した方が良いのではないか。
10	第２回	２－２	処理対象廃棄物の性状と特徴	質問	仏国では廃棄物からの Pu 回収を計画している。国規物はそのような対応はしないのか。
11				意見	Pu 回収のメリットについて議論が必要である。
12				意見	溶融固化体は、評価上安定したものとすべきである。
13				意見	ピット処分以外は未だ検討中であり、ピット処分とそれ以外について明確に分けておく必要がある。
14		２－３	処理対象廃棄物の核種組成	質問	Np-237 や I-129 は軽水炉では処分の評価に重要な核種であるが、高速炉ではどうなのか。
15				ｺﾒﾝﾄ	FBR と軽水炉の発生核種の違いについて処分的な観点で再度整理すること。
16		２－４	LEDF 設計の基本的考え方と処理プロセス選定	意見	分別処理を行うよりも、溶融炉やガス系に裕度をもたせる方が良いのではないか。
17				ｺﾒﾝﾄ	六ヶ所の基準にはなっているが、有害物の混入の是非について議論すべき。
18		その他	－	意見	事業所間での廃棄物の相互処理を検討し、役割分担を考えていくのが望ましい。

表 3-1　委員会で頂いた各委員のご意見及び提言等のまとめ(2/4)

No.	委員会	資料No.	資料名	分類	内　　容
19	第３回	３－２	軽水炉と高速炉との発生核種の違い	意見	炉形の違いは理解できたが、廃棄物中の核種（燃料や材料）インベントリーを評価すべき。
20		３－３	LEDF の施設安全設計方針の基本的考え方	ｺﾒﾝﾄ	セラミックフィルタの除染係数（DF）の根拠を確認しておくこと
21				意見	セシウムの揮発も考慮すべきである
22				意見	環境被ばくについては一般公衆被ばくの評価をきちんと行うべき。
23				意見	無理に指針に適合させずに、今回の施設にあった指針を安全委員会等に働きかけて作ってもらってはどうか。指針が無理であれば申し合わせ事項としても良いと思う。
24				意見	この施設が管理施設になる可能性はほぼゼロである。
25		３－４	廃棄物処理処分に向けての基本的考え方	ｺﾒﾝﾄ	これらの固化体の輸送は B 型輸送になると思われるので、それについて考えておくべき。また、処分は場合によってはそのまま定置ということもありうるのでそれも考慮すべき。
26				意見	六ヶ所の廃棄体技術基準がでているが、地層処分を考えればこれにこだわらなくて良いのではないか。特に空隙、固形化材、容器等は溶融の場合考える必要はないと思われる。
27				意見	処分場でのハンドリングや輸送などの技術要件を整理していくと、おのずと廃棄体の要件は決まってきてしまうと思われる。
28		３－４	廃棄物処理処分に向けての基本的考え方	意見	文科省の廃棄物を保安院で処分することとなるため、きちんとすり合わせておく方が良いと思われる。
29				意見	前処理段階でγ核種や NDA 測定があるが後段の分析との役割分担が分からない。余り測定を多くするよりは後段にまとめるような合理的な対応の方が良いのではないか。
30				意見	分析はなるべくやらない対応を考える方が良い。分析は非常にお金がかかる。
31		３－５	LEDF で作製する溶融固化体の物性値について	意見	ガスに移行したセシウムが洗浄塔で水に溶け廃液が高くなる可能性がある。また、軽水炉のシビアアクシデント評価で燃料中のヨウ化セシウムが水に移行するケースを想定しており、それらをよく確認した方が良い。
32				質問	溶融固体のセシウム等の残存率のばらつきはどうなのか。
33				意見	スラグ/金属の核種の移行で、TRU 核種は余り上手く分かれない。上手く分かれるのはウランまでである。
34				質問	石こうが 17%も入っているが、廃棄物の組成としてこれだけ石こうが入るのは少し気になる。なぜこの様な組成なのか。
35				意見	固化体のハンドリングに関しては、RI の密封線源のような缶に充填し、周辺を溶接してしまえばあとは、βγ として取り扱えるのでより簡易なものとなるのではないか。
36	第４回	４－２	LEDF における品質管理システムの概要	質問	アルミは反応性が高く、固化体の浸出特性等に影響すると思うが、なにか固化体作製上の基準を考えているか。
37				意見	「固化体」には化学的耐久性が必要であり、ある性能以上を担保するようなものでないといけない。アルミが入ると個々の固化体の特性が変わってしまう可能性がある。また、ガス発生も安全評価上厄介である。
38				ｺﾒﾝﾄ	時間の問題もあるが、溶融固化体は比較的新しく未だ処分の議論がされていない。基準がない中で最適な特性条件は見出せないが、処分を見据えた評価はしておくべき。
39				意見	廃棄体にクレジットを採るかどうかであり、ガス発生も地層処分なら考える必要はない。炉規法では有害な金属と有害な物質が別に定義されている。鉛、非鉄金属とアルミは書き分けておいたほうが良い。

表 3-1　委員会で頂いた各委員のご意見及び提言等のまとめ(3/4)

No.	委員会	資料No.	資料名	分類	内　　容
40	第４回	４－２	LEDF における品質管理システムの概要	意見	TRU 廃棄物のグループで溶融を計画しているのは LEDF が一番早いので他に与える影響を考えるべき。できれば TRU レポートのような方法で検討を進めてはどうか。
41				意見	処分の検討には千年、2 千年の長期的なｽﾊﾟﾝで処分体が対応できるのかを解明する必要があり、その辺も考えて設計すべき。
42				意見	この種の議論は過去に繰り返されてきており、誰かがある時点で決めなければ先に進めない。処理と処分で議論しながら合理的な範囲で決めていくべきではないか。
43				意見	RI･研究所廃棄物の処分について国の報告書では、将来の技術開発に期待する文言はいれてある。LEDF への適用性は不明であるが、色々な波及効果を考えて進めてほしい。
44				質問	C-14 や Cl-36 は溶融後に分析するのか。核種の溶融時の挙動は文献調査等から明確化し、最終的に溶融固化体の一部をサンプリングして確認するのか。
45				質問	処分費は何によって低減するのか。核種の組成等がわからないのに固化体作製後に分析は可能だが、設計が成立するのか。
46				意見	保障措置終了の見通しはあるのか。IAEA はどのような形態でも工業的利用価値はあるとの認識のようで、廃棄物でも MBA を確保する必要があるという扱いである。
47		４－３	溶融固化体の重要核種の選定について	質問	燃料、材料の配分は、この条件で全ての核種が網羅されているのか。濃度の大小で結果が変わらないか解析する必要がある。
48				質問	重要核種とはなにか。被ばく評価上で 25 核種を分析する必要はないと思われるが。かなりコストもかかると思われるので、何かの核種に代表させるなどして合理化を図る必要がある。
49				質問	この重要核種は、揮発性核種などが無くなった溶融固化後の組成で評価しているのか。
50				意見	U-234 や I-129 は実際の分析が難しい。重要核種と何が分析できるのかをあわせて考えるべき。また、LEDF 単独の処分場を作ることは出来ないので、類似の廃棄物の処分動向をにらんで進めてほしい。
51				意見	C-14 については文献も少ないので、きちんと試験で確認すべき。国の機関として是非基礎データをとって頂くようお願いしたい。国の機関としてこのようなデータを取得するのは重要である。
52		４－４	処分費用低減システムによるコスト試算例	意見	この様な考え方は成り立つとは思うが、制限放射能量のぎりぎりを狙うならば、廃棄確認データの信頼性を確保する必要がある。ぎりぎりにすると品質保証の問題もあり、コストが見合うか確認する必要がある。
53				ｺﾒﾝﾄ	管理をきちんとすると、見えないコストがかかる可能性があり、その辺を考えておく必要がある。
54				意見	余裕深度処分やﾋﾟｯﾄ処分であれば何らかの確認行為が必要と思われる。地層であれば何もいらないと考えるが。
55			処分費用低減システムによるコスト試算例	質問	α濃度区分が Np-237　13GBq（第 3 次中間報告で示されている値）でコスト検討されているが、トータル α を考えればもう少し濃度は高くなり、コストが変わるのではないか。
56				意見	ﾌﾟﾗｽﾞﾏ溶融は、実際に固化体の状況を見ながら色々な調整をしている。本件はｺｽﾄのみに焦点を当てているが、固化体の成分調整等も考えた物を構築できればより良いのではないか。
57				質問	処分費低減システムで今後の監査規制に対応できるシステムにしていくべきである。
58				意見	今の技術基準は、海洋投棄ベースで圧壊防止など余計な項目が入っている。今後成立性のある新しい廃棄体を提案していく必要がある。

表 3-1　委員会で頂いた各委員のご意見及び提言等のまとめ(4/4)

No.	委員会	資料No.	資料名	分類	内　　容
59	第４回	４－４	処分費用低減システムによるコスト試算例	意見	先行例の運転経験から考えると、本来はまず廃棄体に要求される性能は何かを整理すべきではないかと思う。つじつまが合わないところに無理にあわせており、溶融固化体は早いうちにきちんと特性を整理すべきだと考えている。
60		４－５	検討委員会報告書について	ｺﾒﾝﾄ	報告書の構成は、委員会として議論したこととそうでない事を分けて整理してほしい。
61	第５回	５－２ ５－３	委員会報告書（案）及び報告書に対するコメントの回答（案）	ｺﾒﾝﾄ	アルミニウムの影響や C-14 の挙動を試運転調整時のコールド試験で確認するとあるが、処分システムの健全性の観点でそれらの影響は簡単には評価できないので、それを追記しておくべきである。
62				意見	ＬＥＤＦ廃棄体が含有するアルミニウムが人工バリアを破壊する可能性を検討しておく程度はやっておく方がよい。
63				ｺﾒﾝﾄ	「処分性能評価」について LEDF 廃棄体と処分の全体システムとの関わりを記載しておくべき
64				ｺﾒﾝﾄ	建設スケジュール（案）が流動的な工程であることについて記載しておくべき。
65				意見	次の長計において、TRU 廃棄物処分の安全性は議論になると思われる。答えを出せるのは統合法人以外なく、早めの取り組みが大事である。
66				意見	LEDF 廃棄体のような廃棄物は、現在の処分概念の延長線上でしかなく、むしろ安全委員会にそういう形を提案するのが大事。
67				意見	処分側と処理側相互の検討（interrelation）は重要あり、ＴＲＵ2 次レポートでも廃棄体の特性、多様性に配慮した検討を進めている。
68				意見	本計画が国全体の処理処分にどう貢献できるかが大事である。
69				ｺﾒﾝﾄ	まとめ、要旨の部分は、逼迫の事実、処分システムとの関わり、スケジュールの遅れなど今後時間的に許される範囲で処分システムとの整合を追記していただき、可能な限りそれに柔軟に対応できるよう可及的速やかに進めることが重要であるなどの追記を行うこと
70				意見	TRU 廃棄物は非常に複雑な要素を含み、様々な影響因子をもっているので、これをまとめるのは非常に大変である。しかし核燃料サイクルの上流側はこれを認識している人は少ない。核燃料サイクル路線といっているが、廃棄物に整合性を持たないサイクルなどはあり得ないということを認識してほしい。
71				ｺﾒﾝﾄ	委員会報告書の公開について検討すべき。

４．今後の対応方針と設計上の課題

LEDF の施設設計における処分対応方針について、各回の委員会にて各委員から数々の貴重なご意見、提言などを頂いた。ここでは、頂いたご意見、提言等の中から、今後の施設設計や処理処分計画の立案に反映すべきご意見、提言を整理し、それらに対する対応方針（案）をまとめた。また、それらのご意見・提言等を受けて、当機構が考えている設計上の課題と技術展開についても整理した。

4.1　設計等に反映すべき意見等とその対応方針

第１回～第４回までに頂いたご意見等のうち、今後、施設の設計や処理処分計画の立案に反映すべきご意見等とそれに対する対応方針（案）について表 4.1-1 に示す。

表 4.1-1　頂いたご意見等に対する今後の対応方針（案）　(1/3)

分類	頂いたご意見等	対応方針（案）
基本計画	より合理的な廃棄物処理システムの構築の観点から、事業所毎の役割分担を明確にし、役割毎に相互処理することが望ましい。	本ご意見は、当機構の事業の進め方における意義深いものと受け止めており、重要な検討課題と考えています。ご指摘の内容を実現するためには、複数の地元自治体との調整、輸送頻度やコスト、事業所毎の役割分担など廃棄物管理全体システムの構築に係わることとなり機構内のみならず行政を含め議論を重ねていく必要があると考えています。この点については、現在全社的に展開されている低レベル廃棄物管理プログラム及び新法人でのバックエンド対策検討の中で方向性を議論し、計画を進めていきたいと思います。
廃棄物規制	現行の規制に無理に適合させるよりも施設や処理システムに応じた規制の考え方や方針を関係省庁等に提案することも必要である。	当機構としても将来の原子力政策や原子力の発展に貢献できるものであれば、積極的に関係省庁のへ働きかけを機構内の関連部署と入念に調整を行いながら、提案等をしていきたいと考えております。
施設安全性	これまでに安全評価として重要とされている核種の挙動（例えばセシウム１３７の挙動等）については、国や公の文献をよく調査し安全上問題ないように対応しておくことが重要である。	照射済み燃料中のよう素やセシウムは FP 核種の中では量的に多く、その化合物であるよう化セシウムは原子炉での重大事故においては問題となります。しかし、LEDF で扱う廃棄物中の燃料は年間数十ｇと常陽全体の燃料に比べて数万分の一程度と少なく、よう化セシウム量は安全評価上の問題はない程度と認識していますが、本認識で問題ないか文献調査などから再確認する予定です。なお、セシウムについては廃棄物への付着量も多く、ご指摘のとおり溶融によりガス系への飛散が考えられますので、設計対応が十分か確認し不足の場合は必要な対応を行います。

表 4.1-1　頂いたご意見等に対する今後の対応方針（案）　(2/3)

分類	頂いたご意見等	対応方針（案）
処分性能評価	LEDF で作製する廃棄体は処分評価上安定したものとすべきである。特にアルミニウム等のガス発生を伴う物質が廃棄体に及ぼす影響や国内外でもあまり挙動解明の進んでいない炭素１４等の移行挙動等について国の機関としてデータを取得して公開することも必要。	LEDF 廃棄体の処分への適合性については、本委員会の設置目的の一つです。したがって、当機構としてもできるだけ評価上安定なものとしたいと考えています。ご指摘のガス発生を伴うアルミニウムの取扱いについては、対象廃棄物の内容物調査結果から混入割合は少ないことが分かっています。このことから、混入管理は特に行わない方針としていますが、処理重量の把握を目的とした管理は行う設計としています。なお、アルミニウムや金属腐食によるガス発生が廃棄体に及ぼす影響ついては、国の報告書[1)]でも技術開発課題として挙げられており、当機構としても課題の一つとして認識しています。このため、施設の試運転調整試験や廃棄物処理運転等を通して溶融固化体を作製し、ガス発生による影響等の評価に必要なデータ取得を行う予定としています。また、炭素１４等の挙動についても、上記と同様に試験や処理運転を通してオフガス系への移行挙動や固化体への残留性等の評価に必要なデータ取得を行いたいと考えています。 一方、廃棄体の長期健全性については LEDF 廃棄体が処分バリア性能に及ぼす影響等、処分システム全体の課題として取り組む必要があるとのご意見を頂いていることから、LEDF で得られたデータを今後の処分検討に生かせるよう処分の専門家との必要な情報交換やデータ提供を行っていきたいと考えています。
	廃棄体の長期健全性についても考えていくべきである。	廃棄体の長期健全性については、委員会でも少し議論があったように廃棄体、オーバーパック、処分場の地層など、どこにクレジットをとるかについて機構内外の処分関係者にて議論が始められるものと考えており、それらの結論を待って必要な措置を講じていきたいと考えています。 また、国内初の TRU 核種で汚染された高線量の雑固体廃棄物の溶融設備設置者として、LEDF での溶融運転における必要なデータの提供を行い、国の TRU 廃棄物処分に関する技術基準の策定や同種廃棄物の類似施設での溶融固化の実証に向けて、技術的な協力をして行きたいと考えています。

1) 「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」、原子力委員会原子力ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ対策専門部会（平成 12 年 3 月）

表 4.1-1　頂いたご意見等に対する今後の対応方針（案）　(3/3)

分類	頂いたご意見等	対応方針（案）
廃棄体基準	ピット処分以外の廃棄物は現在廃棄体基準が定められておらず、基準のない中でLEDFの廃棄体について妥当性を論ずることは困難である。 一方、六ヶ所の廃棄体技術基準や現在検討が進みつつある余裕深度処分廃棄体の検討状況、輸送時や処分場でのハンドリング方法などを総合的に勘案することで要件がある程度見えてくると思われるため、これらを整理したうえでLEDF廃棄体の要件を考えていくべきである。	LEDF の廃棄体については、類似の廃棄物に対する廃棄体基準がない中でどの様な考え方で進めるべきかを委員会で議論して頂き、その結果、当機構としては、ピット処分などの現行の廃棄体基準や現行処分サイトの管理基準等を準用することで現段階としては廃棄体に必要な要件とすることが可能と認識を持っています。 なお、上記の認識から現状の設計対応で概ね満足していると考えていますが、今後も国内外の処理処分動向を踏まえつつ、反映すべき点は、施設の運転計画や運転条件に反映し、必要な場合は設備の追加、増設等の対応を図っていきたいと考えています。
品管分析	廃棄体の全数分析は多大なコストが必要となり現実的ではないので、代表核種の設定や電力で実施している推定法等合理的な方法を取り入れる必要がある。 また、品質管理も厳密化とそれにかかる費用のバランスをきちんと評価し合理的な管理を行っていくべきである。	廃棄体の分析については、将来にわたって重要核種の全数分析行うことは考えておらず、LEDF 運転開始後、分析データを相当数取得した段階で、電力と同様に非破壊測定法やスケーリングファクタ法等の簡易測定法の適用検討を始めたいと考えています。また、品質管理については無用な厳密化は考えていませんが、最低限でも保障措置上の計量管理、廃棄体確認に必要な管理は実施する必要があり、更に処分費用低減を意図とした処理廃棄物の放射能濃度コントロールも行うため、ご指摘の内容を認識して非破壊測定装置やパソコンによるデータ管理を利用することにより、極力合理的なシステムを取り入れた設計としていきたいと考えます。 なお、現状ではご指摘のような具体的な評価を実施していませんので、今後、評価方法などを機構内の関係者と調整して行っていきたいと考えています。

4.2　設計上の課題

設計や今後の処理処分計画立案に反映すべきご意見等とそれに対する対応方針については、前述の 4.1 項で述べた。ここでは、各回で提示されたご意見等を具体的な設備に適用した場合、設計上の課題として当機構が考えている内容と施設の安定運転には解決が最も必要と考えている課題（今後の類似施設の計画に役立つ内容）について述べる。

(1)前処理技術上の課題

①含有する核燃料物質等の非破壊測定

保障措置管理の目的で設置する計画であるが、今回対象であるTRU核種で汚染された雑固体廃棄物に関しては、測定体系が確定できないため測定が非常に困難である。これを放射化学分析で含有核種と放射能量を測定するのは、経済的にも時間的にも多大となり現実的ではない。

このため、処分に向けて含有する核燃料物質等の非破壊測定方法（SF法など）に関する技術開発する必要がある。LEDFでは測定技術を確立する目的で、施設運転後、施設内の分析設備で溶融固化体に含有する核燃料物質等の測定を行い、データ蓄積を行いながら、測定体系やその精度、処理能力などを明確にし、非破壊測定技術の見通しを得る予定である。

②品質保証上の課題

LEDFでは、国規物を取り扱うことから保障措置上の考慮を処理工程内で行う必要がある。さらに、廃棄体作製及び処分費用低減に関する管理項目も合わせて取得、管理する必要がある。これらの管理項目を分別、解体等の前処理作業と合わせて管理データ取得を行うのは、非常に煩雑な作業となり運転員に負荷が集中しミスを生じさせる可能性があり、これらを軽減させるシステムの構築が必要と考える。現状設計では、本内容を考慮したシステム構築を行っているが、施設運転を通してより効率的なシステムとする計画としている。

(2)遠隔操作技術上の課題

①焼却溶融炉耐火材の遠隔保守技術の確立

焼却溶融設備は、定期的に耐火材を交換して運転を継続して行くのが一般的である。LEDF では、特に高線量の廃棄物を処理することから、被ばくの点から作業員による直接保守（人が機器に直接接近して保守すること）ができない。このため、しゃへいセル内に機器類を設置し、セル外からしゃへい窓、ITV を介してパワーマニプレータ、マスタースレーブ型マニプレータなどによる遠隔作業により保守する必要性があり、これらの機器を用いた作業に適した耐火材構造及び交換手順を確立する必要がある。

このため、耐火材の構造を遠隔作業に適した具体的な構造検討などを今後の設計の中で進めて行き、必要に応じてモックアップ等を実施しながら確認していく。

②機器、煙道配管の遠隔保守技術の確立

煙道配管は内部に低沸点金属等の再結晶により閉塞が発生することが、既設の運転事例から明らかにであり、これらの清掃等が可能なように設計上の考慮

を行う必要がある。

このため、遠隔作業に適した構造検討などを設計の中で進めて行き、必要に応じてモックアップ等を実施しながら確認していく。また、煙道配管の分解についても通常の固定ボルトによるフランジ接続では、取り外しが困難と予想されるため、クランプ式などの簡易接続方法の検討も合わせて進めて行く。

4.3 本施設を用いた技術開発の展開

TRU 核種で汚染された高線量の廃棄物を溶融処理する遠隔保守機能を有した施設は、国内では LEDF が初めての施設であるため、廃棄体作製（移行核種挙動、固化体性能等）、遠隔保守技術や品質管理システム等の技術開発及び運転ノウハウ、遠隔保守作業等のプラントレベルの工学的実証が期待でき、今後の類似施設の計画に役立つものと考える。また、今後策定作業が行われる、TRU 核種で汚染された廃棄物の合理的な基準策定に関し意見等の協力が可能と思われる。ここでは、各回で出されたご意見等を踏まえて技術開発という視点から、どのような展開が可能かを以下に整理した。

(1) TRU 核種で汚染された高線量の廃棄物処理技術開発

LEDF の処理対象廃棄物は、TRU 核種で汚染された高線量の可燃物、難燃物、金属などの不燃物が混在する雑固体廃棄物である。この廃棄物の処理に当たっては、処分の適合性を考慮した廃棄体要件である固化体の均質性、安定性、有害物質の除去、確認の容易性等を担保する必要がある。

一方、現在、発電所で発生する低レベルβγ廃棄物については、処理実績を積み重ねているところであるが、TRU 核種で汚染された高線量の廃棄物に対しては処理実績はなく、LEDF が国内初の施設となる。このため、LEDF での処理運転を通じて、この種の廃棄物処理技術のプラントレベルの実証が可能となり、今後の同種の処理施設へ技術、運転ノウハウ等を反映して行きたいと考える。

(2) 遠隔運転・保守技術開発

処理対象廃棄物の特徴（高線量、TRU 核種による汚染物）により、人が容易に近づけないことから、廃棄物の分別･前処理、焼却・溶融処理、廃棄体確認に至る主要処理プロセスはセル内に配置され、廃棄物の処理運転から施設、設備のメンテナンスまで遠隔化が要求される。LEDF の運用を通じて、こうした遠隔運転･保守技術の実証及び運転･保守ノウハウの蓄積が可能となり、今後の同種の処理施設へ技術を反映して行きたいと考える。

(3) 廃棄体の品質管理システムの開発

廃棄体を処分する場合、処分場の受け入れ条件（均質性、安定性、含有核種、放射能量、有害物質が混入していないこと等）に適合していることを、作業記録、分析データ等から証明（確認）し、提示する必要がある。また、処理対象廃棄物に国際規制物資が含まれることから保障措置上の管理も必要となる。こうしたことから、廃棄体確認、保障措置等を総合的に管理する品質管理システムを導入することとしており、LEDF の運用を通じて、TRU 核種で汚染された廃棄物に対する品質管理項目の選定と本システムの実証が可能と考える。

(4) 廃棄体確認手法の開発

廃棄体処分時に必要となる廃棄体確認作業に関しては、放射化学分析設備、中性子非破壊測定装置を設置し、実廃棄物の分析データの蓄積を行い、廃棄体確認手法を確立する計画である。また、簡便な方法で計測できる代表的な核種から廃棄物中の主要核種及びその量を推定するスケーリングファクタ法に関し、蓄積された分析データから適用性の判断が可能となり、適用できれば廃棄体確認手法の大幅な合理化が図られ、TRU 核種で汚染された廃棄物の確認手法の実証が可能となり、LEDF で得られたデータ等は今後の整備される廃棄体要件等の策定作業に協力できると考える。

(5) TRU 核種で汚染された廃棄物の処分基準策定への提言

放射性廃棄物の処分ついては、発電所廃棄物の浅地中処分が既に開始されているが、TRU 核種で汚染された廃棄物の多くが処分されるであろう余裕深度及び地層処分については、今後処分の技術要件が国レベルで検討されることになっている。こうした状況にあって、LEDF で作製した溶融固化体の性能（安定性、強度、核種の閉じ込め性等）に関するデータの提示は、合理的な処分基準策定に資するとともに、基準策定に関し意見等の協力ができると考える。

５．まとめ

LEDF 施設設計のうち処分対応方針（廃棄体要件、品質管理項目設定の考え方等）に関して、機構内・外の処分に係る有識者、専門家の評価と意見を伺う目的で、大洗工学センター所長の委嘱により「照射後試験等廃棄物処理処分検討委員会」を平成１５年１２月～平成１７年３月の期間で設置した。委員会は、当機構（事務局）から処理対象廃棄物性状、プロセス選定、処分対応などの考え方を説明し、それに対して各委員から意見等を頂く手法で実施した。

その結果、廃棄体要件、品質管理項目、核種分析、処分性能評価等に関して各委員から各回数々の貴重なご意見、提言などを頂いた。

これらのご意見、提言のうち、今後の施設設計や処理処分計画の立案に反映すべき内容を整理し、それらに対する対応方針（案）をまとめた。

今後はこれらのフォローを行う必要があるが、一方では貯蔵施設の裕度も漸減し、上流側での高速炉開発に対して支障を来たす逼迫した状況にある。したがって、今後時間の許される範囲内で処分の全体システムを考慮した処理のあり方について検討を重ね、その結果に可能なかぎり柔軟に対応できるような形で本計画を可及的速やかに進めることが重要と考える。

なお、当機構が設計上の課題と考えている項目については、必要な技術開発、調査等を行い対応して行く予定である。

添　付　資　料

照射後試験廃棄物等処理処分技術検討委員会の審議概要

	開催時期	審議予定項目	備考
第１回	H15年12月18日（東京・霞山会館で実施）	① 検討委員会設置について ② 大洗工学センターの概要と廃棄物管理の現状 ③ 固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）建設計画の概要	
第２回	H16年3月23日（大洗工学ｾﾝﾀｰで実施）	① 対象廃棄物の特徴について（発生形態と核種構成・分布、再処理TRU廃棄物、MOX廃棄物との比較） ② LEDFのプロセス選定の基本的考え方 ③ 関連施設の視察	
第３回	H16年6月29日（東京・霞山会館で実施）	① 安全設計方針と評価結果 ② 廃棄物処理処分に向けての基本的考え方 ③ LEDFにおける処分対応とその考え方 ④ LEDF廃棄体仕様と評価条件	
第４回	H16年11月5日（東京・霞山会館で実施）	① LEDFにおける処分区分の考え方と検証システム（品質管理と廃棄体確認）の概要 ② 廃棄体確認技術について ③ 処分費用低減化システムの概要	
第５回	H17年3月24日（東京・霞山会館で実施）	① 評価委員会報告書の原案について	

照射後試験廃棄物等処理処分技術検討委員会　構成員

（主査）　石榑　顕吉　　埼玉工業大学先端科学研究所所長、東京大学名誉教授

佐藤　正知　　北海道大学大学院工学研究科教授

小佐古 敏荘　　東京大学原子力研究総合ｾﾝﾀｰ助教授

川上　泰　　(財)原子力安全研究協会研究参与

阿部　昌義　　(財)放射線計測協会相談役業務部長
（平成 16 年 9 月まで日本原子力研究所東海研究所ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ技術部長）

古川　修　　(社)日本ｱｲｿﾄｰﾌﾟ協会環境整備部長

藤原　啓司　　東京電力㈱原子燃料ｻｲｸﾙ部処分技術ｸﾞﾙｰﾌﾟﾏﾈｰｼﾞｬ
（平成 17 年 2 月まで）

黒田　茂樹　　関西電力㈱原子力事業本部原子力環境技術ｸﾞﾙｰﾌﾟﾏﾈｰｼﾞｬ

越智　英治　　日本原燃㈱再処理事業部再処理計画部技術ｸﾞﾙｰﾌﾟﾘｰﾀﾞ副部長

中山　真一　　日本原子力研究所東海研究所燃料ｻｲｸﾙ安全工学部
処分安全研究室長

林道　寛　　核燃料ｻｲｸﾙ開発機構経営企画本部ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ推進部次長

武田 誠一郎　　核燃料ｻｲｸﾙ開発機構東海事業所環境保全・研究開発ｾﾝﾀｰ
環境保全部長

宮本　陽一　　核燃料ｻｲｸﾙ開発機構東海事業所環境保全ｾﾝﾀｰ処分研究部長

（委員会事務局）

伊藤　正彦　　核燃料ｻｲｸﾙ開発機構大洗工学ｾﾝﾀｰ照射施設運転管理ｾﾝﾀｰ長
（平成 16 年 10 月まで）

和田　雄作　　核燃料ｻｲｸﾙ開発機構大洗工学ｾﾝﾀｰ照射施設運転管理ｾﾝﾀｰ
副ｾﾝﾀｰ長（平成 16 年 11 月から）

大久保 利行　　核燃料ｻｲｸﾙ開発機構大洗工学ｾﾝﾀｰ照射施設運転管理ｾﾝﾀｰ
環境保全課長

宮崎　仁　　同　　環境保全課長代理

細田　博　　同　　環境保全課

堂野前　寧　　同　　環境保全課